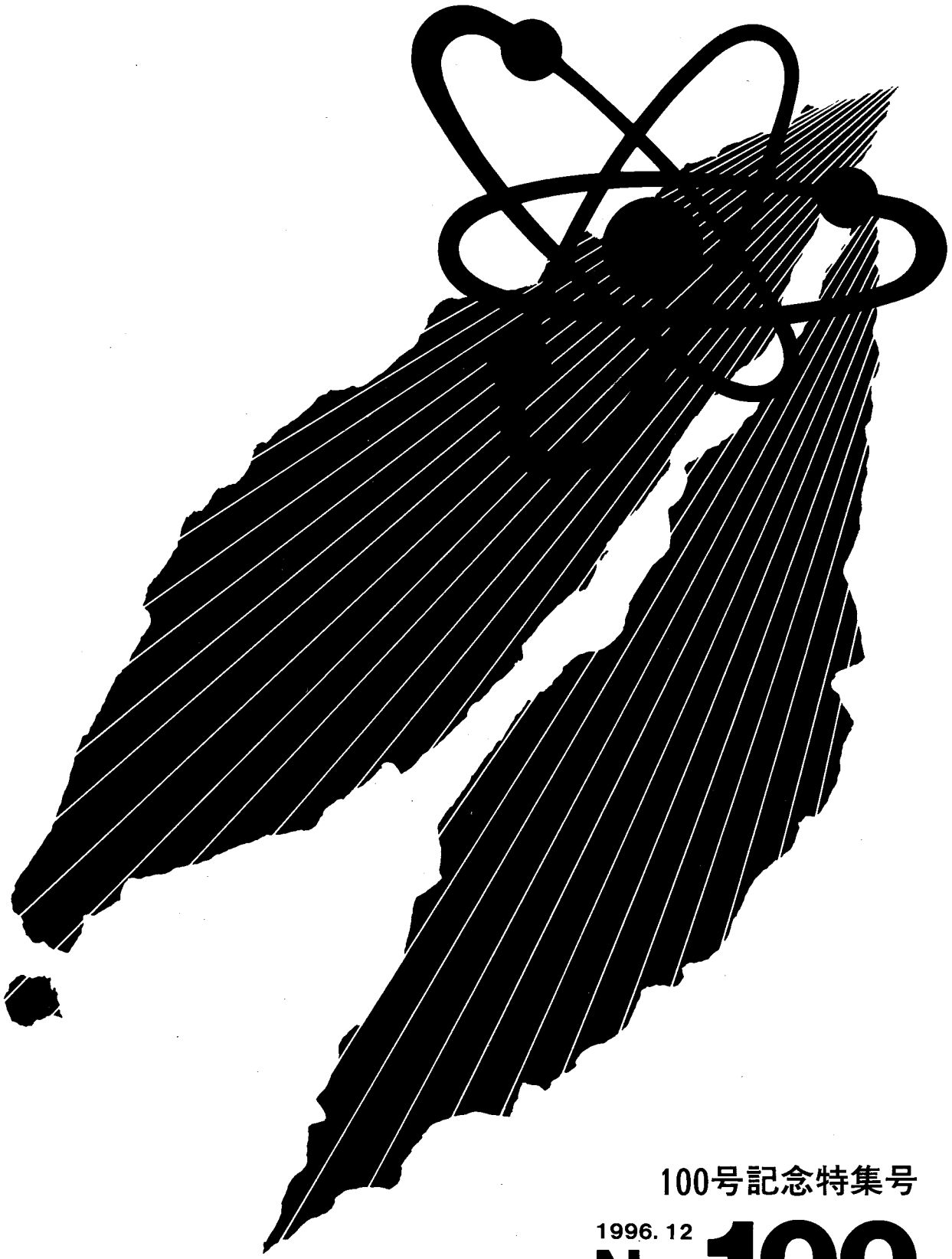
PNC TN1340 96-004 ISSN 0289-6605

動燃技報
PNC Technical Review



100号記念特集号

1996. 12
No. 100

挨　拶

「動燃技報」100号記念特集号によせて …… 1
理事長 近藤俊幸

特別寄稿

「動燃技報」100号発刊に寄せて …… 3
林　政義 日本原子力学会会長

原子力研究開発雑感 …… 5
藤家洋一 東京工業大学名誉教授

核燃料サイクル開発とプルトニウム利用 …… 11
秋元勇巳 三菱マテリアル㈱取締役社長

A French View on Nuclear Energy …… 15
and Fast Neutron Reactors
(訳)原子力発電と高速中性子原子炉に関するフランスの見解
Bertrand Barré
Director of Nuclear Reactors, CEA France,
President, French Nuclear Energy Society

The Need for the Fast Breeder Reactor …… 31
in Global Nuclear Power Development
(訳)世界の原子力開発における高速増殖炉の必要性
John Graham
Past President American Nuclear Society

特別企画

動燃技報を振り返って …… 43
永井寛 丸山昭

特集論文

高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について …… 49
広井博 井上和彦 松丸隆

大洗工学センターにおける高速増殖炉の研究開発 …… 69
高橋克郎 岩田耕司 中本香一郎
長井修一朗 山下芳興

新型転換炉の研究開発 …… 87
速水義孝 成尾一輝 福村信男
望月弘保 小池通崇 相原永史

「ふげん」における開発成果 …… 105
池田博 西村弘 樋口常久
伊藤孝志 今野猛 新澤達也

世界のウラン資源の現状と課題 …… 127
黒沼長助

回収ウラン転換技術開発 …… 137
小原義之 森良平 岡本正文
松田健二

遠心法ウラン濃縮技術の開発 …… 151
柴田朋文 甲斐常逸

プルトニウム燃料の開発 …… 159
河田東海夫 岸本洋一郎

軽水炉使用済燃料の再処理 …… 183
杉山俊英 槇彰 山本徳洋
中井俊郎

リサイクル機器試験施設（RETF）計画について …… 199
中村博文

先進的湿式再処理／MOX燃料製造の概念について …… 207
紙谷正仁 篠田佳彦 遠藤秀男
中島靖雄 小島久雄 小嶋素志
小山智造 野村和則 駒義和

放射性廃棄物の処理技術開発 …… 215
大内仁 宮本陽一 池田諭志
緒方義徳 武田啓二 横山紘一郎
吉岡正弘 谷本健一

地層処分研究開発と地層科学研究 …… 235
原啓二 武田精悦 安藤康正
石川博久 湯佐泰久 坪田浩二

フロンティア研究 …… 255
島崎善広

分子レーザ法ウラン濃縮技術開発 …… 273
川越浩 山口大美 鈴木栄二
鈴木美寿 田代清 川上重秋
須藤收 高橋武士

保障措置技術の開発 …… 289
和泉啓 大谷哲雄 梶山登司
秋葉光徳 広沢尚教

安全管理技術の開発 …… 305
浅野智宏 金盛正至 野村保
谷山洋

概　況

新型転換炉の開発 …… 317
高速増殖炉の開発 …… 319
核燃料サイクルの開発 …… 323
再処理技術の開発 …… 324
ウラン資源・探鉱と技術開発 …… 325
廃棄物処理処分に係る研究開発 …… 327
ウラン濃縮技術の開発 …… 329
安全管理技術の開発 …… 330
核物質管理業務 …… 332

国際協力

国際会議，海外派遣等 …… 334

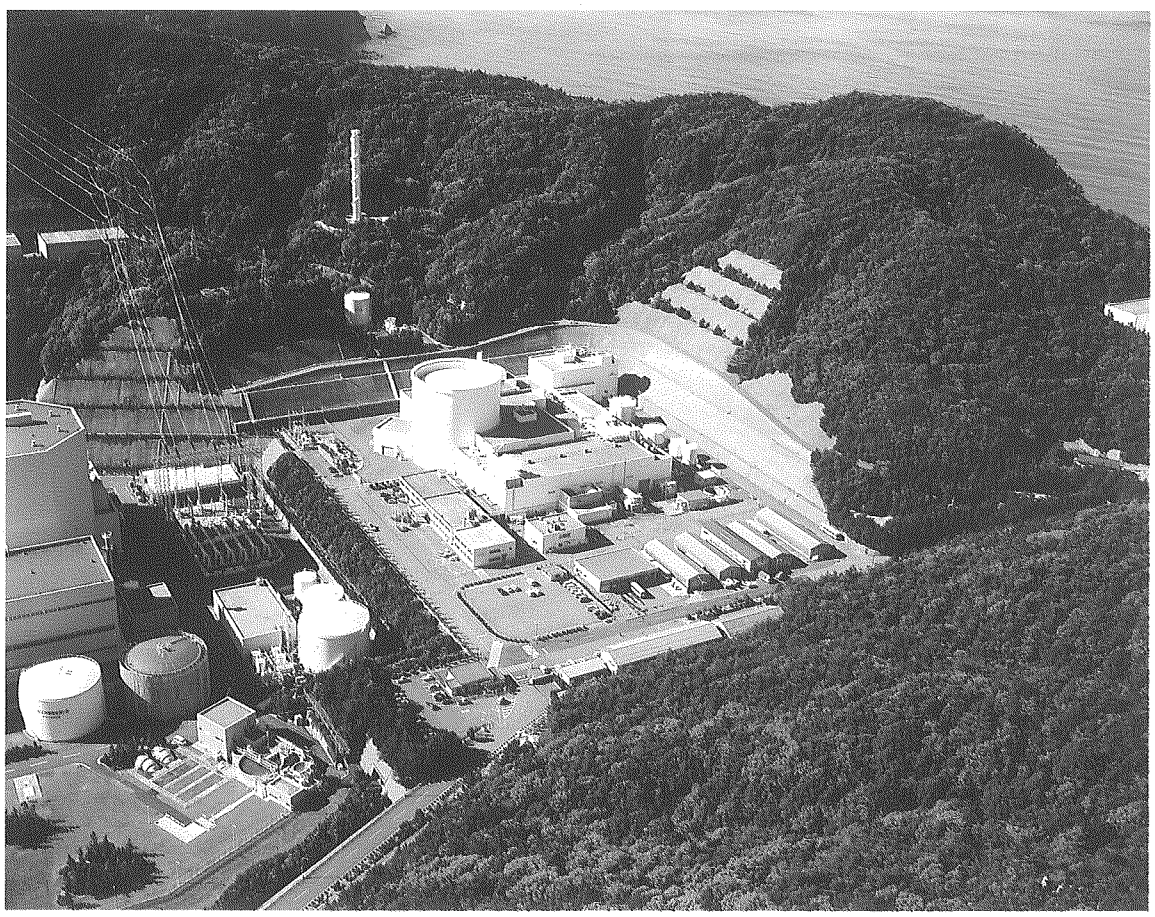
活　動

外部発表・特許・実用新案 …… 335

用　語 …… 345
『動力炉技報』・『動燃技報』掲載論文一覧 …… 付1



高速増殖原型炉もんじゅ全景



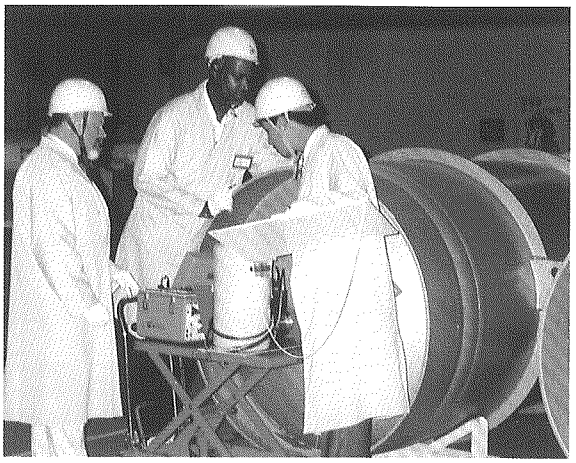
新型転換炉原型炉ふげん全景



第２回PNC核不拡散フォーラム

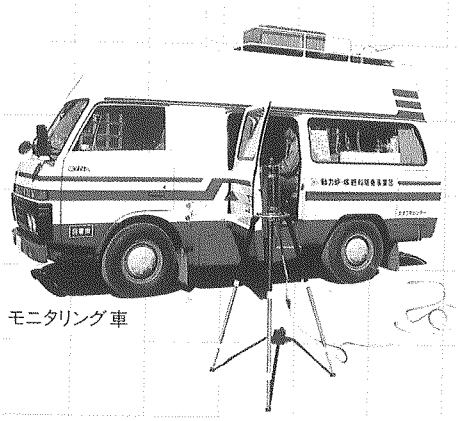
―核不拡散―

―保障措置―

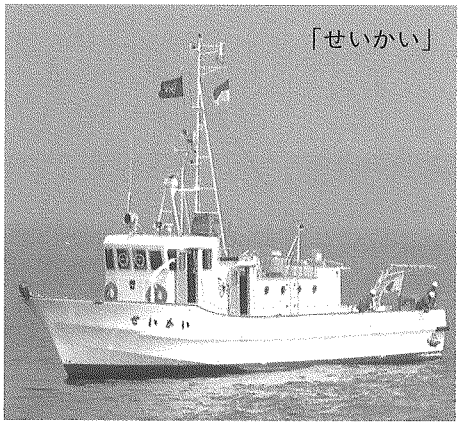


国およびIAEA査察官によるUF_6シリンダー中のウラン濃縮度測定

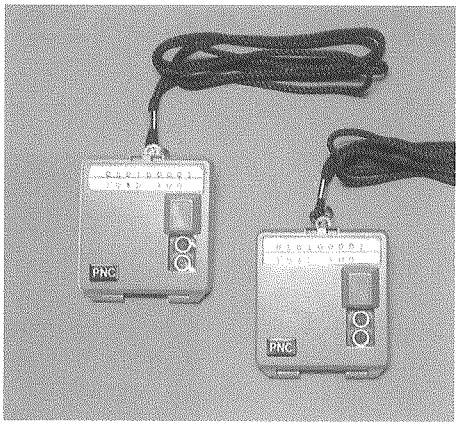
―安全管理・安全研究―



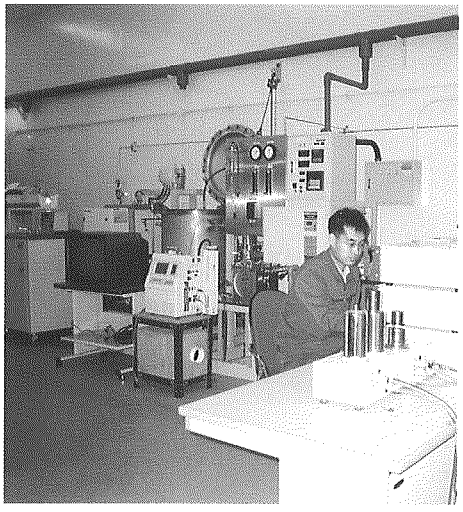
モニタリング車



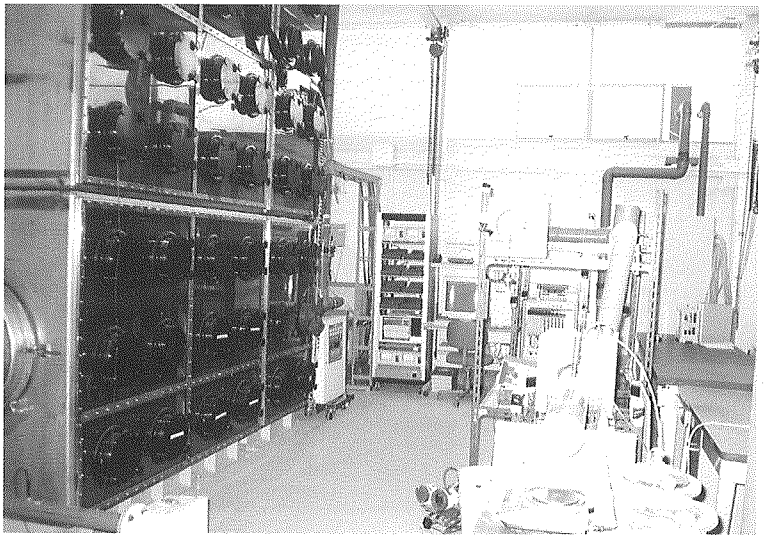
環境モニタリング



動燃型TLDバッジ



溶媒と硝酸との発熱反応試験装置およびデータ解析風景



グローブボックス内火災挙動試験

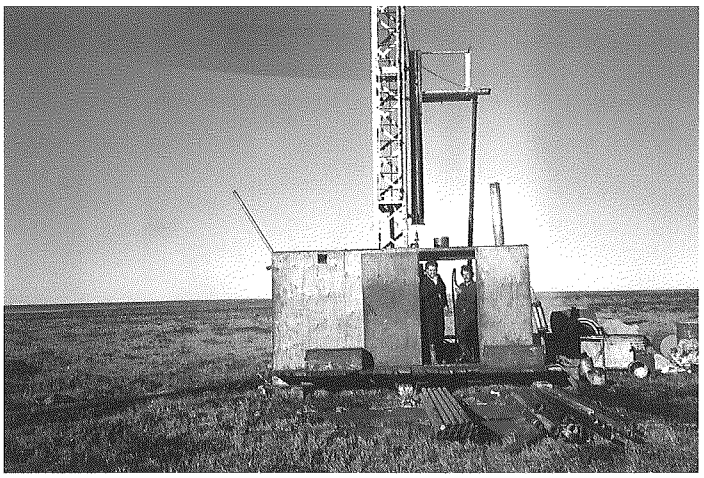
ーウラン探査ー



カナダ：クリスティーレイク地区のキャンプ風景



オーストラリア：アーネムランドウエスト地区の地質調査

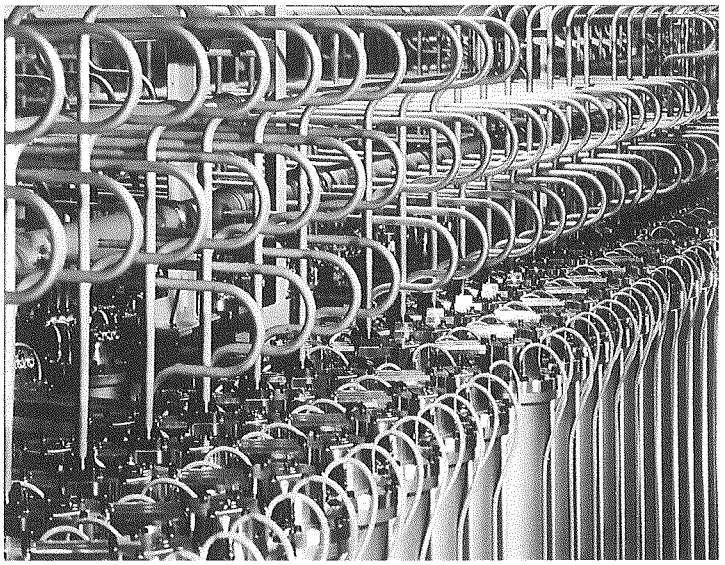


カナダ：プリンセスメリー地区の試錐風景

ーウラン濃縮ー

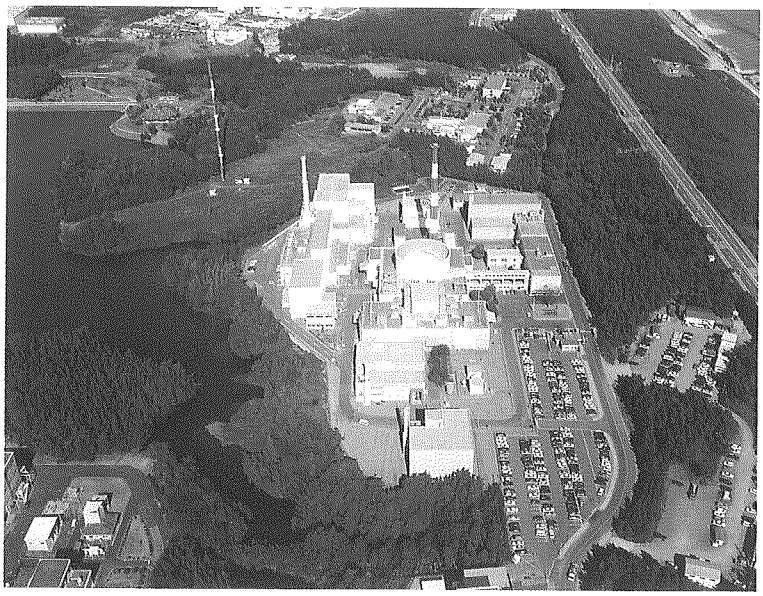


ウラン濃縮原型プラントのカスケード

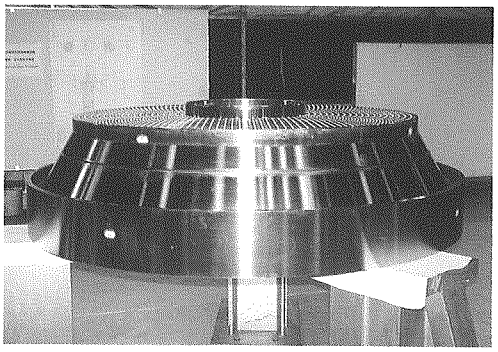


複合材料胴遠心分離機による実用規模カスケード試験装置

―常　陽―

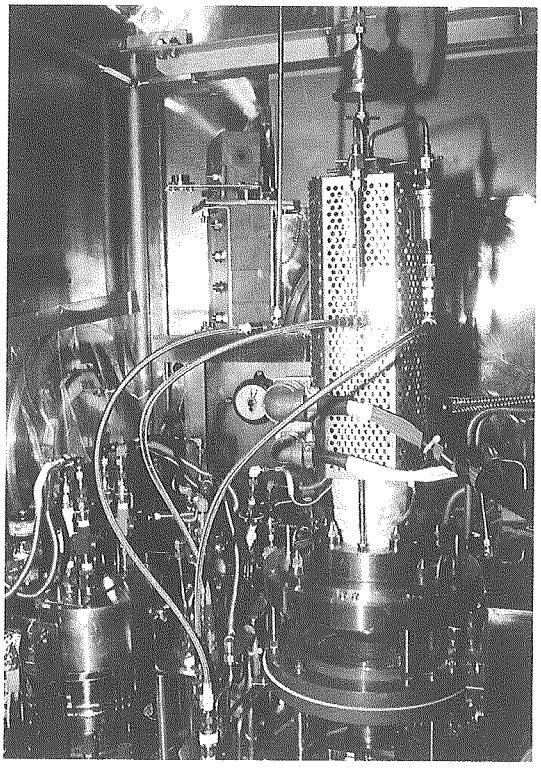


高速実験炉「常陽」全景

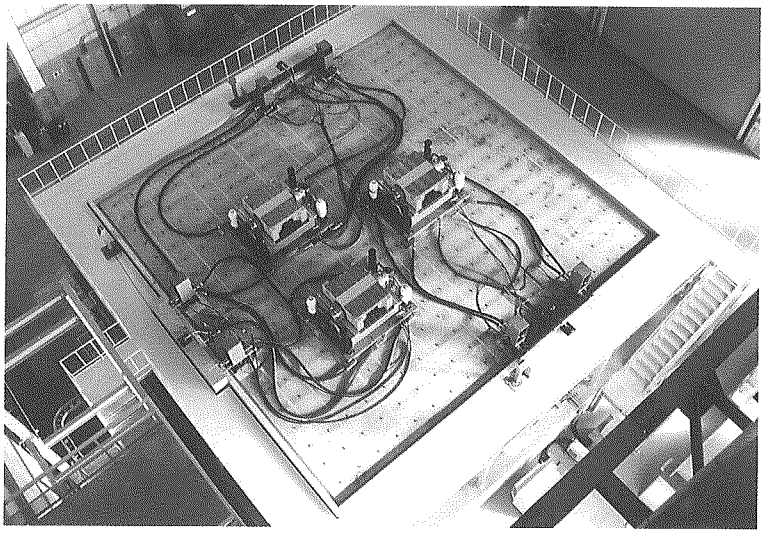


中間熱交換器（MK-III計画）

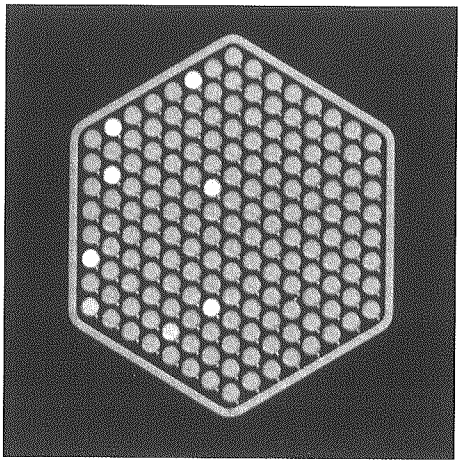
―FBR基盤技術―



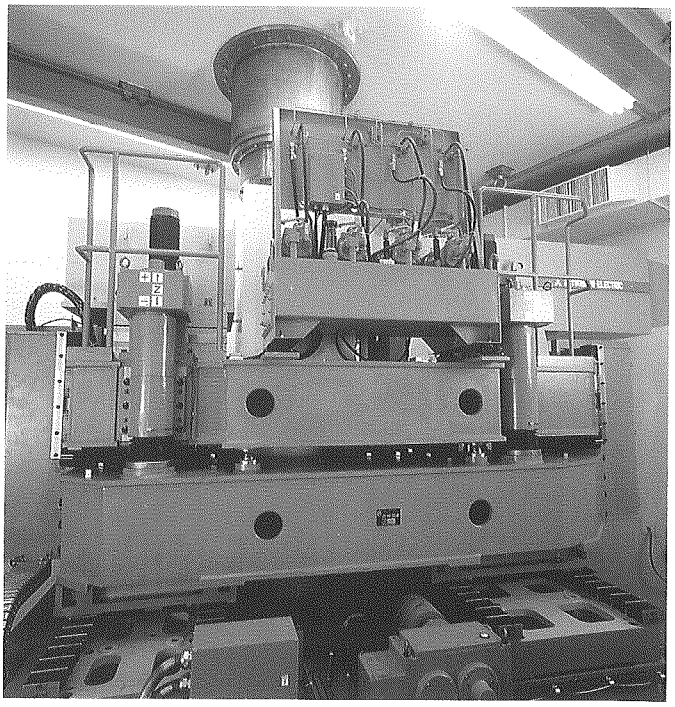
FP放出挙動試験装置本体（セル内）



構造物耐震強度試験装置（浮き基礎12m×12m）

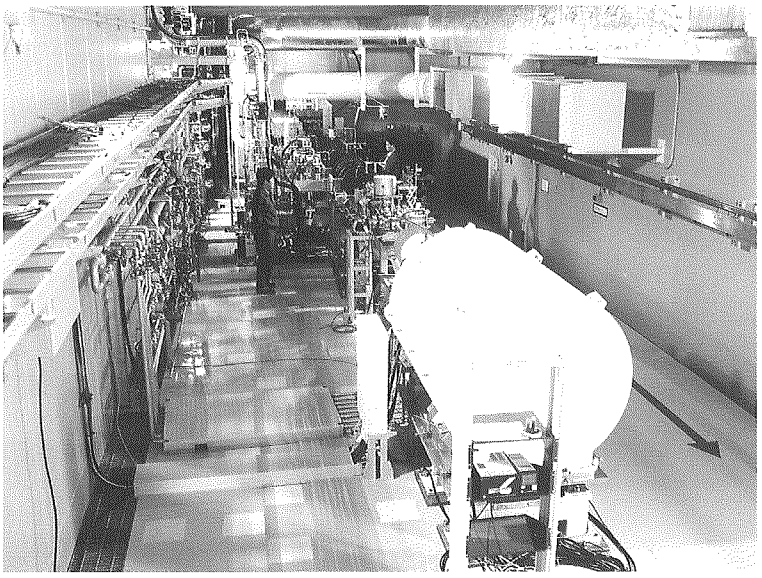


模擬燃料集合体のCT像

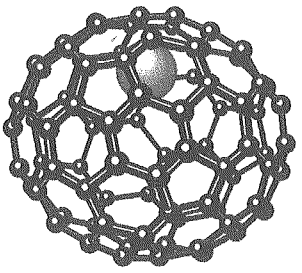


X線CT装置

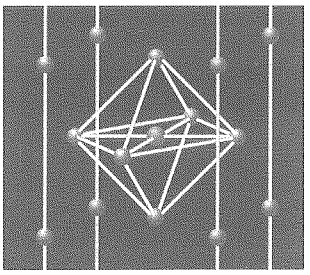
ーフロンティア研究ー



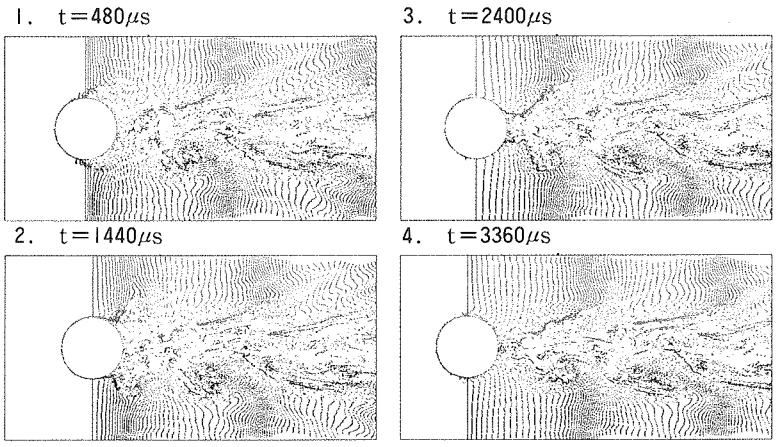
大電流電子線加速器



ウラン金属内包フラーレン

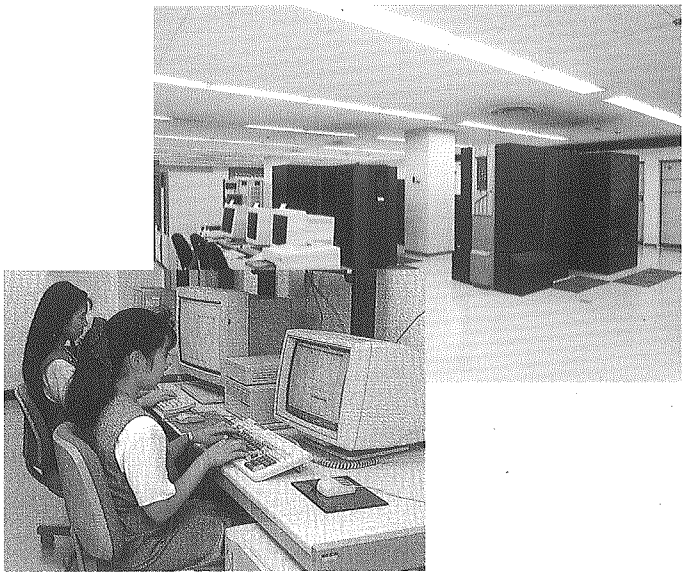


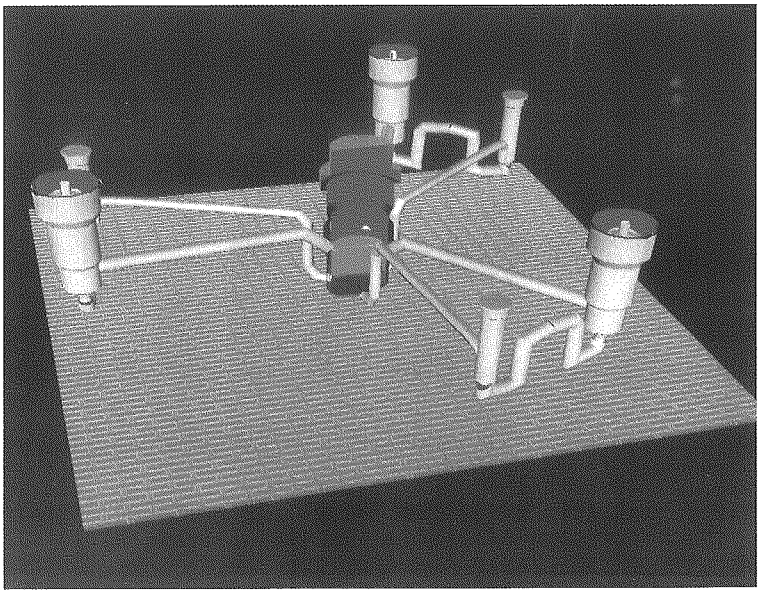
酸化物高温超伝導体



円柱の振動と円柱両側面より対称に放出される渦の様子

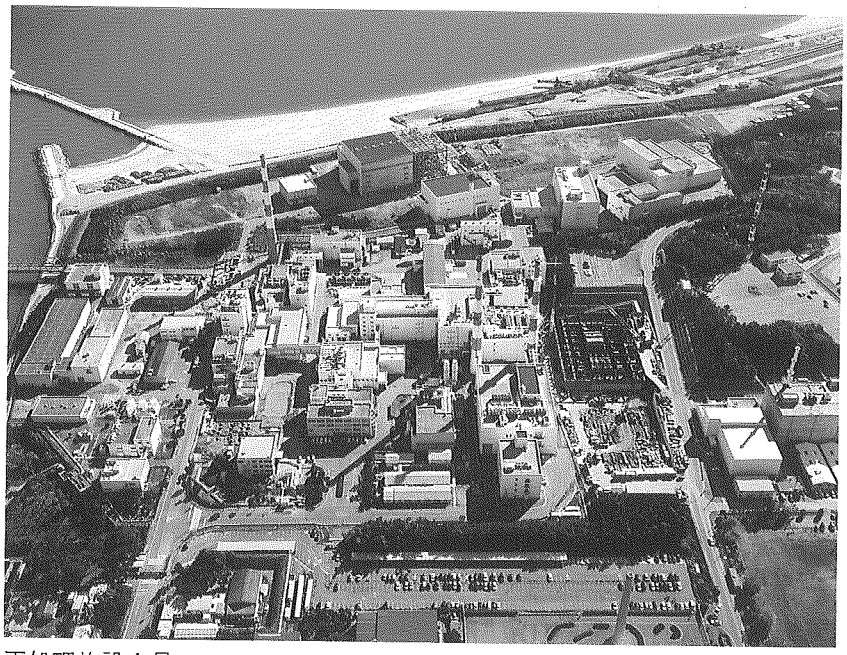
ーコンピュータ利用研究ー





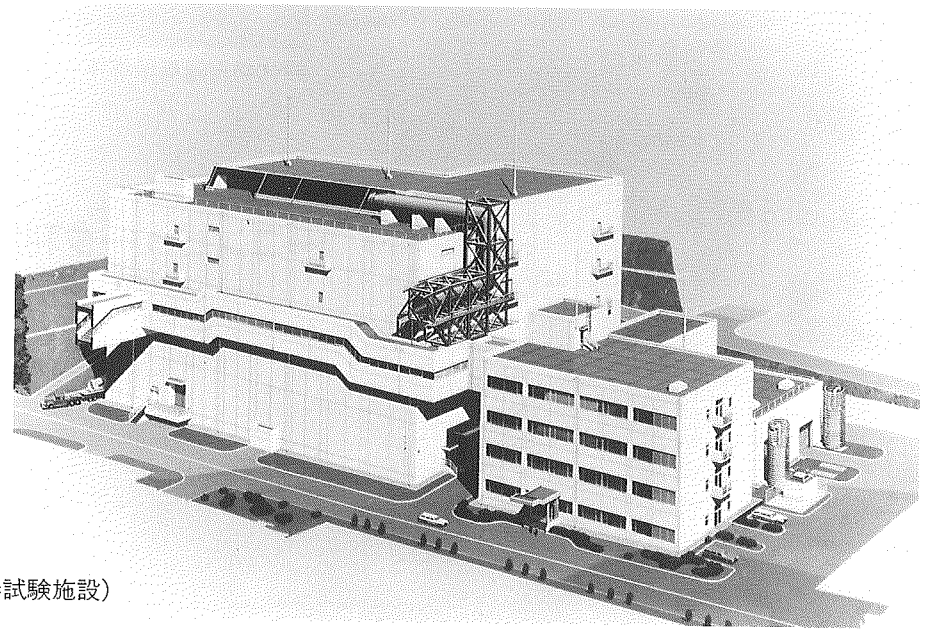
ヴァーチャルエンジニアリングシステムの開発

—再 処 理—



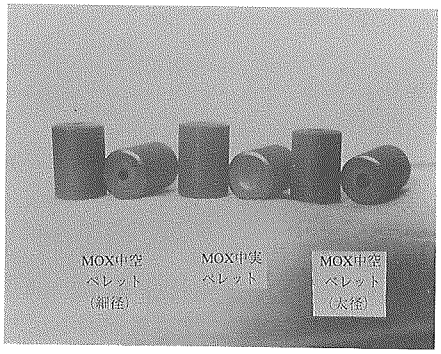
再処理施設全景



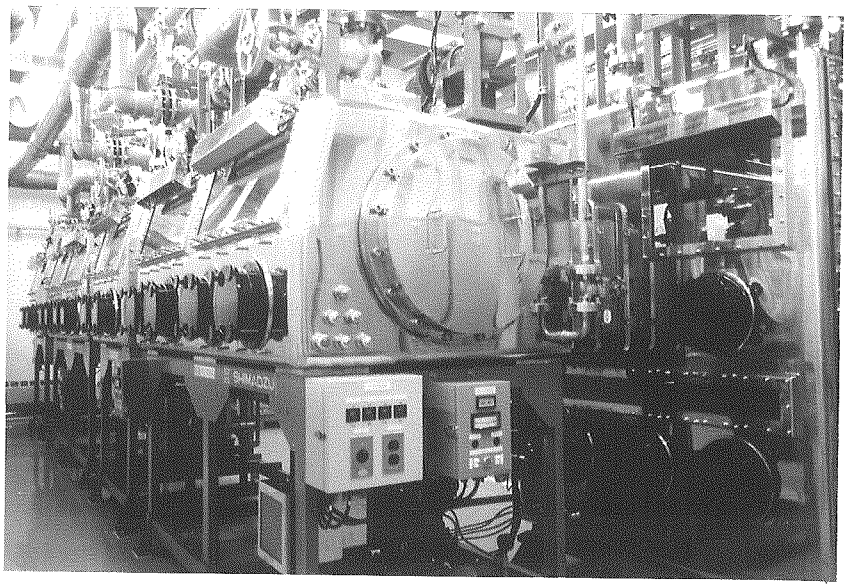


RETF完成予想図
（リサイクル機器試験施設）

—プルトニウム燃料—



中空MOXペレット

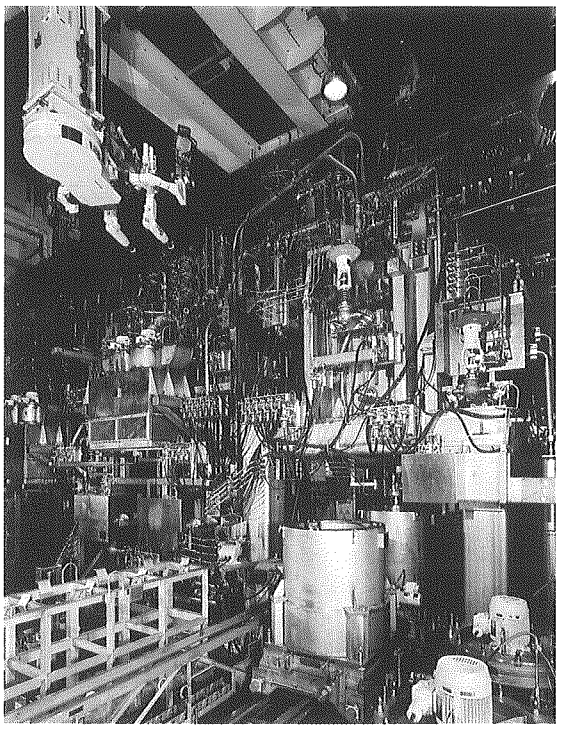


窒化物燃料製造用グローブボックス

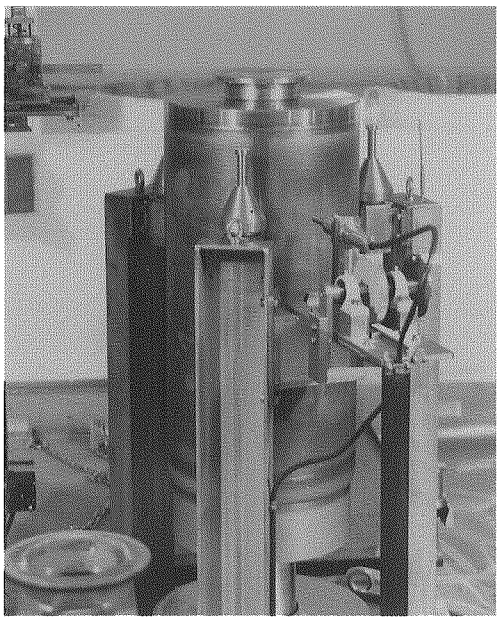
—廃棄物処理・処分—



TVF
（ガラス固化技術開発施設）



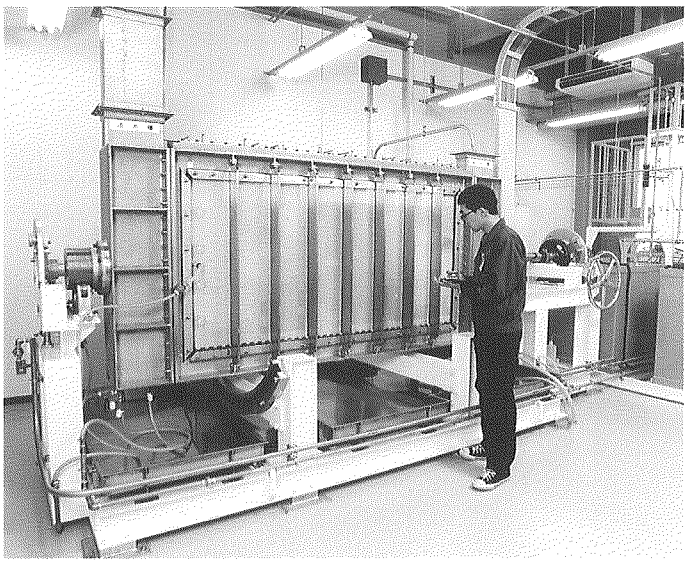
前処理設備機器ラック



キャニスター



超深地層研究所概念図



多孔質媒体水理試験設備

「動燃技報」100号記念特集号によせて



理事長　近藤俊幸

『動燃技報』が動力炉・核燃料開発事業団の技術情報誌として発刊されて、本号で100号を数えるに至りました。昭和46年に『動力炉技報』として第一歩を踏み出して以来、年4回の発行をたゆまず続け、この間、当事業団の活動概況とともに、約700報を越える技術論文を掲載してまいりました。

21世紀が目前に迫った今日、来世紀に我々が直面する重要な問題は人口問題、エネルギー問題、地球環境問題と考えられます。近年、国際的なエネルギー需給は緩和傾向にあるものの、東アジアを中心に今後世界のエネルギー需要は急速に増大していくことが予想されます。このため、世界全体のエネルギー需給を考慮しつつ、自国のエネルギーの長期的な安定供給をいかに確保していくかが重要な課題となってきています。

当事業団は原子力の開発と利用の促進のため、国の「原子力の研究、開発および利用に関する長期計画」の下、ウラン資源の有効利用を目指した「核燃料サイクル」全般にわたり研究開発を進めてきました。このことは、天然資源に恵まれない我が国が今後の持続的発展をとげていくために、これが不可欠であるとの認識によるものです。動燃事業団の設立から約30年を経過し、社会環境が大きく変貌した現在においても、我が国の「核燃料サイクル」の研究開発を担う中核的研究開発機関として、その使命の重要性は変わらないものと確信しております。

しかしながら、我が国の原子力開発の重要プロジェクトである高速増殖原型炉「もんじゅ」が、平成7年12月8日に発生した2次系ナトリウムの漏洩事故により停止状態となっております。これを契機として、原子力立地地域等から原子力政策への提言がなされ、原子力委員会に「原子力政策円卓会議」が設置されました。この円卓会議において、我が国のプルトニウム利用計画について、再確認あるいは見直し等の意見が出されています。国際的な動きでは、包括的核実験禁止条約の署名等核の保有と管理、核拡散防止に向けた大きな流れがあります。

このような状況の下、当事業団は従来から「安全」と「核不拡散」を事業運営の基本にすえてまいりました。今後とも、核燃料サイクル技術開発を進めるに際しては、安全を第一に、計画の透明性をもって国内外の理解と協力を得つつ、着実かつ効率的に進めていくことが重要との認識の下、次のよう

に事業を進めてまいります。

高速増殖原型炉「もんじゅ」事故への対応については、徹底した原因究明を進めます。あわせて、これまでの原因究明作業の過程で明らかになった問題点、反省点を踏まえ、プラント全体の安全性、信頼性の向上を図るため、「もんじゅ」の総点検を実施し、安全の維持に万全を期してまいります。現在、動燃事業団の意識改革、情報公開、地元とのコミュニケーション強化活動を積極的に進めており、この活動を通じ、当事業団の技術的信頼・社会的信用の回復に向けて最優先で取り組んでおります。

高レベル放射性廃棄物の地層処分については、我が国における地層処分の技術的信頼性について国の評価を受けるために、2000年前までに第2次報告書として研究成果を取りまとめるべく研究開発等を推進します。地層処分研究の基盤となる地層科学研究については、釜石鉱山および東濃地科学センターにおける試験研究を進めます。超ウラン核種を含む廃棄物の処分研究開発に関しては、1990年代末を目途に具体的な処分概念の見通しが得られるよう技術的検討を進めます。

核燃料リサイクル技術については実用化に向けた技術センターとして、安全性・信頼性・経済性のより一層の向上を目指して、必要な開発を進めます。プルトニウム燃料の高性能化をはじめとして実利用に向けた開発を着実に進めます。放射性廃棄物の処理・貯蔵技術開発については、廃棄物の区分に応じた減容・安定化を目指して、所要の施設の整備を図るとともに、施設の安定運転、処理技術の高度化に関する研究開発を進めます。また、現行のプルトニウム燃料に基づくリサイクル技術の開発を着実に進めつつ、先進的核燃料リサイクルについても今後の長期的課題として取り組んでまいります。

これら核燃料サイクル技術の開発とその実用化の事業を推進するに当たっては、積極的な情報公開を行い、当事業団の行っているあるいは行おうとする業務内容、その必要性、安全性について、地元はもとより国内外から納得と共感の得られる形で研究開発を進めることが必要です。また、特に開発成果に着目すれば、当事業団の行う研究開発は、技術移転されることによりエネルギーの長期的な安定供給に資するものです。このため、経済性をはじめとする社会のニーズを的確に把握して、研究開発を進める必要があると考えています。周囲の納得と共感を得る上で、また、研究開発法人として成果を利用者と共有する上で、技術情報の発信は極めて重要な役割を担っています。『動燃技報』は、当事業団の活動状況をご報告申し上げるとともに、技術開発の成果を公表し、広くご活用いただくことを念頭にしたものであります。そしてさらには、研究開発活動の透明性をより高めた、新たな動燃事業団の姿をお示しすることへの期待があります。100号を節目に、常に新しい動燃事業団を目指し、関係各位との連携を一層深めるための総合的技術情報誌として、一層充実させてまいります。関係各界各位のご理解、ご指導を改めてお願い申し上げます。



「動燃技報」100号発刊に寄せて

林　政義
日本原子力学会会長

このたびの動燃技報100号発刊まことにおめでとうございます。昭和42年10月動燃発足以来、動燃は原子力のパイオニアとして新型動力炉の開発と核燃料サイクルの確立を目指す広範な技術開発の使命を担って、いばらの道をまっしぐらに進んで来た。この間数々の困難と闘いながら所期のプロジェクトを一歩一歩遂行し、多くの知見と経験を積み、原子力平和利用の実用化に貢献しうる一大技術集団としての成長を遂げて来た。

この過程において、動燃は優れた指導者と真摯な先人の努力はもとより、関係諸機関の数多くの御指導と暖かい御協力を戴いてきた。動燃ＯＢの一員としてますますの発展を心からお祈りする。

さて私が動力炉・核燃料開発事業団理事長を命ぜられ、40年間勤務した中部電力を辞任し、長年住み馴れた名古屋を離れ家内共々東京に移り住むようになってから早いもので10年が経過した。

その間、動燃を始めとして新エネルギー産業技術総合開発機構、原子力委員、高レベル事業推進準備会を経て現在日本原子力学会会長に就任しているが、一貫して原子力を含めたエネルギー関係に携わってきた。どの部門も思い出深いものがあるが、特に動燃の３年半の生活は私にとって終生忘れることのできない心に残る時代であった。

私の故郷は茨城県常陸太田である。常陸太田といえば動燃発祥の地である東海村から近々10kmの所にあり、子供の頃から東海村とは深い縁で結ばれていたように思う。東海村の前身である石神村には毎年のように秋には初茸採りに出掛けたし、また村松村の虚空蔵さんには付近の子供達の習慣で13歳になった春に、母の作ってくれた握り飯を持って「十三参り」に出掛け、縁起物の福俵を記念に買って帰ったこと等、昨日のことのように思い出す。

また、大洗工学センターのある大洗町、旭村とも私にとっては縁が深い。すなわち大洗町の旧磯浜町は父が当時勤務していた銀行の関係で夏には毎年のように海水浴を兼ねて長期滞在した思い出の地であり、それにも増して旭村と町村合併した旧大谷村田崎は父の生誕の地でもある。私が動燃理事長に就任した時、涸沼湖畔のいこいの村で今は亡き旭村小松崎村長主催で私の親戚を含めて盛大なお祝の宴を催して戴いた。これも私の終生忘れ得ない思い出の一つである。

考えて見れば動燃と私とは何か前世の縁で繋がっているような気がしてならない。動燃発足時の初代理事長が中部電力発足時の初代社長井上五郎氏であり、中部電力との深い拘わりを思うとますますその感を深くする。

理事長に就任３日目で北海道幌延に計画している高レベル廃棄物地下研究センターについて「科学技術委員会」へ参考人として出席を求められ、これを皮切りに10回答弁に立つことになった。また、３カ月後の５月中旬、天皇陛下主催の園遊会でチェルノブイリ原発事故に関して御下問があり、私は「安全を考えない原子力は原子力ではありません。日本の原子力は何を措いても安全第一に考えておりますのでソ連のような事故は日本で



は絶対に起こりません。どうぞ御安心ください。」と申しあげ今は亡き昭和天皇も深く頷いておられた。これも私の終生忘れ得ない思い出である。

動燃が発足して早いものでもうすぐ30年になろうとしている。その間、動燃を取り巻く内外の情勢は大きく変転した。２回にわたる石油危機、この危機を突破するための脱石油と省エネルギーへの努力、代替エネルギー、特に原子力発電の促進等世界の国々がエネルギー問題に真剣な取り組みを見せたが、やがて一転してエネルギー需給の緩和、そしてチェルノブイリ原発の空前の大事故を経験し、残念ながら世界は反原発の傾向にある。

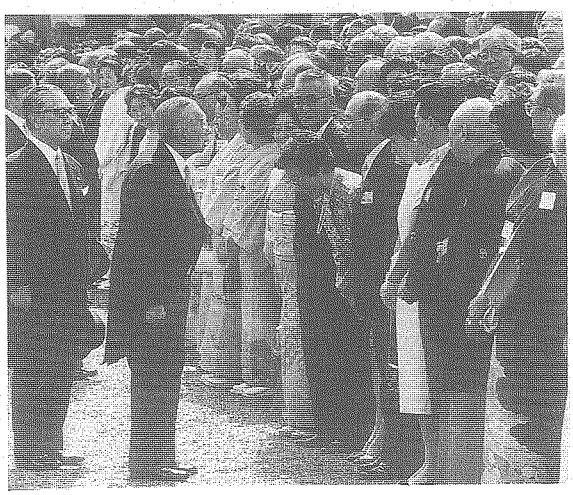
しかしながら申すまでもなく資源は有限である。あれだけの産油量を誇った中国が一昨年から石油の輸入国に転じ、インドネシアも産出量の減少から自国産の良質原油を輸出に回し中東の安い原油を輸入して国内消費に充てている事等がその証拠である。発展途上国が先進国並にエネルギーを消費することを何人も押えることはできない。私は資源を金で買える時代は早晩無くなるのではないかと危惧するものである。その時こそ準国産エネルギーである原子力こそ無資源国日本を救う有力な手段であると確信している。

昨年暮れ「もんじゅ」の２次系よりのナトリウム漏れ事故が発生し、幸いにして放射能漏れはなかったものの連日の報道を通じて日本中を震撼させる結果となった。私も動燃ＯＢの一員としてまことに残念である。初期対応のまずさから事故が事件へと発展し尊い犠牲者までも出すことになった。しかし決してこれに屈することなく動燃始め関係者が打って一丸となって信頼の回復に努め、一日も早い運転再開を希望するものである。

今のままで原子力発電を続ければウラン資源は数十年で枯渇することは明らかであり、核燃料サイクル路線を採用してプルトニウムを利用することにより、ウラン資源を飛躍的に延ばすことができる。その鍵を握るのは高速増殖炉でありまさに原型炉「もんじゅ」である。

技術は一朝にして完成するものではない。長い期間の努力の積み重ねの結果であり、これなくして新技術の完成はあり得ない。必要の時になって今すぐ作れといわれてもこれは不可能である。

原子力学会はこの度原子力安全調査専門委員会のまとめた「もんじゅ」事故に対する見解を発表した。これは第三者的立場に立つ専門家集団として今年２月から論議を重ねていたものでありこれを契機に動燃を始めとする原子力関係者にもう一度原点に立ち返って、謙虚に反省し、さらにより優

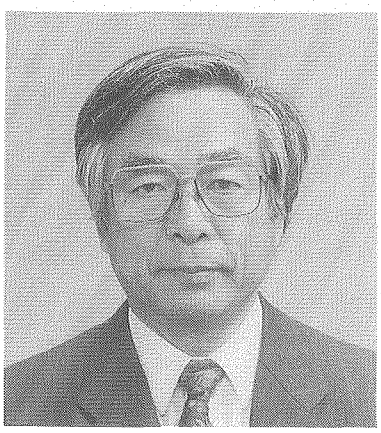


れた原子力技術の完成を目指すことを目的としたものであり、決して動燃を非難するものではない。

私が新エネルギー産業技術総合開発機構に着任早々マスコミのインタビューを受けた。2、3の記者から原子力発電従事者は原子力を推進したいがためにことさら新エネルギーの欠点を大袈裟にいうのではないかといわれ愕然としたことがある。「とんでもない。原子力は大量発生エネルギー源として、また新エネルギーはローカルエネルギーとして各々その持ち味を発揮して、電力のベストミックスを図ることが大事です。」と答えたことを思い出す。考えて見ると、その分野に長く従事していると往々にして独善的になりがちである。技術発展のためには勿論思い込みも必要であるが気配りも必要だと思う。何気ない一言が思いがけない結果を招くことも十分考慮する必要があることを痛感した。動燃もこれを契機として災を転じて福となすように反省すべき点は反省しこれまで以上の努力を重ねていただきたい。

21世紀を目前にして人類の将来を展望する時、エネルギー確保は最大の命題である。特に無資源国日本にとっては国の命運を左右する大問題といっても過言ではない。化石燃料の燃焼による地球環境問題は人類存亡の課題であり地球温暖化の元凶の一つである炭酸ガス除去は最後まで残る難問である。これらを両立させるエネルギーとして原子力に対する期待はますます大きなものがあるが残念ながら国民の理解が十分得られているとは思えない。

動燃2800人が打って一丸となって原子力のパイオニアとしての誇りを持ち、「もんじゅ」の事故に屈することなく日本のエネルギーのためになお一層の努力をされるよう心から祈念するものである。



原子力研究開発雑感

藤家洋一
東京工業大学名誉教授

1.　はじめに

科学技術全般についてもいえることだが、原子力も転換期を迎えており、開発当初とはかなり異なる視点で社会が再び原子力を直視する時代になっている。これは、原子力エネルギー論や資源論の視点から把えるだけでなく、人類文明との関連から文明を支える総合科学技術として成長すべきものとして認識することを求めているのであろう。また利用から調和へと研究開発の理念の転換も同時に要求されているように思える。

原子力はクオーク、素粒子、原子核というミクロ世界から、星、天体、宇宙というマクロ世界にまで広がり、その自然法則を記述するにも量子力学、ニュートン力学さらには相対論とそれぞれの世界に特徴的な手法を必要としている。

ここで全体にわたって重要なことは原子力の内包する超先端領域と巨大科学技術領域を正確に把えることである。また、原子力開発が科学的可能性の探求から出発し、技術開発のプロセスを経て、実用化され、人類社会に貢献出来る状態になるまでには、原子力の本来的性格からみて多くの優秀な人材と、多額な開発資金と、さらに長期にわたる開発期間が必然的に求められることになるのも事実である。

化学エネルギー利用に始まる石油文明の発端から完成までにも永い年月が必要であった。19世紀末期に出発点をおく原子力文明もその完成に至るまでには永い研究開発の歴史が刻みこまれて行くことになろう。

2.　時代を超えた長期展望と現状認識

原子力開発に第一に重要なのは時代を超えた長期展望を持つことである。大規模研究開発を宿命とする原子力の本来的性質および特徴を理解した上での長期展望は研究開発の方向付けをたしかなものにする上で重要である。しかし同時に巨大科学技術としてその時代の政治、経済、社会と密接に関連しているため正しい状況認識にそって時代の求める現実的課題に直面しなければならない。課題解決は原子力開発の長期展望が持つ柔軟性の中に現実的解決方策を見出すことによって行われるべきである。

人類文明をその根幹で支えるものとして原子力の研究開発に求められるものは

1)　未知の世界を探り、そこから新しい知見や情報を導き出し、人類社会に提供するサイエンスとしての資質を持っていること

2)　従来の科学技術の手法によっては期待出来ない、原子力固有の手法によって、新しい科学技術、すなわち先端科学技術の世界を切り拓いていくこと

3)　従来の科学技術を総体として受けとめることが出来ること

4)　自然環境および人類社会との間に調和を図る方策があること

等である。このことは原子力を総体として把え、科学的、技術的可能性の具体化を中心に、将来バランスのとれた総合科学技術体系に発展させることにつながる。

原子力が総合科学技術として成長して行くためには常にサイエンスとしての魅力を持っていなければならない。それがないと若者が次に続かない。原子力が軽水炉を中心とした原子力発電を中心にエネルギー産業だけで頑張っている間は、おそらく若者に夢を売ることは出来ず、原子力はポスト・モダーンな技術として魅力に欠けるものとなろう。現在原子力発電が実用化しているだけで、多くの夢の部分はまだ科学の段階か技術開発の途

上にある。将来を展望するにあたっては研究開発の出発点に立戻って考えることも必要だろう。原子力の扉は一方で20世紀初頭のプランクの量子仮説およびアインシュタインの光量子仮説によって開かれたことを見ても分かるように、光の科学、電磁波の科学が先行分野であり、光の世界の解明は原子のスペクトル研究を通じて原子の殻外電子の制御を可能にし、レーザーはその洗練された技術へ発展した例といえる。20世紀は原子の内部の解明と制御に格段の進歩を示した。

また、ラザフォードやキューリ夫人が手を染めた放射性物質の存在およびその崩壊過程の研究は新しい錬金術の世界の到来を示し、荷電粒子と原子核の反応をベースとした領域を生み出し、加速器がアイソトープとともに広い分野に活躍の場を見出している。さらに最も直接的な原子力として、チャドウィックの中性子の発見とフェルミの原子炉の製作は原子力が中性子の科学技術であることを示し、エネルギーおよび物質の変換を対象にして人類の将来のために、技術エネルギーの開拓へ向けて中性子科学技術が研究開発の先陣を切っているといえる。

このように原子力は多彩な方法論に恵まれているが共通する部分は高密度エネルギーと高性能粒子を提供することである。原子力はこれらの方法論の上に成り立つものの総体として見ることが長期展望の上で不可欠である。

高いエネルギー状態の原子核反応をベースとしたサイエンスは、元素の創生や宇宙の創造に直接つながるものであるところに原子力の持つスケールの大きさがある。また、エネルギーがそれ程高くない状態での放射線と原子核の反応をベースとしたサイエンスは、元素の創生よりもう少し大きな世界につながっており、粒子線や電磁波によって、物質の組成や構造を変化させることが出来る。

さらに医学や生物学に関連した分野も原子力の応用分野しとて特筆されるべきものであろう。この分野への応用はラジオ・アイソトープから始まって次第に高性能の粒子やガンマ線をつくり出せる加速器や原子炉の導入へと広がり、遺伝子や染色体の研究、生命の起源の解明に迫る一方、ガン治療を始めひろく治療の分野にまで拡大されつつある。

このように、宇宙の謎を探る研究や原子力発電さらには加速器によるガン治療等はいずれも同じ原子力科学技術に属するものとして理解される。

原子力が総合科学技術として従来の科学技術の総体を受け止める上で最小限要求されることは、当然のことながら、現代文明に供給されている、エネルギー、物質、技術および情報を原子力によってまかなうことが出来ることを示すことである。その意味で原子力は成長の過程で、他分野の成果を導入し（To Nuclear）、原子力固有の研究開発を行い（In Nuclear）さらに原子力の成果を他分野へ応用する（From Nuclear）ことを心掛けることが求められる。

人類社会との接点を考えれば、原子力はさらに、自然科学に加えて社会科学、人文科学の分野も同時に対象とすることになり、まさに総合性を要求される分野へと発展して行く。

3．原子力開発の包括的命題

原子力を総合科学技術と把えるなら、研究開発の視点もBottom up的、個別的なものでなく、むしろTop down的な包括的命題に求めることが望ましい。例えば“原子核に内在するエネルギーの制御と利用”等は包括的命題としては適切であろう。

人類史において火の発見とその利用は、人類が化学燃焼によって、原子・分子に内在するエネルギーを利用した最初の例で、光と熱を得た。さらに産業革命の起因となった蒸気機関の発明は化学エネルギーを動力源とすることを考え電気エネルギーの利用もあって、石油文明は急速に進展してきた。

核反応による核エネルギーの解放とその利用は19世紀には想像の外にあったものでウランの核分裂現象の発見を見て、初めてその可能性探求の端緒が開けた。核エネルギーは宇宙のエネルギーの根元であり、人類は太陽による自然の原子力か地上での核分裂および将来に期待される核融合、すなわち人工の原子力にエネルギーの源を期待するしかない。

原子核反応は一方通行で、化学反応の場合のような逆反応は期待出来ず、また反応エネルギーの巨大さの故に反応に際して一気に放出されず、生成核を励起状態に留めることが多い。これが放射能の源でエネルギーの中間貯蔵体となっている。原子核内部のエネルギー状態の制御がレーザーのように可能になれば放射能の消滅処理を通して放射線問題の本格的解決にもつながって行こう。

また、核分裂によって多くの新元素が生成される。しかし、現在の原子炉では反応生成核の制御までは可能でない。新しい制御手法の開発、加速器技術の向上等によって物質変換をエネルギー利用との関連の中に求めることも考えられる。

このように21世紀の挑戦は命題に掲げるように原子核に内在するエネルギーのより積極的な制御と利用を自然との調和、人類社会との調和を優先する研究開発の理念の中に実現して行くことであり、そこに人類の情熱が注がれるものと思われる。

4．整合性ある原子力システム

地球の歴史は大気中の炭酸ガスの減少する歴史であったが一方で、自然放射能の減少する歴史でもあった。石油文明が生態系の植物サイクルに等価なシステムを本質的に持ち得なかったために、炭酸ガスが減少から増加に転じて、今や地球温暖化による環境問題を生んでいるのと同様に、原子力の導入によって、放射性物質の蓄積を招き、炭酸ガス同様、地球上の放射能が減少から増大に転ずるのではないかと不安に感じる人々がいる。

さて、この問いかけに答えて、原子炉の中で生れる放射性物質をシステム内部に閉じ込め、有限の時間で無害化、すなわち放射能を持たない物質に転換させることは可能だろうか？放射性物質の循環がシステム内に閉じられることで生態系のエネルギーシステムが持つ「ゼロ・リリーズ」の可能性を原子力システムが追求するに足る科学的可能性を持っているであろうか、自然との調和の出発点はここにある。

原子力がこのような科学的可能性を追求する要因は、エネルギー生産に関与する燃料の量（ウラン、プルトニウム等）が化石燃料に比べて圧倒的に少ないこと（$1:10^6$）、さらに炭酸ガスの還元がエネルギー的に無意味なのに対して、放射能はこれを核反応によって非放射化出来る可能性を持つことにある。

このように考えると科学的可能性の検証のために想定すべき原子力システムは次のような機能を同時に達成出来るものになろう。

イ）核分裂によるエネルギー生産
ロ）ウラン-238の利用（プルトニウム生産）
ハ）放射能消滅
ニ）安全確保

このような原子力システムのことを「自ら整合性ある原子力システム」と呼ぶことにすれば、これは放射性物質に対して自然との調和を図りながら、社会にも訴えやすい、バランスのとれた原子力システムと見ることが出来よう。

核分裂反応の特徴は、反応によって大量のエネルギーが解放されると同時に複数の中性子が発生することである。科学的可能性は上記の四つの要件が核分裂で生れるエネルギー量と中性子の数を使って達成出来るかどうかを示すことで検証される。この種の議論はアカデミアを中心に進められており、いくつかの概念が提唱されている。ここでは原子炉および燃料サイクルが同時に検証の対象となる。検証結果はその可能性を決して否定することにはなっていない。

整合性の四要件を達成するためには中性子の核反応を安全に原子炉の中で起こすことが必要で、これは高速炉となることは中性子とウランやプルトニウムとの核反応の特徴から見て当然である。また原子炉を構成する材料の選択および調整を中心的に受持つのが燃料サイクルで、元素や同位元素の分離や混合が中心課題となる。これは従来の再処理や濃縮の技術と同じカテゴリーに属するものである。また、関連して原子力安全研究や加速器による放射性核分裂生成物の消滅研究等も重要な研究開発要素になってくる。

このように原子力開発半世紀を経た現在、利用より調和をより高位の開発理念として、原子力システムの究極の姿を展望してみることも意味があろう。

高速中性子炉、再処理、濃縮、プルトニウム等の研究開発、高速炉安全研究、放射能消滅フロンテイア研究等、動燃がこれまで手がけて来た研究開発分野のほとんどが究極の原子力システムを考える上で必要な基礎技術および、システムに関連している。

エネルギーの有効利用を図りながら、有害物質の循環をシステム内にとどめるとの考え方は決して唐突とは思えない。これまで提唱された多くの原子炉概念は、例えば軽水炉はエネルギー生産と安全確保の二要件は満足しているが燃料生産および放射能消滅については不十分であるといったように整合性の要件を二、三つ満たしている。この延長上に高速増殖炉開発を把え、整合性ある原子力システムとの関連を考えてみたい。

なぜ日本が高速炉開発において突出するのかとの問いかけに対して、我々は答えを用意しておかなければならない。また、将来の地球環境問題に原子力がどう貢献するかについても答えが必要である。

5．高速増殖炉開発の今日性

高速増殖炉については軽水炉等に比べてさらに整合性あるシステムに近いといえる。それでは高速増殖炉開発は今日どのような開発テーゼを持っているであろうか、まず長期にわたるエネルギー

資源の確保についてのきちっとした展望が求められる。これにはプルトニウム技術の確立が不可欠な要素となり、プルトニウム抜きの長期展望はむずかしい。やがて核融合の時代が来るとすればその時はトリチウムが同じ位置づけで考えられるようになると思うが、プルトニウムの方がはるかに現実性を持っている。原子力開発の初期段階で利用の観点を重視し、資源論を全面に出した時代には、プルトニウム増殖を高速炉の特性を代表するものとして高速増殖炉と命名した。

余剰中性子に恵まれる高速炉においては放射性物質の非放射化もその特性の中に加えられる。

放射性物質の消滅、その中でも、超ウラン元素の燃焼はプルトニウム技術と共通の技術基盤を持つものとして同じ技術体系の中で考えることが出来よう。時代が燃料の増殖を望むか超ウラン元素の消滅をより重要と考えるかで高速炉の位置づけに違いが出ることは当然である。しかし長期的には両方の技術を同時に備えたものとして位置づけられよう。

一方安全確保については高速炉安全研究は仮想的炉心崩壊事故から出発して、この安全上の課題を技術的に克服出来る段階に達しているが、一方で将来の易しい安全というかシンプル・フィロソフィの観点から社会的安全、すなわち安心につながる話として、再臨界排除の方向に研究が向かっている。これは中性子の数のバランスによって成り立つ核分裂炉の基本的安全課題の解決になる。

高速増殖炉開発は安全を最優先とし、増殖と熱効率の向上の二点により一層の付加価値をおいてこれまで研究開発を進めて来ており、整合性の四要件のうち三つまではほぼ達成し、放射能消滅についてまだ不十分な点が見られる。これはあきらかに高速増殖炉開発が将来の整合性ある原子力システムに向けての技術開発のアプローチ線上にあることを示している。

高速増殖炉開発は他の先進的燃料サイクル、フロンティア研究とともに、究極の目標である「自ら整合性ある原子力システム」の構築へ向けてのたゆみない営みの中で重要な位置にあり、初期段階で強調された増殖概念はその一つの機能であり、全体としては調和のあるバランスのとれたシステムを目指しているといえる。

したがって今日世界に先駆けた研究開発を行う一方、国際協力に一層の努力を払い研究開発の視野をひろげて行くのは科学技術の国を標傍する日本の責任でもあろう。

6．原子力開発のタイム・スパンと現実方策

原子力開発の宿命であり、弱点でもあるのは開発に長期間を要することであり、そのため、諸技術の開発の進渉にアンバランスを生じることである。現在、提起されている問題の中にはまさにタイム・スパンの違いによるものが多い。

これは整合性ある原子力システムへ向けての技術開発でも当然考えておかなければならないことである。高速増殖炉開発の遅れは再処理プルトニウムの軽水炉利用に、再処理のおくれは使用済燃料の中間貯蔵へと連鎖して行く、半世紀を経過した原子力開発で独立に操作可能な要素はほとんど見当たらず、お互いに密接・不可分の関係にあることは否定出来ない。

一方で原子力開発のタイム・スパンは経済社会の変化、人々の思考の変化に対して即応性を持たせるには長すぎるきらいがある。したがって当初、その時代を考慮して決めた、研究開発の目的が必ずしも今日的新鮮さを維持出来ないこともある。

ここに提唱した整合性ある原子力システムとの名称もどれだけ、その名前が新鮮であるか分からない。長期的には変更の必要がないにしても第三次オイル・ショックでもあればまたまた、高速増殖炉の方が相応しいということにもなりかねない。

整合性ある原子力システムを求めての科学的可能性追求の結果、理想とするものが一気に実現するものでないことは、これまでの技術開発の歴史を見て明らかである。技術開発はステップ・バイ・ステップで続けられるべきものであるし、それぞれのタイム・スパンを持っている。

原子力開発は近未来的目標を定めたら、短期間に積極的に進めることが望ましいのは軽水炉の例を見れば良い。日本の軽水炉はいきなり原子力発電実用炉として導入され、実用炉として改良標準化を進めて来た。動力試験炉、安全性試験炉等、それを支えるものはあっても、基本路線は改良標準化で実用の中にＡＰＷＲ、ＡＢＷＲへと進んで来ている。高速増殖炉開発は実験炉・原型炉と来て実証炉の前で、次の展望が求められている。それは現段階で社会との接点の再整理であり、社会に容認される考え方の提示である。このことは何も高速増殖炉だけでなく、関連する燃料サイクルも含めて整理し、再び近未来を展望することであろう。

7．社会との接点

日本が原子力開発に着手して、すでに40年が経

過している。発足当時の目標は一方で原子力を総体として把えながら、短期的には日本型原子力発電の早期実用化にあった。この目標達成の指標は安全性、信頼性および経済性の達成であった。関係者はこの三つの指標の達成によって原子力が社会的に容認され、国民合意が結果として得られるであろうと考えて来た。事実、三つの目標は現段階で達成されたといえるのではないか。

しかし、現在、当初の見込みがずれて来ていることを関係者は実感している。その理由はいくつかあり、互いに複雑に関連しているが、端的に表現すれば「時代の変化」であろう。1950年代から60年代へかけて、エネルギー源の確保が最優先された時代にあっては、軽水炉による原子力発電は社会に受け入れられて来た。

日本は戦後半世紀の間に非常に忙しい技術開発を続け、目まぐるしささえ覚える社会の変化の中で世界の先進国となり、20世紀末を迎えることとなった。人々は世紀末にあって新しい21世紀に向けて今迄とは違ったものを求めているように思える。すなわち「量的拡大」から「質的向上」へである。この段階でクローズ・アップされて来たものが原子力発電の整合性達成に不可欠な再処理、廃棄物処分など、物質の流れに関する分野である。また実用化の課題も、これまでの安全性、信頼性、経済性の達成だけでなく、社会の合意形成が独立の要素として加わることとなった。原子力は単に技術論に依って立つものではなく、広く社会に文明論を展開する時代に至っている。原子力政策にしても長期展望に立って近未来の原子力開発のガイドラインを示すものであったが、これを遂行する上で、政策自体とこれに対する国民理解、地元合意の間に複雑な相互作用が働いている。

新しい文明の構築に向け人々が各々の立場で、あるいは立場を越えてどう参加して行くべきかを考えることが求められている。一国が世界の中で孤立して生きられないのと同様、国内でも一地域が他地域と無関係に生きることは考えられない。石油文明から次の文明へ移行する中でも、この基本的枠組みは変わらないだろう。地域はその持つ特徴を十分組み込んだ地域コミュニティ形成の中で原子力を位置づけることが望まれる一方、原子力も人類文明をその根幹で支えるものとして全体的性格と地域的性格を併せ持ったものとして位置づけられなければならない。原子力の依って立つ技術論は勿論、基本をなすものであるがさらに社会通念や一般常識をベースにした論理構築が広く原子力関係者に求められている。

地域の側から見れば原子力を「彼等のものから我等のもの」へ「不特定多数のものから自らのものへ」と思考を転換すること、すなわち「地方が原子力を見る」時代へ潮流を変えることが求められる。

原子力開発も半世紀を過ぎ、原子力発電は世界で約17%、日本で30%のシエアを持つ段階にすでに入っている。従って一方で解決すべき課題をかかえているのは当然であろう。

これからの課題解決は決して容易ではないが、社会に理解と支援を求めて、十分な情報公開、意見の交流が望まれる。

社会が原子力を不安に思い容認するに逡巡するのは端的に安全と放射性廃棄物の処理問題といえよう。現在、社会はチェルノブイリ事故もあって、原子力は地球環境を汚染するものだとの認識もあるように思える。安全問題、あるいは放射性廃棄物の処理・処分問題、これらの課題に対処しきれずに地球環境を汚染しないかと原子力に不安を覚える人々もいる。安全確保は原子力開発の大前提で放射性物質の閉じ込めを行うことで実績を上げてきた、と関係者は自信をもっているところであったが、社会は安心につながる新しい安全の世界を求めている。

放射性廃棄物の処理については、整合性の中で求められる放射能消滅の話は未だ時間を要する将来の話で、これを前提に議論するのは不誠実で現実的でない。現実的には原子力安全確保のベースであった、放射性物質の環境からの隔離の考え方を廃棄物処理・処分に適用することである。これが現在世界各国が研究開発と共に、社会的合意を得る努力をしている深地層処分の考え方である。

日本における、放射性廃棄物の地層処分の研究開発はこれまた動燃が中心的役割を果している。この研究開発は現在焦眉の課題であり、多くの機関が参加している。

一方消滅処理技術も放射性廃棄物の環境負荷低減の視点から将来、整合性確立につながるものとして基礎研究が続けられている。両者は互いに対立する概念ではなく、将来は相補的な関係で捉られることになろう。

8．動燃事業団への期待

動燃はすでに見てきたようにここに述べた原子力の整合性に関連する分野のほとんどをその研究開発の対象として来た機関でまさに原子力開発の中心部分を担って来ている。このことは十分評価すべきであろう。勿論整合性達成への道のりは平

坦でなく、むしろ苦難の道といっていいだろう。しかし新しい文明構築へ向けての道だとすれば挑戦するのに十分な価値があり難しさの克服の先にあるものに対しての期待も大きい。また原子力開発の順調な進展に望みをかけ将来の人類の平和と豊さへの原子力の貢献に夢を託す多くの人々がいることも忘れてはならない。

筆者のようにアカデミアの世界に生きてきた人間には大型技術開発の苦難や問題点を正確に理解することはむずかしいのかも知れない。しかし稿を終えるにあたってあらためて動燃に対する印象と将来への期待を述べておきたい。

これまでの動燃は研究開発機関というより、地道な開発集団としての自意識が強く、時代の変化に対応するのに逡巡を見せて来たように思える。

一方で自主開発、他方で国際協力による開発を進め、多くの成果をあげて来た分野もある。しかし、総体としては、科学的可能性の追求、先端技術開発を開放的に行うのではなく、むしろ着実さを求めてか、現在技術の延長上に、外来技術の改良に力を注いで来たように見える。スクラップ・アンド・ビルドの考え方で出発した大洗工学センターでの研究開発はそれでも新鮮に映った。

たしかに技術開発の着実性、信頼性の観点からは地道な開発姿勢は特に原子力の場合重要であり、従来、高品質技術を生み出して来た日本の技術開発とその指向性を同じくしているように思え、納得させられるところであった。

しかし、着実さだけに焦点をおくことは、発足当初に比べ国際協力の対象国が減少する中で、ナショナル・プロジェクトの実施主体としての役割が十分果せなくなる。さもないと、見方を変えれば、開発途上型技術開発から脱却出来ていないとの謗りを免れないことにもなりかねない。

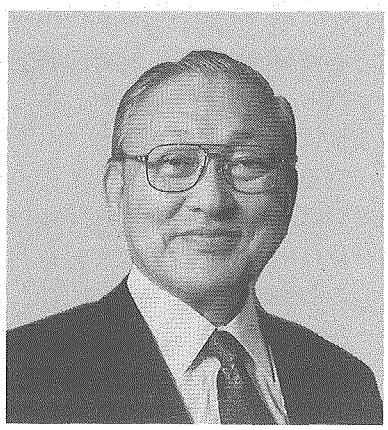
将来の人類の幸福のために原子力開発を行う重要な役割を担っているとの認識に立って、世界に先駆けて新しい領域に挑む活気ある研究開発集団への脱皮を動燃は今、求められている。また自らの研究開発姿勢への要望に加えて、原子力研究開発の基礎の重要性と多様性、さらに裾野となる基盤技術の広さに目を向ける時、動燃が自ら担う部分だけで目標は達成出来ないことも確かであることを認識し、国内外のアカデミア、産業界の諸機関と密接にして合理的な協力関係と役割分担を行い、その主体としてのリーダーシップを発揮することも強く望まれている。

原子力の研究開発を広く把えれば単に動燃のものでも日本のものでもなく、人類の共有財産の発掘と蓄積への協力であるといえる。

動燃にとって今大切なことは来し方を冷静に見つめ、将来に明確な研究開発の認識を示し、世に問うことであろう。そのためには「もんじゅ」問題も含めてこれまでの研究開発が何をもたらしたか、要素技術に加えて大型技術、システム技術はどのように育って来たか、長期展望と現実との接点にどう対応して来たかを再整理した上で、長期計画、中期計画の策定に向かって欲しい。

その一つのガイドラインにでもなればと思って筆者の原子力開発に対する考え方をここに示した。参考になればと思っている。

最後に動燃に生きる多くの優秀な人材に期待するところが大きいこと申し述べておきたい。望むらくはGiven the problemでなく自らProblem Definitionと研究開発の方向付けが出来る人材に育つよう、マネージメントの努力も合わせて期待したい。



核燃料サイクル開発とプルトニウム利用

秋元 勇巳
三菱マテリアル㈱ 取締役社長

1. 動燃との出会い

いきなり私的なことで恐縮ですが、もし人生の歯車の噛み合わせが一つでも違っていたら、私もこの記念特集をお祝いする側ではなく、祝っていただく側に廻っていたかもしれない。そんな昔話から、お話を始めさせていただきます。

私が三菱金属鉱業㈱に入社して間もなく、アイゼンハウアー大統領の有名な原子力平和利用宣言があり、日本でも中曽根議員等の提案による2億3500万円の原子力予算が成立し、原子力の平和利用は夜明けを迎えました。こうした世の中の動きは、当時僻地の精錬所で働いていた私にも逐一伝わってきましたが、中でも私の血を騒がせたのは、日本原子力研究所や原子燃料公社（現在の動燃の前身）が次々と設立され、特に後者の初代理事長には、我が社の常務の高橋幸三郎が就任するとのニュースでした。

十六歳の夏目撃した広島原爆の巨大な力と、それらがもたらした惨禍は、私の心の中に大きな疑問を植え付けました。「このような巨大な力が人類に与えられた意味は、一体何だろう。」原体験が私の心に残したわだかまりは、なかなか消えませんでした。

この力を互いに殺し合うためではなく、人類の幸福のために用いることが出来る。そうした世界がいま開けつつあるということは、こうした私にとって素晴らしい光明でした。これこそ男子が一生をかけるに足る仕事ではないか。しかも我が社が常務まで出して、この国家的プロジェクトに協力しようとしている。

何日も逡巡した後、私は思いきって本社の上司に原子燃料公社に移って原子力の仕事させて欲しい、との手紙を書きました。一カ月ばかりして戻ってきた返事は、「おまえの原子力をやりたいとの気持ちは分った。しかし移る必要はない。我が社も公社と協力して原子力開発を始めるのだから。」というものでした。

間もなく我が社の中央研究所（当時は鉱業研究所と呼んでいました）への転勤命令が出ました。勇躍して乗り込んでみると、新設の原子燃料研究室には既に原燃公社のＳさん、Ｈさん、Ｍさんなどがおられ、それに私のように現場から集められた三菱社員が加わって混成部隊で開発をやる仕組みになっていました。この方式は原燃公社の東海施設（現在の動燃東海事業所）が完成するまで、ほぼ２年ばかり続き、したがってその間の原燃公社の技術系新卒社員にとっては、大宮の三菱の研究所が初仕事の舞台となりました。我々と一緒になって当時発見されて間もない人形峠産ウラン鉱石の製錬研究に打ち込んでおられた姿が思い出されます。

こうしたいきさつから、動燃の皆様には失礼千万のことながら、私の心の中で動燃は、未だに特別な存在であり続けているのです。

2. バランスのとれた初期の核燃料サイクル

今から考えても驚くほど、原子力事始めにあたっての日本は、核燃料サイクルの重要性への正当な認識を持ち、原子力開発の全領域にわたって、バランスのとれた原子力政策を進めていました。早くも1956年（昭和31年）に原子燃料公社が設立されたのもその一端といえましょう。再処理をふくむ燃料サイクルの重要性への認識は高く、特に1962年の原子力委員会の再処理専門部会の報告では「我が国の原子力開発を総合的に推進するためには、燃料サイクルの確立を必要とすること、お

よび外国に再処理を委託するには輸送上、技術的、経済的な困難が多く、再処理は国内で行う体制が是非必要である」との答申がなされています。これに基づき原子燃料公社は1963年12月に再処理工場建設のための予備設計を英国から買うことになりましたが、これと並行して原研は国産技術による再処理の技術開発を進め、1968年には再処理パイロットプラントを完成させ、JRR-3の使用済燃料から200グラムのプルトニウムを分離しています。このように国産再処理計画は着々と進められてきたのです。

1967年（昭和42年）には原子燃料公社と新設された動力炉部門とが一緒になって、動力炉・核燃料開発事業団が発足しました。これにはいろいろな政治情勢も絡んでいたようですが、発足当時、原産の松根宗一副会長は「ATRについては、当初天然ウランを燃やすことを目的としていたが、今はむしろプルトニウムを燃やすことで、FBRまでのつなぎの役割が重要になっている。新型炉を評価する場合、炉そのものだけではなく、燃料サイクル全体を考えなければならない。動燃の仕事はこれからますます重大な問題に直面していくと思うし、国際的にも複雑な情勢になっていく」と述べておられます。ATRにもFBRにも燃料サイクル上の確固たる役割が課せられており、それだからこそ燃料サイクルの要として動燃なる一つの組織に統合する意義があることを、原子力界はしっかり認識していたのです。

3. 核燃料サイクルの停滞

しかしその後の急激な発電プラントの立ち上げや炉性能向上競争の波に押され、新型炉開発をサイクルと一体となって進めていこうとの動きは急速に薄れてしまいました。燃料サイクルそのものが炉の開発の背後に押しやられ、原子力発電の後始末的なイメージになってきてしまったのです。特に高速炉はサイクルにあってこその炉であり、プルトニウムの増殖、燃焼の双方の可能性を秘めた柔軟性の高い炉であるのに、その位置づけが忘れられて性能向上のみに走り、軽水炉とのコスト競争の泥沼にはまりこんでしまったのです。

どうしてこんなことになってしまったのでしょうか。

一つは今も世界の原子力界から払拭されない原子炉オンリー主義とも呼ぶべき傾向です。原子炉からエネルギーを取り出すことだけが原子力発電であり、他はそのための必要悪程度にしか認識しない近視眼的考えが、いわゆるトイレ無きマンション状態を生み出しました。もし日本の原子力界が、原子力事始めの心意気を維持し、原子力におけるエネルギーとプルトニウムの不可分性、そして廃棄物問題の重要性に気づき、これを総合システムとしてとらえ、発電とリサイクルに同等の力を振り分けていたならば、日本の燃料サイクルはとっくに幼時段階を抜け出て、今頃は世界の平和利用のリーダーとしての地歩を確保していたでしょうし、返還プルトニウムや返還廃棄物に悩まされなくても済んでいたことでしょう。我が国ではこのような傾向が最近ますます加速され、好ましからざる方向に歪んでしまいました。

もう一つの理由はバブルです。高度成長時代、日本の原子力開発シナリオの基盤は、急速なエネルギー需要増を前提とした資源論でした。したがって軽水炉燃料サイクルも満足に完結していないのに、できるだけ多くプルトニウムを増やす高速増殖炉の建設が戦略の中心に据えられました。したがって再処理の主目的はプルトニウムの分離となり、そのパターンは即時再処理が原則となりました。高レベル廃棄物の処分はこうしたシナリオの後始末、辻褄合わせの役を背負わされる宿命となってしまったのです。

4. 燃料サイクルの再起

しかしこのような燃料サイクル軽視のアンバランスな開発が長続きする訳もなく、バブルがはじけた今、高度成長期に祭り上げられた高速炉もんじゅは、当分急ぐ必要もないとの位置づけの下に、揚げ足を取られたにも等しい形で後退を余儀なくされているのです。バブルがはじけ、いまや環境論主流の時代にあって、シナリオの中心に座るのは廃棄物です。特に次世代以降に影響を残す長寿核種の極小化、すなわちTRUミニマムが戦略として浮かび上がってきます。再処理の主目的はこのシナリオに沿った廃棄物処分の最適化に置かれ、そのプロセスは群分離を軸に再構築されようとしています。本来ならば高速炉はこのスキームの中に最初から位置づけられるべきだったのです。もともと原理的に柔軟性のある高速炉は、発電用原子炉の切り札としてではなく、バランスのとれた燃料サイクルの調整役としての役割が与えられる筈だったのです。これからでも遅くはありません。高速炉を燃料サイクルの要として呼び戻すことが必要です。

5. 燃料サイクルの原点への回帰

ウランは同重量の化石燃料の百万倍ものエネル

ギーを生み出すポテンシャルを持っています。これをうまく生かすことができれば、原子力はパラダイム技術となり得ると私は信じているのですが、それには燃料サイクルの完成が必須の条件です。しかし薪から石炭へとわずか３～４倍の出力密度の差が産業革命を起こすに十分だったことを考え合わせれば、百万倍のポテンシャルがあまりにも大きいだけに、世の中のアレルギー反応も厳しく、焦りは禁物だと思います。社会や経済の推移とともに、そのニーズに合わせた柔軟な対応も必要でしょう。再処理パターンも、当面は必要なだけのプルトニウムを取り出す計画再処理となり、そのために使用済燃料の中間貯蔵の組み込みも必須となるでしょう。また高レベル廃棄物も処分という言葉の持つ限定責任的イメージを払拭するため、無害となるまで管理するとの基本概念の下で、その方策の再構築を図るべきでしょう。要はその時の社会のニーズに合わせて変化していけるだけのしなやかさが、燃料サイクルにも求められているわけですが、百万倍のポテンシャルを生かす意識と努力という方向性だけは忘れてはならないと思います。

6. プルトニウム利用への正しい理解

百万倍のポテンシャルを生かす主役はプルトニウムです。プルトニウムといえば核不拡散問題が浮かび上がります。平和利用のみを推進している我が国では核不拡散問題はとかく厄介者扱いされ、NPTの不平等性、保障措置制度の非効率性等デメリットが強調されることが多いのですが、基幹物質と機微な技術を国際的な枠組みで管理するという他産業では見られないシステムが、日本のプルトニウム利用計画を世界に納得してもらうために極めて大きな貢献をしていることも事実です。

元来プルトニウムは再処理ではじめて生まれるものではなく、原子炉の中でエネルギー発生と同時進行的に生まれてくるものです。分離されようがされまいが、いったん生成したプルトニウムは利用しつくされない限り問題の根源であり続けます。ところがカーター大統領は1977年に就任するや、プルトニウムさえ切り離せば、米国の軍事的な核の優位性を維持しながら原子力発電を共存させることができるというブレーンの主張を鵜呑みにして、極めて一方的に自国の再処理プロジェクトを切り捨て、プルトニウム燃料施設を閉鎖し、高速炉計画を放棄し、世界がこれに従うことを強要したのです。

その頃私たちは動燃のご計画に従って、ドイツのALKEM社(現SIEMENSに吸収)からプルトニウム転換技術を導入するための、エンジニアリングを担当していました。これがしゅう酸沈殿法によるプルトニウムの単体転換プロセスであるという理由で中止せざるを得なくなったのは痛恨の極みでした。長い不毛の交渉のあと、結局、ウランとプルトニウムを1：1で混合転換する設計に変更することとなり、開発に数年の遅れを生じてしまいました。思えば原子力平和利用推進が軍事核優位政策によって強引にねじ曲げられた瞬間を体験したわけです。カーターの核独占政策の後遺症は深く長く続き、今もって世界はその痛手から立ち直っていません。

米国にしても、プルトニウムを平和裡に処理する能力を自ら切り捨てたことは、原子力平和利用における米国の影響を長期的に低下させたばかりでなく、自国の平和利用にも足かせとなりました。毎年米国で発生する20～30トンのプルトニウムは使用済燃料とともに処分されるしか法的に道がないのです。廃棄物側にまわったプルトニウムは数十万年にわたって放射線を出し続けますが、これが廃棄物処分にとって大きな負担になることは当然で、20年近く経た今日でもいまだに方針すら定まらず、問題は複雑化していくばかりなのです。

もっと皮肉なことが最近話題になってきています。このようにプルトニウムの利用の道を閉ざした米国にとって核弾頭の解体プルトニウムは何とも厄介者になってしまいました。そこから出てくる200～300トンともいわれるプルトニウムの処置について米国はイニシアチブがとれないのです。取ろうにもプルトニウムの平和利用の能力を法的にも、物理的にもすでに喪失してしまっているのです。ただ厳重に管理するというだけでは世界は安心できません。いつ米・ソが心変わりして核兵器をまた作りはじめるかも知れないし、施設がテロリストの攻撃を受けるかもしれないのです。プルトニウム利用なしに原子力の平和利用は完結しないのです。プルトニウムの利用に伴う危険性よりも、プルトニウムを利用しないことの危険性の方が遙に問題であるということが、明白になりつつあります。

7. 動燃事業団のプルトニウム技術への期待

さてこのように燃料サイクルが海外の意向で翻弄されてきた中で、動燃はプルトニウム燃料加工分野で、国産技術を基盤として着々と成果を積み上げてきました。公社時代に完成させた第一開発

室、ATR や FBR の燃料を対象にして数々の大型製造キャンペーンを実施してきた第二開発室、そしてもんじゅの燃料製造に全力を投入した第三開発室と着実にステップアップしたプラントで技術の蓄積が行われてきました。その間いろいろな苦心を経ながらも、世界有数の MOX 燃料加工量の経験を持つに至ったことは、自他共に認めるところです。問題は今後の展開ですが、この国内で積み上げられてきたプルトニウム燃料加工技術を、日本原燃㈱の下北再処理につながる大型 MOX 燃料加工工場の設計に、最大限に生かすべきであろうと思っています。国内にこれだけのポテンシャルを持ちながら、国外に頼るというシナリオは世界のどこにもないでしょう。その辺は動燃も是非柔軟に対応して頂きたいと思います。

8. 車の両輪のバランスの再構築

どこの組織にもよくあることなのですが、性格の異なった二つの組織が合体して新たな統一を図っていくことはそう易しいことではありません。動燃も発足以来そろそろ30年になります。原子炉と燃料サイクルが一体化して双方の開発を車の両輪とした世界にも類例のない組織を備え、日本の原子力開発の中心として期待を一身に集めて来られたわけですが、率直にいってこの両輪が有機的につながり、相乗作用をあげてきたかどうかについては、若干の疑問符を投げかけざるを得ません。

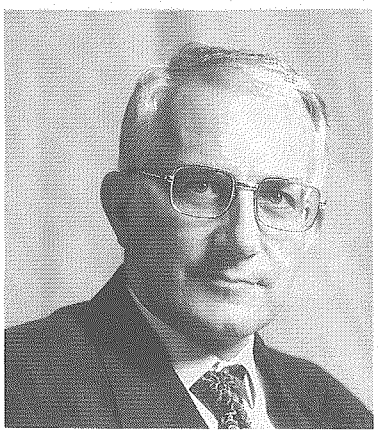
燃料サイクル側からみた炉開発の位置づけの妥当性については先に述べましたが、技術的な問題以外にも、対社会面などで折角積み上げてきた各々のノウハウが共有できていなかったことが、今度のもんじゅ問題を大きくしてしまったのではないかと感じられてならないのです。

動燃東海では数多くの経験を踏んで、地域住民や、地方自治体、地域マスコミとも極めて良好な信頼関係を築き上げてきました。しかしそれは振り返ってみますと決して平坦な道ではなかったのです。特に再処理工場には内憂外患の苦難の道が待ち受けていました。完成間近になっての米国からの横槍に対する防戦、INFCE での対抗、それに技術的にも周囲からも散々叩かれて、長期間の運転停止に追い込まれた事例も何度かありました。

その結果、東海再処理工場では、日頃の地域との付き合いを第一に、何でもガラス張りにしてどんな小さなことでもまず報告する体制を敷くとともに、周りも事の大小が認識できるよう、丹念な技術説明を繰り返してきました。このため実証施設では起こりがちなトラブルの程度を地元がしっかり認識し、いわゆる完全神話から脱却したため、何でも大事件にまで仕立て上げられる傾向は後を断ったのです。下北の再処理プロジェクト開始にあたっても多くの青森住民が東海の現場を訪れ、地域住民と直接対話をして、施設と地域との信頼関係に納得して帰ったことが、下北立地成功の大きな要因となりました。このように東海で先人が長い間かかって築き上げてきたノウハウが福井でもう少し生かされていたら、もんじゅはこのような大事件にはならなかったのではないか。折角同じ組織の中にすぐれたお手本があるのに、何故それを活用していくという視点が欠けていたのか。私どもが外部から見ると、何ともそれが不思議に思えます。

以上編集子のお言葉に甘えて、多少辛めの切り口で感想を述べさせて頂きました。外部とは申せ日本の燃料サイクルの道を、その事始め以来ずっと動燃とともに歩んできた私としては、自己反省の弁といえるかも知れません。原子燃料公社設立以来40年を経過し、また動燃にとって30年の節目を迎えることになります。21世紀も間近に迫っています。今ここで燃料サイクルの重要性を再認識し、今後の方向性を明確化していくことが私達の役目なのではないでしょうか。

近いうちに必ず訪れるオイルショックやコールショックの時までに頼れる原子力の実像を打ち立てておけるか否かは、燃料サイクルの要を担っている動燃の双肩にかかっているといっても過言ではないでしょう。外部の眼に怯むことなく、今度こそ立派に車の両輪を立て直し、日本の、そして世界の原子力界をリードして頂きたい。それがひそかに動燃準 OB を以て任ずる私の心からの願いです。



A French View on Nuclear Energy and Fast Neutron Reactors

Bertrand Barré

Director of Nuclear Reactors, CEA France
President, French Nuclear Energy Society

1. General considerations about energy

Nuclear reactors, throughout the world, have safely generated in 1995 more than 2200 billion kWh, roughly 17% of the world electricity production, thus saving more than 500 million tons of oil or more than 750 Mt of high-grade coal. Even though this figure is much lower than was expected two decades ago, it is a very significant amount (more than *all* the electricity generated in 1960, for instance), and a very impressive performance for such a "young" energy source.

Some countries have done much better, and rely today on nuclear power to supply a high share of their electricity need. Among these, Japan and France, two countries very poor in fossil fuel resources but very thorough in their technology choices, have forged ahead, with a common view that nuclear energy is important not only now, but in the long term as well, or more....

In the next century, we know for a fact that the world population will vastly increase, and we must hope that many populous countries will be able to develop and increase their -now very low-standard of living. As a result, as was underlined by the World Energy Council last year in Makuhari, the world energy needs are bound to increase, perhaps double as soon as 2020, and go on increasing thereafter. Oil resources will start to dwindle, followed by natural gas, and their price shall go up. As a matter of fact, the only energy sources whose availability at affordable costs is today proven on the long term are coal and nuclear power.

For the last decade, the mood has been rather gloomy in the nuclear community: In the United States, where no plant has been ordered since 1974, nuclear power is now at its peak and cannot but decrease in the next few years with the retirements of old plants. In Europe, we face a quasi-stagnation as the only active program, in France, is nearing completion (nuclear energy accounts for more than 75% of our electricity. One cannot go much beyond!). The former Soviet Union is slowly recovering from the Chernobyl shock while painfully adjusting to the market-oriented economy.

Only Asian programs are still growing in Japan, South Korea and China, but at rates which cannot compare with those of the 60s and 70s. So be it: my point is that this can only be a temporary pause. Over the long term, the world shall need every energy source it can master, and it shall not do without coal nor nuclear power.

Coal is very abundant and reasonably well distributed around the planet. Technology for "clean coal" does exist, expensive as it may be, and should the need to control the greenhouse effect lead to trap the CO_2 emissions at the outlet of coal-fired power plants, technological solutions would be devised, but probably very expensive too. It is therefore fair to assume that coal will remain a resource for centuries to come.

The status of nuclear fission energy is slightly different. Almost all the nuclear reactors in operation today, be they LWRs (85% of the total capacity), HWRs, or GCRs, make a

rather poor use of the uranium resources. It is fair to recognize that LWRs were not optimized with a view to conserve uranium, but the fact is that, in open cycle, they extract less than 1% of its energy content. With such a low efficiency, uranium resources are equivalent to oil resources in terms of recoverable energy. Nothing less, but nothing more. Adding thorium resources would not dramatically alter the picture: like uranium 238, thorium is only a "fertile" material; with conversion ratios far below unity the limits are set by the resources of uranium 235, the only natural fissile isotope.

To complete the picture, one should add two characteristics of nuclear fission power. First, it is a very demanding technology which requires an elaborate "environment", a genuine *safety culture* to be used safely. It should only be implemented in countries having the scientific, technological and organizational background to provide such environment. I am personally convinced that this creates some moral duty for those countries to develop nuclear power, thus saving depleting oil and gas resources for the countries which have not yet reached this stage and cannot have the same option.

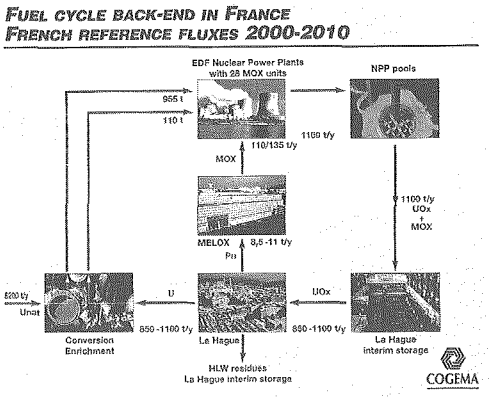
Last, but not least, an orderly development of nuclear power can only take place within the recognized international non-proliferation regime.

2. The case for recycling

The first way to enhance uranium use in LWRs is to recover the unburnt ^{235}U and plutonium in spent fuel elements, through reprocessing, and to recycle them. Reprocessed uranium can be upgraded by re-enrichment, and plutonium oxide can be mixed with depleted uranium oxide to be recycled in MOX fuel elements.

From an environmental standpoint, MOX recycle in LWRs offers three distinct advantages:

-It saves at least 15% of the natural uranium (and 15% in SWUs), a resource conservation which would be welcome in any industrial activity;



-the only alternative to reprocessing being "direct disposal" of the spent fuel, recycle avoids having to bury plutonium, which is by far the greatest long-term contributor to the radiotoxicity of nuclear wastes;

-if, for lack of a readily available solution to the disposal of high level nuclear wastes, one chooses the *interim* storage of spent fuel, one MOX recycle will divide by a factor 7 the number and volume of fuel elements to be stored (one needs the plutonium from around 7 spent LEU fuel elements to fabricate 1 MOX assembly), this specific advantage does not apply to further recycles.

From an economical standpoint, Electricité de France, our national utility, considers today that one MOX recycle in the present conditions (detailed below) is roughly cost competitive, as the additional fabrication costs are balanced by LEU savings.

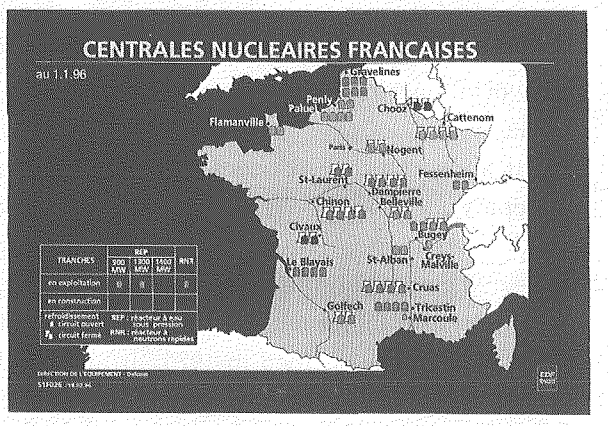
After a number of experimental demonstrations carried out in several countries in the late 60s, France, Germany and Switzerland have been recycling plutonium in LWR MOX fuel on a routine basis, and Japanese utilities are now preparing to do so.

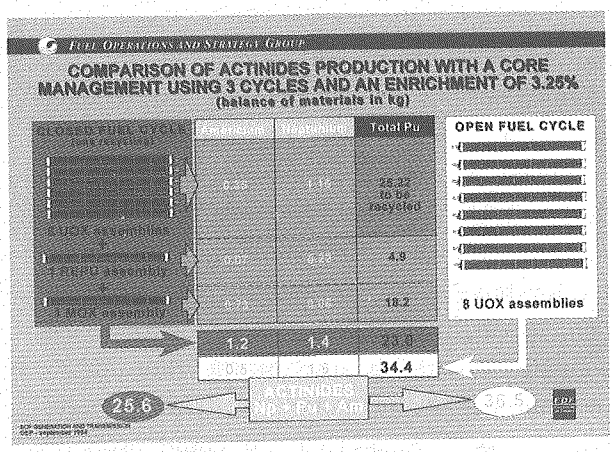
Based upon previous European experience and R&D performed by the CEA (which, incidentally, is also the originator of the reprocessing and vitrification processes implemented by COGEMA on an industrial scale at La Hague), the French MOX recycle program started in 1987 with the reload of St Laurent B1. To date, 28 reactors are technically fit to accept MOX

fuel, all 28 of which being standardized 900 MWe Framatome PWR, 16 are licensed to do so, and 7 are actually loaded with MOX assemblies. In every reload, one assembly out of three is made of MOX, the other two being ordinary LEU fuel elements.

"MOXed" plants behave quite reliably and are now licensed for load-following. Over the decade, only one fuel pin did develop a non-evolving crack, which shows that MOX is already a mature fuel. MOX elements are only today licensed to reach a 37 GWd/t burnup, but efforts are under way to obtain authorization to reach parity with LEU fuel. It should be noted that increased burnup is especially attractive for MOX fuel because it does not entail any enrichment penalty as is the case for LEU.

COGEMA's industrial MOX fabrication plant, MELOX, is progressively reaching full capacity in Marcoule. It has been dimensionned to accomodate all the plutonium recovered from EdF's fuel reprocessed in the UP2 plant in La Hague[1], and all the MOX assemblies from MELOX can be loaded in the 28 EdF plants aforementioned (when they are licensed to do so). This overall match is coherent with the French policy of "no excess separated plutonium", a policy which, I believe, is shared by Japan.





MOX recycle is therefore economical, ecological, and in agreement with nuclear non-proliferation concerns.

3. Beyond MOX

If one recycles plutonium several time in MOX-fueled LWRs, several phenomena occur. Due to the competition between neutron captures and fissions, the isotopic composition of plutonium is progressively downgraded, with buildup of non fissile ^{238}Pu, ^{240}Pu and ^{242}Pu. To get the same reactivity from the fuel, one therefore must increase the plutonium content of the MOX[2], within a limit set by the necessity to keep the core "void coefficient" negative. At the same time there is a significant production of "higher" actinides, notably americium and curium isotopes, which increase the long-term toxicity of the wastes and might make disposal site acceptation even more difficult[3]. These phenomena can be alleviated if one chooses to "refresh" at each cycle the reprocessed plutonium with "first generation" plutonium recovered from LEU spent assemblies, but anyhow there is a practical-be it only economical-limit to the number of MOX recycles one can reasonably envision. It should be noted, though, that each "cycle" needs from 10 to 15 years to complete and that, therefore, a few recycles would carry us deep into the XXIst century.

Even with indefinite recycling of the plutonium, uranium use in LWRs would keep a rather low efficiency. This is due to the conver-

1) with the exception of the quantity needed for Superphénix.
2) or, alternatively, switch from depleted uranium oxide to low enriched uranium oxide in the MOX, which makes little sense from both economy and uranium conservation standpoints.
3) this consideration applies only for vitrified HLW with a very low residual plutonium content.

sion ratio of LWR cores and is a direct physical consequence of their neutron energy spectrum. Solutions do exist to increase the conversion ratio in LWRs through significant modification of the layout of their core to decrease the moderation and "harden" the spectrum. Several designs of High Conversion LWRs have been developped on paper or demonstrated on a very experimental basis, sometimes with the use of the thorium/233 uranium cycle[4], but none has attracted industrial interest. Such HCLWR could probably stretch uranium use by a factor of 5 or so, very significant but not enough for uranium to constitute a *very* long term world energy resource. Any *thermal* reactor can do no better.

In the long run, the full energy content of uranium can only be extracted by high energy, "fast" neutrons in Fast Neutron Reactors (FNRs) with a conversion ratio above unity, usually called fast breeders or FBRs. This remains true irrespective of the specific technology used to design a FNR. Used in FBRs, uranium could match coal....

This basic fact was already known in the 40s, and it may be of interest to recall that the first electricity generated by a nuclear reactor came from a FNR, EBR 1[5], as early as 1952, in Arco, Idaho (USA). One may wonder, then: why are not all nuclear plants FBRs today?

On the one hand, to keep a hard neutron spectrum, one need a reactor coolant which does not slow down the neutrons inside the core. The only such coolants which have been technically proven today are liquid metals, mainly molten sodium. The very high power density of FNR cores and the liquid metals technology itself, which calls for "noble" structural materials like high grade stainless steels and an additional intermediate cooling circuit, make LMFNRs more sophisticated and, *today*, significantly more expensive than LWRs. When uranium becomes scarcer and more expensive, economies of fuel should balance such unavoidable difference in capital costs.

But there is a more basic reason for the delay in FBR deployment: To breed, a FNR must be fueled with plutonium, which does not occur in nature (but for traces) and was therefore not available to start nuclear power. Whatever qualities they exhibit, FBRs cannot help being "2nd generation" nuclear plants.

4. Fast breeders or fast burners?

Before reviewing the history of FNR development, let me first explain why I refer sometimes to "FNRs" and sometimes to "FBRs", because this goes beyond pure semantics.

In the early seventies, nuclear programs were blooming throughout the world, and expectations and forecasts ran very high. As late as 1975, the official national projections forecasted that in 2000-a mere 25 years later-operating nuclear plants in OECD countries alone would total around 1200 GWe which, taking into account very ambitious plans in the countries then under Soviet influence and a start-up in many developping countries, would have set the world total nuclear installed capacity close to 2000 GWe. Feeding these reactors alone for their lifetime would have required of the order of 12 millions of natural uranium, not far from the estimated reserves of the world (barring seawater or extremely low-grade ores).

It appeared then prudent and reasonnable to deploy as soon as possible uranium-thrifty FBRs so that they can in due time curb this projected consumption. Such were, by the way, the hypotheses under which the construction of Superphenix was decided in 1976. It appeared also that the rate of deployment of FBRs would be limited by the availability of plutonium to fuel their first core and first reload, and a high priority was then given to reaching the highest possible breeding gain or, which is the same thing, the shortest possible "doubling time"[6]. Let us remark that a very high breeding gain induces some penalties in terms of costs.

We know today that the total world in-

4) ^{233}U has a very good production/absorption performance for low-energy neutrons.
5) despite the "B", EBR 1 was not a breeder.
6) this is the time needed to recover from a FBR enough "bred" plutonium to fuel another core.

stalled nuclear capacity, four years from now, will not reach 400 GWe. This factor of *five* below the mid-70s' expectations has drastically altered the picture, and changed the prospect for breeder early deployment.

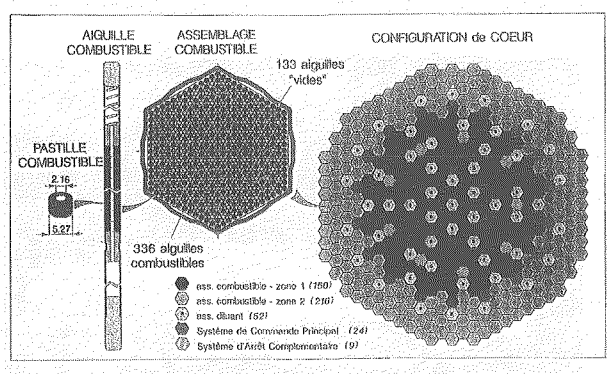
Uranium is not scarce and expensive, but abundant and so cheap that several mines have been closed for lack, not of uranium, but of cost-effectiveness. There is an overcapacity in enrichment plants despite the abandonment of most of the projects considered before the oil crises of the 70s. From a strict standpoint of uranium use we do not need to deploy FBRs before several decades, and instead of being concerned with plutonium shortage, we worry about plutonium glut (hence the MOX programs described above).

But we have seen that MOX recycle in LWRs has its limitations and FNRs, *non-breeder* FNRs, "fast burners" can, on paper, overcome these limitations. They can multirecycle plutonium without downgrading its isotopic quality and while producing less "minor" actinides. They can burn downgraded plutonium coming from MOX recycle, and they might even burn minor actinides produced in LWRs (with excess neutrons unused for breeding). This property could make FNRs useful and desirable *before* their breeding capacity is needed and called for.

Let us be clear: in the long run we shall probably need fast *breeders*, though probably not with a very high breeding gain since plutonium inventories will be available at that time, because only fast breeders can turn nuclear fission into a very long term energy option. The full proof that breeding is achievable has already been done, and Phénix, operating on a fully closed fuel cycle, has demonstrated an *actual* breeding ratio of 1.15, in excess of what shall probably be needed when the time comes. But in the meantime, now, it is worth evaluating and demonstrating the shorter term usefulness of FNRs, of fast *burners*, to regulate and control plutonium inventories.

This evaluation and this demonstration are the objectives of the CAPRA R&D program launched in 1993 by the CEA, and which has since received a strong international support. We are especially happy to count PNC among our CAPRA partners, because of your remakable knowledge and knowhow in FNR physics and technology.

CAPRA



5. A brief review of FNR developments in the world.

With the exception of Canada and Sweden, all major countries actively developping nuclear power have also pursued R&D activities devoted to FNRs. When some of these countries put, in effect, their nuclear program into some kind of hibernation, FNR development was the first casualty, which is rather logical since FNRs are actually a long-term option.

A recent compilation by IAEA[7] lists 30 reactor projects (not counting fast critical facilities like FCA in Japan or Masurca in France, among others). Of those, 19 have been built, and 18 actually put into operation, in 8 countries: France, Germany, India, Japan, Kazakhstan, Russia, UK and USA.

In the United States, after EBR1 already mentioned, a very successful program was carried out around the 20 MWe EBR 2 sodium cooled experimental reactor which used a metallic fuel. The EBR 2 program was terminated in 1994, after 31 years of fruitful reactor operation and a wealth of experimental results. Less successful, the 60 MWe Enrico Fermi reactor, also critical in 1963, was pre-

7) Fast Reactor Database. IAEA TECDOC-866, february 1996.

maturely aborted by a partial meltdown. The 400 MWt Fast Flux Test Facility in Hanford which started operation in 1980 is now shut down for lack of experimental program to make use of this powerful but rather expensive tool, after the abortion of the Clinch River prototype-to-be.

The UK started also a very active program in Dounreay, with the 15 MWe DFR experimental reactor, in operation from 1959 to 1977, followed by the 250 MWe Prototype Fast Reactor, critical in 1974, which was shut down in 1994 at the end of one of its best generation year.

In Germany, a fast neutron core was installed in the 20 MWe Karlsruhe KNK reactor, providing experimental results from 1972 to 1991. Completely built and ready to start operation, the 300 MWe Kalkar prototype, caught in a struggle involving local and federal governments, was unable to get a license and was decommissioned. Germany, on the other hand, together with Italy and France, was an original partner in the construction of Superphénix and still is, through SBK, a NERSA shareholder.

Today, the UK, Germany and France are associated with other European partners inside several "EFR" setups grouping together utilities (EFRUG), reactor vendors (EFR Associates) and R&D organizations.

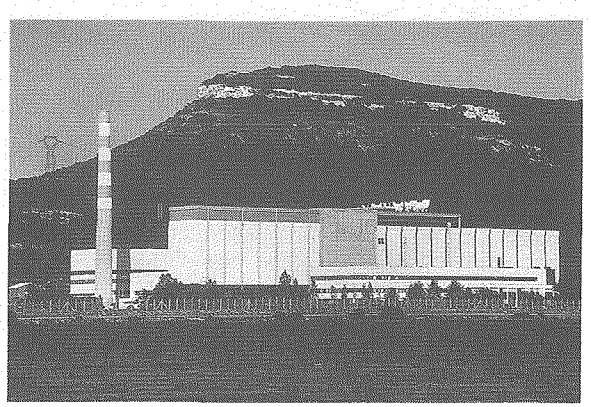
I shall not describe here, in PNC's Technical Review, the Japanese FNR program, the main actor of which is PNC! Let me just recall that, starting with the project review of JOYO. France, and the CEA have long been closely interested in that program.

The 40 MWt Rapsodie started operation in Cadarache, France, in 1967. During 15 years, it provided the knowledge, in terms of oxide fuel behaviour, components design and sodium circuits operation, upon which the French FNR program got started. Critical in 1973, the 250 MWe Phénix demonstration reactor in Marcoule, has been extremely successful in demonstrating not only the validity of the interated "pool" design, but also the full closure of the fuel cycle, achieving an actual measured breeding gain of 0.16. Based on the same design, the multinational 1200 MWe Superphénix commercial sized ractor reached criticality in Creys-Malville in 1985. After a successful startup, Superphénix experienced a number of mishaps and licensing delays and was the target of many European opponents to nuclear power. As we shall see later, its recent performances are encouraging.

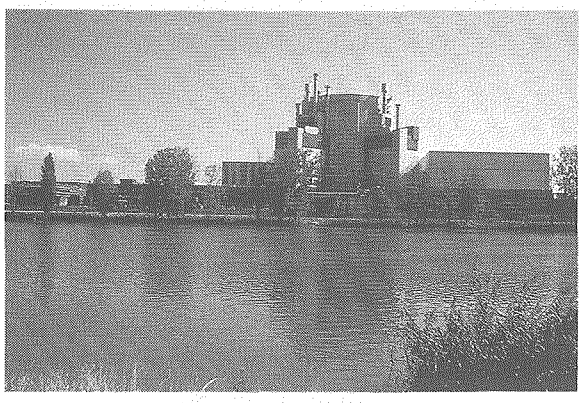
The Russian program (including the now Kazakh BN-350) is also very comprehensive and successful. 8 MWt BN-10 in Obninsk and 12 MWe BOR 60, in operation since 1968 in Dimitrovgrad have paved the way for BN-350, dual purpose prototype which has supplied Aktau with 130 MWe of electric power and 150 MWt for desalination since 1973. This plant, now close to retirement, was followed by 600 MWe BN-600 in Beloyarsk. BN-600 is consistently one of the best performer in the Russian nuclear park. It should be noted that both BN-350 and BN-600 are fueled mostly with enriched UO_2.

To complete the picture, one should mention the 13 MWe FBTR in Kalpakkam, India, which reaches now full power. With a design close to Rapsodie, FBTR uses a carbide fuel and a thorium blanket, two original features.

It may be worth noting that only Fermi, Phénix, Superphénix and MONJU were actual "breeders".



Phénix



Super phénix

6. Present status of Phénix and Superphénix

From 1974 to 1989, Phenix ran very successfully with a high availability factor, despite early sodium leakages located in the intermediate sodium-sodium heat exchangers (IHX) and other minor incidents. It was shut down in 1990 following reactivity negative transients, the origin of which is not yet entirely clear. In the meantime, the reactor has undergone extensive revamping, notably of the secondary sodium circuits where the original "321" stainless steel sections were found to be susceptible to delayed cracking under stress relaxation and had to be entirely replaced. From December 1994 to April 1995, the 49th power generation cycle was completed, without any reactivity transient occurrence. Reactor revamping is still under way, with a view to restart next year, pending authorization by the Safety Authorities.

Allowed to restart in August 1994 after a long shut down and a complete re-licensing procedure, Superphénix now operates with a special priority given to knowledge acquisition in three domains: reliability of operation of commercial sized sodium cooled FNRs, flexibility in plutonium management and minor actinides transmutation. The need to repair a leakage of argon gas in one of the IHX, far below the sodium free level, kept the reactor down for most of the year 1995. Restarted in December 1995, Superphénix has operated smoothly ever since at an increasing power level. It will be shut down at the end of the year for the 10 year visit of the steam generators, during which the radial blanket will partially be removed, and experimental assemblies will be loaded, as a part of the Knowledge Aquisition Program, in French "PAC".

A special blue-ribbon panel, the "Castaing Commission" was appointed by the French Government to evaluate the relevance of the PAC. The Commission delivered its report in June 1996, recommanding the pursuit-and extension-of this program.

7. About MONJU

Before saying a few words about MONJU let us consider the pros and cons of liquid sodium as a coolant. For a reactor to make full use of the uranium resources, the only requirements are fast neutrons, and a core large enough to limit neutron leakage. Sodium cooling is not a requirement as such, it is only, but by far, the best proven technology available today.

Only a few fluids could extract the very large energy density of FNR subassemblies without slowing down the neutrons, which excludes liquid water, light or heavy: gases like steam or helium, liquid metals like sodium, NaK (sodium-potassium eutectic), or lead, pure or alloyed, and, perhaps supercritical water. Used early because of its low fusion temperature, NaK has an undesirable chemical reactivity. Steam was considered, mostly by the German, and abandonned in favour of sodium, for reasons related to breeding gain. Helium was very seriously considered at a time when helium technology was developped for High Temperature Reactors (HTRs or HTGRs), of which the Gas-Breeder seemed a logical successor. A lead-cooled FNR is under consideration by the Russian, and cooling by supercritical water has been suggested in Japan.

All those fluids could, on paper, cool the cores of adequately designed FNRs, and some of them may well be used in the future, but the only FNRs in operation in the world today use molten sodium as a coolant, and it would take

time and tremendous efforts to accumulate the same amount of operational knowledge on a substitute coolant.

As we have just seen, FNRs constitute a minute fraction of the more than 400 power reactors now operating in the world, where LWRs dominate the picture. France is no exception, where Phénix and Superphénix are dwarfed by 55 standardized PWRs. As a result, many nuclear reactor specialists have only a rather superficial knowledge of the actual operation of sodium cooled reactors, which gives a measure to the degree of ignorance of the public-at-large about it.

Extreme reactions to the sodium leak which occurred in the MONJU prototype December 1995 show that people believe a sodium leak to be a very rare and very severe event. The truth is: *it is neither.* The fact that JOYO never experienced any sodium leakage is due to excellent engineering, may be helped by some degree of chance, but in European and Russian reactors, more than 120 leaks have actually occurred[8]. Some were minute oozings but others were significant leaks involving hundreds of kilograms of sodium, like in the MONJU case.

None of these incidents had significant safety consequences, even though some were very expensive to repair. After delays varying from a few days to several months, all reactors have been repaired and allowed to resume operation. Without undue interference with the proper analysis of the MONJU incident and its consequences, this reminder can help to put it in perspective.

8. The importance of international cooperation for FNR development

In the early days of the nuclear era, all technologies started more or less on equal footing, reactors were small and not required to compete economically with other means of generating power, and procedures were non-existant. As a result, evolution was very fast, with generations of reactors replacing each other at a quick pace. This resulted in some kind of natural selection process, and a few survivors occupy today the nuclear reactors "ecological niche", with little room left for outsiders.

In this context, bringing FNRs to full maturity will be a process both lengthy and expensive, even though the stakes are very high: making nuclear fission a major energy resource for mankind. To reach this maturity, we shall need the full return of experience from all the very few reactors operating in the world and we must gain knowledge from all the incidents occurring anywhere, like the one in MONJU, for instance.

On the other hand, given the long time before full deployment, commercial and proprietary concerns should not impede too much open R&D exchanges today between the three remaining major poles of FNR development: France and its European neighbours, Japan and Russia.

France and Japan have already very strong bilateral links in the field of FNR development. CEA and PNC are engaged in a long-lasting cooperation which includes exchanges of engineers and scientists between the two organizations. Together, the CEA, FZK from Germany and AEA technology from the UK have a collaboration agreement with CRIEPI, JAERI, JAPCo and PNC, covering all the main areas of FNR technology, and I have the honour and pleasure to co-chair the Euro-Japanese Coordinating Committee which meets every year to measure the progresses achieved under this agreement.

The CEA and Minatom from the Federal Republic of Russia have a similar agreement in force and similar technical relations in progress. We are also starting a cooperation with China on the same theme.

This is good, and this is important. Only through reinforced international cooperation shall we bring FNRs to maturity and reap the results of decades of development in many

8) See for instance: French design principles and R&D related activities to enhance sodium heat transport systems safety, a paper by B. Barré and J. Leclère presented to the 10th PBNC, Kobe, october 1996.

countries. In our environment-minded world of the 90s, there is a legitimate longing for a "sustainable" development. I believe that a sustainable development calls for a significant contribution of nuclear power to the world energy needs, and I believe that for nuclear power to be sustainable we need plutonium recycle and, ultimately, fast neutron reactors.

Let me conclude by a quotation attributed to Emperor Meiji:

"Katashitote Omoitayumaba Nanigotomo Narukotoaraji Hitonoyononaka"

"If we falter in resolve just because the task is hard, No accomplishment can follow : it is the world's way"

原子力発電と高速中性子原子炉に関するフランスの見解

バートランド・バレ
フランス原子力庁（CEA）原子炉局長
フランス原子力学会会長

1．エネルギーに関する一般的考察

1995年世界中の原子炉は、世界の総発電量の約17％にあたる2兆2千億kWh以上の電力を安全に発電し、5億トン以上の石油または7億5千万トン以上の石炭を節約したことになる。この数字は20年前に予測されたものよりはるかに低いものだが、それでも大きな量であり（例えば1960年の全発電量よりも多い）、このような「歴史の浅い」エネルギー源としては上出来の結果である。

原子力発電は、いくつかの国では非常にうまくいっており、現在電力需要の多くの部分を原子力に依存している。中でも日本とフランスの二カ国は、化石エネルギーに乏しいが、多様な技術力があり、原子力発電が現在だけでなく長期的、あるいはそれ以上に重要であるという共通の見解で、着実に進めてきた。

21世紀において、世界中の人口が大幅に増加する事実を理解し、また人口をかかえる多数の国家が、現在の低い生活水準から発展・向上できるだろうことを予測しなければならない。その結果として昨年幕張で行われた世界エネルギー会議で強調されたように、世界中のエネルギーの需要は必ず増加し、2020年にはおそらく倍増し、その後も増加し続けるであろう。石油資源は減少し始め、天然ガスがそれに続く、そしてそれらの価格は上昇することになろう。実際のところ、妥当な価格で入手できるエネルギー資源は、長期的に見て石炭と原子力エネルギーであることが現在明らかになっている。

過去10年間原子力分野における状況は停滞状態であった。米国では、1974年以来発電所の発注がされておらず、原子力発電は今がピークとなっており、古い発電所の閉鎖に伴い今後数年は減少せざるを得ない。ヨーロッパでは、フランスが唯一積極的であるが、そのプログラムも完成に近づき（フランスの電力の75％以上を原子力発電が供給。これ以上はできない！）、ある意味での停滞期に直面している。旧ソ連は、苦労しながらも市場経済に移行しつつ、チェルノブイリ事故の衝撃からゆっくりと回復に向かっている。

アジアにおいて日本、韓国、および中国の三カ国でその伸びは1960年代や70年代での伸びには及ばない規模ではあるが、いまだ成長が続いている。概要はこのようなものであるが、私はこれは単なる一時的な現象であると指摘したい。長期的には世界は、使う事のできるあらゆるエネルギー源を必要とし、それは石炭や原子力発電なしには成し遂げられない。

石炭は非常に豊富で世界中に非常にあまねく行きわたっている。「クリーンな石炭」のための技術は費用がかかるかもしれないが存在する。また、もし地球の温室効果を制御するためにCO_2を放出する石炭火力発電所を改善する必要があると指摘されても、おそらく高価だが技術的な解決策の開発は可能であろう。したがって石炭が今後数世紀にわたってエネルギー資源であり続けると想定するのは妥当であろう。

核分裂エネルギーの状況は少し異なる。現在運転中のほとんどすべての原子炉は軽水炉（LWR）（全体の85％）、重水炉（HWR）、あるいはガス冷却炉（GCR）であり、ウラン資源をあまり有効に利用してはいない。LWRはウランを節約するということで最適化されているわけではないが、実際ワン・スルー（オープン・サイクル）でLWRはそのエネルギー量の1％以下しか引き出してない。このように効率が悪いので、回収できるエネルギーという点ではウラン資源は石油資源とあまり変わらない。それ以上でもそれ以下でもない。トリウム資源を加えたとしても、ウラン238と同様にトリウムが唯一の「核燃料親」物質であり、その転換比は1よりはるかに低く、状況はあまり変わらない；唯一の天然核分裂性同位体であるウラン235によって制限が加わる。

さらに核分裂エネルギーの二つの特徴を付け加えなければならない。まず最初に、これは安全に使用するための真の「安全文化」が要求される精緻な環境を必要とする非常に要求事項の多い技術である。このような環境を提供できる科学的・技術的・組織的な背景をもつ国々にのみに導入され

本稿は技術管理室において翻訳したものである。

るべきである。私は個人的には、核エネルギーはそれを開発する国々にいくつかの道徳的な義務を生じさせ、この段階にまだ達してなく、同じ選択肢をもつことができない国々のために減少しつつある石油やガス資源を残すべきであると、考えている。

最後に非常に重要なことだが、国際的な核不拡散の体制が認識された中で秩序に則った形でのみ核エネルギーの開発が行うことができる。

2. リサイクル

LWRでのウラン利用を改善する第一歩は、使用済燃料の再処理により燃え残りのウラン235とプルトニウムを回収し再利用することである。再処理されたウランは再濃縮により濃縮度を上げ、プルトニウムは劣化ウランと混合され混合酸化物(MOX)燃料としてリサイクルされる。

環境上の視点からLWRでのMOXリサイクルは以下の3点のきわだった利点がある。

- 天然ウランを最低15%(そしてSWUにおいて15%)節約する。これはいかなる産業活動においても歓迎される種類の資源の節約である。
- 再処理に代わる唯一の方法は使用済燃料の「直接処分」であるが、リサイクルでは、核廃棄物の長期にわたる最大の放射性毒性となっているプルトニウムを埋めるという事を避ける事ができる。
- もし高レベル放射性廃棄物(HLW)の処分に関してすぐに採用可能な解決策が無いとすれば、使用済燃料の暫定貯蔵を選択することができる。MOXリサイクルにより、貯蔵される使用済燃料集合体の量は7分の1となる。(1体のMOX集合体を製造するのに約7体の使用済低濃縮ウラン燃料(LEU)集合体から取り出されたプルトニウムが必要である)。ただしこの方法の利点は2回目以上のリサイクルにはあてはまらない。

経済的な視点からは、私どもの国営電力会社であるフランス電力公社(EdF)は現状(詳細は以下に述べる)での1回のMOXリサイクルは、追加の燃料加工コストがLEUの節約でバランスがとれており、ほぼ競争力のあるコストであると現在考えている。

1960年代後半に数か国で行われた数多くの実験的実証の後、フランス、ドイツ、スイスは定常的にMOX燃料をLWRでリサイクルしており、日本の電力会社は現在その準備を進めている。

これまでのヨーロッパの経験とフランス原子力庁(CEA)(実際には産業規模でCOGEMAがLa Hagueに導入した再処理およびガラス固化プロセスもCEAが開発したものである)が実施した研究開発に基づいて、1987年フランスのMOXリサイクル・プログラムは、St Laurent B1に再装荷し、開始された。現在までに28基の原子炉が技術的にMOX燃料受け入れ可能である。これら28基すべてが900MWe標準のFramatome加圧水型炉(PWR)で、うち16基はMOXリサイクルが認可されており、7基は実際にMOX燃料集合体を装荷している。すべての燃料のうち3分の1の燃料集合体はMOXからなり、3分の2は通常のLEU燃料集合体から構成される。

「MOXリサイクル」の発電所は非常に信頼できるレベルで稼働しており、現在、出力追従運転の認可が得られた。すなわち、過去10年間、ただひとつの燃料ピンでクラックが発生しただけで、このことはMOXがすでに成熟した燃料であることを示している。MOX集合体は現在37GWd/tの燃焼度までの認可となっているが、LEU燃料同等の燃焼度への認可を得る作業が進行中である。LEUの場合のように濃縮のペナルティを伴わないので、燃焼度の増加は特にMOX燃料にとって魅力的であることは特筆さるべきである。

MarcouleにあるCOGEMAの商用MOX生産工場(MELOX)は、次第に定格容量に達しつつある。これはLa Hague[1]のUP2再処理工場で再処理されたEdFの燃料から回収されるプルトニウム量[1]に対応した処理能力を有している。(その認可が下りれば)MELOXのMOX集合体すべてが前述の28カ所の発電所に装荷される事になる。これはすべて「余分な分離プルトニウムをもたない」というフランスの政策に合致している。この政策は日本も同じであると私は考えている。

したがってMOXリサイクルは経済的であり、環境にも良い。そして核不拡散の要件にも合致している。

3. 第2世代の原子力発電(MOX後)

MOXを燃料とするLWRでプルトニウムを数回リサイクルすると、いくつかの現象が発生する。中性子捕獲と核分裂との競合によって、プルトニウムの同位体組成が大幅に劣化し、核分裂しないプルトニウム238、240、242が形成される。したがって燃料から同じ反応度を得るために、炉心の「ボ

1) スーパーフェニックスに必要な量は例外

イド係数」を負に保つ必要性から設定された限界以内で、MOXのプルトニウム含有量を増加しなければならない[2]。同時に「より高次の」アクチニド、特に廃棄物の長期的な毒性を増加させ処分サイト受け入れをさらに困難にするかもしれない[3]アメリシウムとキュリウム同位元素が相当量生成する。各サイクルで再処理されたプルトニウムをLEU使用済アセンブリーから回収した「第1世代」のプルトニウムで「リフレッシュ」すれば、これらの現象は緩和できる。しかし、いずれにしても、合理的に考えられるMOXのリサイクルの数には経済的な面だけでなく現実的に限界がある。だが、1回の「サイクル」が完了するのに10年から15年かかり、それ故に数回のリサイクルが終了するのは21世紀も大分経ってからであることも言及しておくべきであろう。

仮にプルトニウムを何回もリサイクルするとしても、LWRでのウランの利用はむしろ効率が悪い。これはLWRの炉心の転換率と、その中性子エネルギースペクトルの直接的な物理的結果による。これに対する解決策として、炉心の構成を大幅に変更して減速の割合を減らしスペクトルを硬化して、LWRの転換率を高める方法がある。転換率の高いLWR(HCLWR)のいくつかの設計が設計図の段階で進められ、あるいは、極めて実験的規模で実証された。このうちいくつかは、トリウムとウラン233のサイクル[4]を用いたものであったが、いずれも工業レベルでの関心を引くことはなかった。このようなHCLWRはおそらく5倍程度のウランの使用を引き伸ばすことができる。これは非常に長期的な世界のエネルギー資源を構成すべきウランにとって大変重要であるが、十分なものではない。熱中性子原子炉ではこれ以上うまく対処することはできない。

長期的にはウランの全エネルギーは、通常高速増殖炉あるいはFBRと呼ばれる転換率1以上の高速中性子炉（FNR）の高いエネルギーを持った高速中性子でのみ抽出することができる。このことは、FNRを設計するために用いた特定技術に係わりなく真実である。FBRで用いられたウランは石炭に匹敵する。

この基本的な事実はすでに1940年代に知られており、最初の原子力による発電は、早くも1952年にアメリカ・アイダホ州アルコのFNR原子炉であるEBR—1[5]で発電されたことを思い起こすことは興味深いかも知れない。それでは、何故現在すべての原子力発電所がFBRでないのか疑問に思うだろう。

硬い中性子スペクトルを保つため、炉心内部の中性子の速度を下げない原子炉冷却材が必要である。今日技術的に確認されたこのような冷却材は液体金属、主に溶融ナトリウムのみである。FNR炉心の非常に高いエネルギー密度や液体金属技術は、希少な構造材料である高品質のステンレス鋼や中間熱交換系のような付加的なものを要求し、LMFNRをさらに複雑なものにし、このためLMFNRを現在LWRよりかなり高価なものにしている。ウランが少なくなり高価になると、このような避け得ない資本コストの高さも均衡する事になろう。

しかし、FBR展開の遅延にはもっと基本的な理由がある。増殖するためにFNRは、自然界に存在せず（わずかな痕跡は別にして）したがって原子力発電を開始するまで利用できなかったプルトニウムを燃料としなければならない。このためどれだけFBRが優れたものであっても、FBRは第2世代の原子力発電所とならざるを得ない。

4．ブリーダーあるいはバーナー？

FNR開発の歴史を振り返る前に、何故私がFNRとFBRを使い分けているかを説明したい。これは単なる意味論以上の意味がある。

1970年代前半、原子力プログラムは世界中で花開き、それに対する期待や予測は非常に高いものだった。1975年、各国の公式計画では、2000年つまりその時点からわずか25年後にOECD諸国のみで運転される原子力発電所が合計で約1200GWe、旧ソ連の影響下にある国々の非常に意欲的な計画や多くの発展途上国における計画を含めると全世界の原子力発電所設備容量は2000GWe近くになると予測していた。これらの原子炉にその寿命の間燃料を供給するためには、天然ウラン1200万トンを必要とし、これは世界中のウラン推定資源量とほぼ同量であった（これは海中や非常に質の悪い鉱石は含まない）。

そして、この予測されるウラン消費を抑えるため、ウランを倹約できるFBRをできるだけ早く開発することは思慮深く理にかなったものであった。ついでながら、これがスーパーフェニックス

2）あるいは経済的にもウラン節約の視点でもあまり意味は無いが、MOXの中のウランの劣化ウランから低濃縮ウランへの代替。
3）この考察は非常に残留プルトニウム濃度が低いガラス固化されたHLWにのみ適用できる
4）ウラン233は低エネルギー中性子に対して非常に良いproduction/absorbtimを有する。
5）「B」という文字を含むがEBR 1は増殖炉ではなかった。

の建設が1976年に決定された理由である。また、FBRの導入率は、その最初の炉心や再装荷の燃料として供給されるプルトニウムに制限される。そして、できるだけ高い増殖利得を可能にする、つまりできるだけ最短の「倍増時間」[6]を得る事に高いプライオリティが置かれた。ただ、非常に高い増殖利得は費用の点でいくつかの不利な点があることを注意しておきたい。

現在全世界で設置されているすべての原子力発電所の容量はあと4年で400GWeにも達しないことは明らかである。これは、1970年代半ばの予測の5分の1であり、事態は劇的に変わり、増殖炉の早期の導入の見通しを変えた。

ウランは不足しておらず高価でもない。むしろ豊富で安価であり、いくつかの鉱山はウランがないからではなくコストがかさむために閉山した。1970年代の石油ショック以前に検討されたプロジェクトのほとんどが破棄されたにもかかわらず、濃縮プラントの容量にも余剰がある。ウラン利用の厳密な視点からすれば我々は今後数十年FBRを導入する必要は無く、プルトニウムの不足を懸念する代わりに、プルトニウムの供給過剰について憂慮している（これが上記に述べたMOXプログラムである）。

しかし前述のようにLWRでのMOXリサイクルに限界があり、増殖炉でないFNR「高速燃焼炉」が理論上この限界を克服できることがわかっている。FNRでは、マイナーアクチニドの生成も少なく、プルトニウムの同位体の質を下る事なくプルトニウムを何度もリサイクルできる。FNRはMOXリサイクルから生じた質の悪いプルトニウムも燃焼でき（増殖に使用されない余剰の中性子で）LWRで生成されたマイナーアクチニドを燃焼することさえできると考えられる。このためFNRのこの特性が増殖能力が必要とされ導入が求められる前の段階で、FNRを有益で望ましいものとしている。

ここでもう少しはっきりさせておこう。高速増殖炉のみが核分裂を非常に長期的なエネルギーの選択肢とすることができるので、将来の時点で得られるプルトニウムの量との関係でそれほど高い増殖利得は得られないと思うが、長期的には我々は高速増殖炉を必要とするだろう。増殖が実現可能であるという完全な証明は既に行われており、フェニックスは完全に閉じた燃料サイクルで運転しながら、時が来ればやがて必要とされる増殖比を超えた1.15の増殖率を実際に示した。しかし、当座はプルトニウム備蓄を規制・管理するという事のために高速燃焼炉としてのFNRの短期的な有用性を評価し、実証することは価値があると言える。

この評価や実証が1993年CEAが開始したCAPRA研究開発プログラムの目的であり、開始以来強力な国際的支援を受けている。CAPRAのパートナーの中でもそのFNR物理や、技術分野での顕著な知識とノウハウを持っているという事で、我々は特に動燃事業団（PNC）の参加を高く評価している。

5. 全世界でのFNR開発概況

カナダとスウェーデンを例外として原子力発電の開発を積極的に進めている主要国は、FNR研究開発活動も進めてきた。これらの諸国の一部は実際にはその原子力プログラムを一種の冬眠状況に置いた時、FNRが遠い将来のオプションであるという事で、FNR開発が最初の犠牲とされたのはむしろ当然の事である。

IAEA[7]の最近の数字では30の原子炉プロジェクト（日本のFCAやフランスのMasurcaなど高速臨界実験施設は含まれていない）が挙げられている。そのうち19は建設され、うち18は8ヵ国で（フランス、ドイツ、インド、日本、カザフスタン、ロシア、イギリス、アメリカ）実際に運転に至った。

アメリカでは、上述したＥＢＲ－１につづいて、非常に成功したプログラムが、金属燃料を用いた20MWeのナトリウム冷却実験炉EBR－2により実施された。EBR－2プログラムは、31年間にわたる実りの多い原子炉運転と豊富な実験結果をもたらした後1994年に終了した。60MWeのEnrico Fermi原子炉はあまり成功したものではなかったが、1963年臨界に達した。これは炉心の部分溶融によって途中で放棄された。1980年運転を開始したハンフォードの400MWのFFTFは、Clinch River原型炉計画が放棄された後、この強力だが費用のかかる装置を利用する実験プログラムがないため現在停止している。

イギリスもまた、ドーンレイで非常に積極的なプログラムを開始した。15MWeの実験炉(DFR)は1959年から1977年まで運転した。それに続き250MWeのPFR原型炉は1974年に臨界に達し、1994年最大規模の発電量を達成した年の終わりに閉鎖

6) これは別の炉心に燃料を供給するに足だけの増殖されたプルトニウムを一つのFBRから回収するに必要な時間である。
7) 高速原子炉データベース。IAEA TECDOC-866（1996年2月）

された。

ドイツでは、高速中性子炉心が20MWeのカールスルーエKNK原子炉に設置され、1972年から1991年まで実験に供された。300MWe Kalkar原型炉は完成し運転を開始できる状態だったが、地元と政府の論争に巻き込まれ認可を得る事ができず廃炉にされた。一方、ドイツはイタリアやフランスと共にスーパーフェニックス建設の最初からのパートナーであり、現在もSBKを通してNERSA（欧州高速中性子原子力発電所株式会社）の株主である。

現在イギリス、ドイツ、フランスは、他のヨーロッパ諸国とともにいくつかの「EFR」のために電力（EFRUG）、原子炉ベンダー（EFR協会）、研究開発組織の協力グループを設置している。

私が「動燃技報」では日本のFNR計画について述べる必要はあるまい。このプログラムの中心となっているのが動燃事業団なのだから！ただ「常陽」のプロジェクトについてのレビューを開始して以来、フランス、CEAは日本のプログラムに非常に関心をもって見させていただいていることは申し上げておく。

1967年フランスCadaracheで40MWtのRapsodieが運転を開始した。15年間にわたりRapsodieは、酸化物燃料の性質、構成要素設計、ナトリウム・ループ運転に関して知見を提供し、この上に立ってフランスのFNRプログラムが開始された。Marcouleの250MWeのフェニックス実証炉は、1973年に臨界に達し、プール型炉形設計の合理性だけでなく0.16の増殖を実際に達成しながら、燃料サイクルの完結を、非常な成功裏に実証した。同じ設計に基づき多国籍共同開発の1200MWeスーパーフェニックスは商用規模の原子炉として1985年Creys-Malvilleで臨界に達した。成功裏に運転を開始したスーパーフェニックスはその後多くのトラブルや認可の遅れを経験し、また原子力発電に反対するヨーロッパの反対派の標的となった。後に述べるようにスーパーフェニックスの最近の動向は喜ばしいものである。

ロシアのプログラムは（現在のKazakh BN-350を含めて）非常に多岐にわたるものでうまく進められてきた。Obninskの8MWtのBN-10およびDimitrovgradで1968年以来運転中である12MWe BOR-60は、1973年以来Aktauで130MWeの発電と、淡水化のために150MWtの熱供給という二つの目的をもった原型炉であるBN-350への道を開いた。この発電所は閉鎖が近く、Beloyarskにある600MWeのBN-600がその後を引き継いでいる。BN-600は終始一貫してロシアの原子力分野で最も好調な原子炉の一つである。BN-350もBN-600も大部分濃縮UO2が燃料であることを特記しておく。

さらにインドのKalpakkamにあり現在フル・パワーに達している13MWe FBTRについても述べなければならない。Rapsodieに近い設計で、このFBTRは炭化物燃料とトリウム・ブランケットを用いているという二つの独自の特徴がある。

なおFermi、フェニックス、スーパーフェニックスおよび「もんじゅ」のみが真の意味で増殖炉である（あった）ことも述べておきたい。

6．フェニックスおよびスーパーフェニックスの現状

1974年から1989年までフェニックスは、ナトリウム対ナトリウム中間熱交換器（IHX）で発生したナトリウムの漏洩やその他の小規模な事故にも関わらず、極めて利用率が高く、非常にうまく稼働した。原因はまだ完全に究明されていないが、フェニックスの運転は1990年原子炉のネガティブ反応度問題により停止された。この間、この原子炉は広範にわたる改善が行われた。特に2次ナトリウム・ループは、元の「321」ステンレス鋼部分が熱応力でき裂進展の可能性が発見され、完全に取り替えられた。1994年12月から1995年4月までに実施された第49発電サイクルでは、反応度問題が発生せずにサイクルを完了した。原子炉の改善は現在も進行中で、安全管理当局の認可を待って1997年再開されると考えられている。

スーパーフェニックスは、長期にわたる停止と全部の認可の再手続きの後、1994年8月再開が許可され、現在、特に次の三つの分野の知見の取得に重点を置いて運転を行っている。

1）　商用規模のナトリウム冷却FNR運転の信頼性
2）　プルトニウム管理上の柔軟性
3）　マイナー・アクチニドの核変換

IHXの内1基でのアルゴン・ガスの漏洩のため、ナトリウムが漏れ出すようなレベルよりはるかに低いものだったが、この修理するため1995年はほとんどスーパーフェニックスの運転をしなかった。1995年12月に再開されたスーパーフェニックスは以前よりも出力を上げて順調に運転している。スーパーフェニックスは蒸気発生器の10年目点検のため1996年の終わりに停止される。この間は、周方向のブランケット燃料が部分的に除去さ

れ、フランスでPACと称されている知識取得プログラムの一環として実験用燃料集合体が装荷されることになる。

特別委員会であるカスタン委員会は、フランス政府によってPACの妥当性を評価するために設立され、委員会は1996年6月調査報告書を発行し、この知識取得プログラムの続行と拡大を提言している。

7. 「もんじゅ」

「もんじゅ」について何か申し上げる前に、冷却材としての液体ナトリウムの利害得失について考えてみたい。ウラン資源の完全な利用を図るための原子炉にとって唯一の必要要件は高速中性子と、中性子の漏洩を制限するのに十分な大きさの炉心である。ナトリウム冷却はそのような条件ではないが、これまでのところ現在入手できるよく実証された技術であるという事である。

わずか数種類の流体のみが、FNRから中性子を減速することなく大きな密度のエネルギーを引き出せる。これらからは、軽水であれ、重水であれ液体としての水は除外される。水蒸気やヘリウムのようなガス、ナトリウムやNaK（ナトリウム・カリウム共融混合物）のような液体金属、あるいは単独であれ合金であれ鉛、そしておそらく超臨界水が挙げられる。その低い融点故に以前用いられたNaKは化学的にあまり望ましくない活性を持っている。水蒸気は主にドイツによって検討されたが、増殖利得に関連しナトリウムに軍配が上がった。ヘリウムは、ヘリウム技術が高温ガス冷却型原子炉（HTRあるいはHTGR）向けに開発された際、ガス増殖炉が当然の後継炉として考えられ非常に真剣に検討された。鉛冷却FNRはロシアで検討されており、超臨界水は日本で提案されている。

上記の液体はすべて論理上適切に設計されたFNRの炉心を冷却でき、そのうちのいくつかは将来利用されるかもしれないが、現在世界で運転中のFNRは冷却材として溶融ナトリウムのみを用いている。これに代わる冷却材に関する運転上のノウハウを同等に蓄積するには長い時間と多大な努力が必要となる。

これまで見てきたように、FNRは、現在LWRが主流を占めている世界で運転中の400基以上の発電用原子炉のうちわずかである。フランスもその例外ではなく、フェニックスとスーパーフェニックスは55基の標準PWRに主役の座を譲っている。その結果、多くの原子炉専門家たちのナトリウム冷却原子炉の実際の運転に関する知識は表面的なものであり、多くの国民の知識は推して知るべしである。

1995年12月の原型炉「もんじゅ」で発生したナトリウム漏洩に対する極端な反応は、人々がナトリウムの漏洩が非常に希であり非常に大変な出来事であると考えていることを示している。本当はそのどちらでもない。「常陽」がナトリウムの漏洩を経験したことがないのは優れた技術とある程度は運にもよるだろうが、ヨーロッパやロシアの原子炉では120件以上の漏洩が実際に発生している[8]。その一部はわずかな漏洩だが、一部は「もんじゅ」の場合のように数百キロものナトリウム漏洩であった。

いくつかのケースでは修理に大変な費用はかかったものの、これらの事故のいずれも重要な安全上の問題を引き起こさなかった。2～3日から数カ月の遅延の後、すべての原子炉は修理され運転を再開した。「もんじゅ」の事故とその結果の適切な分析に対する不適切な妨害がなければ、この過去の事例は「もんじゅ」の将来展望を描く助けになろう。

8. FNR開発のための国際協力の重要性

原子力時代の初期には、すべての技術は多かれ少なかれ同じようなレベルから始められた。原子炉は小さく、他の発電手段と経済的に競争する必要もなく、発電手段としては存在しないかの様なものであった。しかし、結果的には開発は非常に速く進み、速いペースで原子力発電が導入されてきた。この中である種の自然淘汰が働き、アウトサイダーに残されたわずかな隙間に、少数の生き残りが今日の原子炉の「生態学的すきま」を占めているにすぎない。

この意味でFNRを完成させることは、核分裂を人類の主要なエネルギー資源にするということであり、得られる賭け金は非常に高いが、時間も費用もかかるプロセスになるだろう。これを完成させるためには、世界中で運転中の数少ない原子炉すべての経験を生かし、例えば「もんじゅ」で起きた事故の様なあらゆる事象からとことん知識を得る必要がある。

また一方で、完全な展開まで長い時間がかかる

8) 例えば、「ナトリウム熱輸送システムの安全性を高めたフランスの設計方針と研究開発に関連した活動」（1996年10月、神戸、第10回環太平洋原子力会議（PBNC）に提出されたB. Barre & J. Leclereによる論文）

事を考えると、引き続きFNR開発を行っている三つの拠点（フランスおよびその近隣ヨーロッパ諸国、日本、ロシア）間で現在行われている研究開発の交流において商業上の問題や所有権に関する懸念をあまり持ち出すべきではあるまい。

フランスと日本はFNR開発の分野で既に非常に強い二国間協力の関係にある。CEAと動燃事業団は二つの組織間のエンジニアや科学者の交流など長期にわたる協力を約束している。同時にCEAとドイツのFZK,イギリスのAEAテクノロジー社は、FNR技術のすべて主要分野に関し、電力中央研究所(CRIEPI)、日本原子力研究所(JAERI)、日本原子力発電（JAPCo.)、および動燃事業団との間で協力協定を結んでいる。私はこの協定に基づいてその進捗状況を評価するため毎年開かれる日欧合同調整委員会の共同議長を努めていることを光栄に思っている。

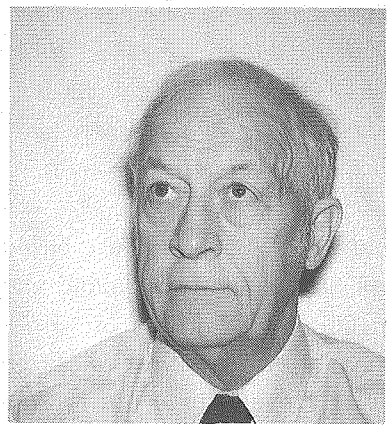
CEAとロシアのMinatomは同様の協定を持っており、技術協力が進みつつある。また同じテーマで中国とも研究協力を開始している。

この状況は良いことであり重要なことである。強力な国際協力を通してのみFNRを完成させ、多くの国々の何十年にもわたる開発の結果を果実として収穫ができる。1990年代の環境重視の世界でとぎれることのない開発が正に求められている。私は、継続的な開発が原子力発電を世界エネルギー需要に貢献することが求められていると信じているし、原子力発電を継続するためにはプルトニウムのリサイクル、究極的にはFNRを必要とすると考える。

最後に明治天皇の御歌を引用し締めくくりたい。

かたしとて　思ひたゆまば　なにごとも
　　なることあらじ　人のよの中

その仕事が困難だからといってたじろげば、どんなことも成し遂げられない。それがこの世の中の理だ。



The Need for the Fast Breeder Reactor in Global Nuclear Power Development

John Graham

Past President American Nuclear Society

1. Future power demand

The International Nuclear Societies Council recently convened a group of international experts to develop a Vision for the next fifty years of nuclear science and technology.[1)] This group, based on expected global population growth, made its own projections for energy demand in the year 2050, and compared its forecast with those of the World Energy Council[2)]. The result showed good consistency in predicting a demand of about 1,000 exajoules (10^{12} gigajoules).

In surveying available methods of providing this amount of energy, the group concluded that hydroelectricity might provide as much as 2% of the demand, while biomass in poorer countries, with intensive agricultural management, might well double to 12%. However, it was unlikely that solar or wind power would produce any significant contribution. Thus, the renewable energy contribution to the total need could amount to some 15%.

Therefore, fossil fuels, which presently provide 80% of the demand, would still provide the bulk of the world's energy needs. However, it was projected that the present decrease in the use of coal and oil would continue and natural gas would dominate by the year 2050. The total fossil fuel energy could be expected to provide about 50 to 60% of the 1,000 exajoules. The remainder, some 25 to 35% would have to be provided by the nuclear option.

Other estimates for the role of nuclear power are higher, especially when the need to protect the environment from greenhouse gases is taken into account. The Intergovernmental Panel on Climate Change (IPCC) projected that worldwide nuclear capacity would have to provide about 45% of the total electricity demand by 2050[3)].

Prediction of Energy Source in 2050

Energy Source	Projected Percentage
Hydroelectricity	2%
Biomass Energy	12%
Fossil Fuel Energy	50-60%
Solar and Wind Energy	Negligible
Nuclear Energy	25-35%

However, even the lower INSC estimate requires the construction of thirty to fifty 1000 -MWe plants each year early in the next century. Even if the demand projection was halved (as in the World Energy Council's ecologically driven projection) the task ahead would still be staggering -- both in the work involved and the capital needed.

Looking at the fuel required to meet this projected expansion of nuclear generating capacity, the INSC group considered cases with and without recycling based on plant construction rates assumed by the World Energy Council.

The position becomes very clear: without recycling, the cumulative demand for natural uranium would exceed current known reserves (about 3.7 million tonnes) around the year 2030, and would exceed even speculative

reserves (about 16.7 million tonnes) around 2070.

However, when the plutonium produced is recycled, the demand for uranium depends critically on the date of the introduction of the first Fast Breeder Reactor (FBR).[4] If it is introduced around 2030 the cumulative uranium demand levels out at approximately 12 million tonnes, while if the introduction of the FBR is delayed until 2050, the uranium demand would reach 23 million tonnes.

Uranium Demand

Fuel Cycle	2030	2070	2100
No recycling	3.7 10^6 tonnes	16.7 10^6 tonnes	45.0 10^6 tonnes
FBR introduced in 2030	3.7×10^6	3.7×10^6	12.0 10^6 tonnes
FBR introduced in 2050	3.7×10^6	3.7×10^6	23.0 10^6 tonnes
Known reserves of uranium at $130/kg are3.7 10^6 tonnes, with 'undiscovered' resources estimated to be an additional 13 10^6 tonnes[5]			

The conclusion is, therefore, twofold: not only is recycling required if we are to provide the expected energy demand to provide an enhanced quality of life for the increasing global population, but also the introduction of the fast breeder reactor technology cannot be delayed too long. Even a delay of twenty years would result in the world exhausting its speculative supplies of uranium.

This global analysis ignores another reason for the development of the fast breeder reactor -- the very valid argument that some nations need to sustainably recycle their nuclear fuel stocks for energy independence; an argument which has been endorsed by the special Glenn Seaborg Panel Report on "Protection and Management of Plutonium" published last year by the American Nuclear Society.[6] That report included Key Conclusion 11:

"We see no need for international uniformity in selection of fuel cycle options. We believe that the recycle option is appropriate for countries with excellent nonproliferation credentials and an economic basis for selecting this option. Where recycle is utilized, accumulation of separated plutonium should be avoided by recycling recovered plutonium at the same rate it is recovered."

Since national power programs are based on local priorities, such as public demand and investment opportunities, rather than on worldwide needs the next fifty years will see large imbalances in access to adequate power supplies and, therefore, in the quality of life. The demand for energy in the developed countries will not be as high as the average prediction. Nevertheless the global analysis cannot be ignored since it predicts that without global attention to resources, the imbalances between those countries with abundant energy and those without could become serious enough to cause conflict.

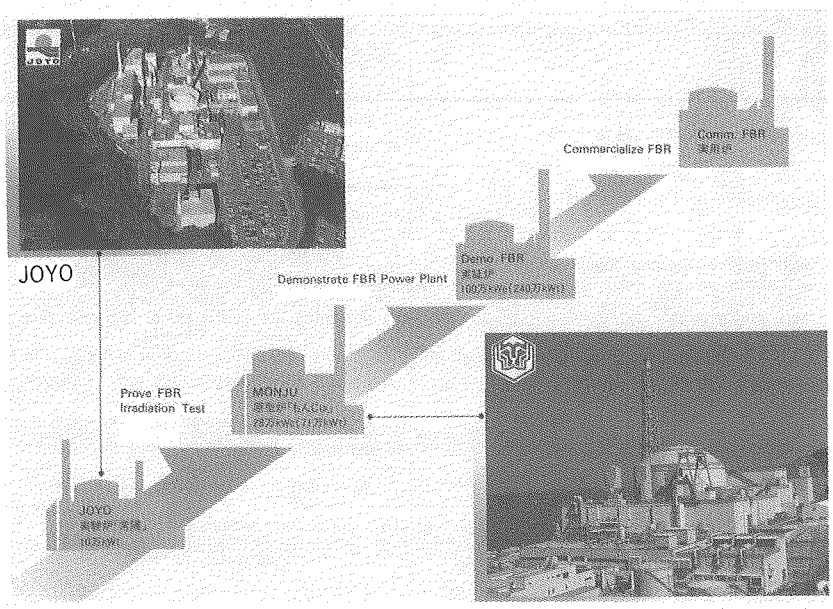
So, the development of the fast breeder reactor is both a local and a global necessity and it needs to be accomplished soon.

2. The fast breeder reactor

The necessity of the Fast Breeder Reactor in recycling the plutonium produced by the thermal reactors has been realized from the beginning. Many countries commenced FBR development programs concurrently with programs to develop the thermal reactors: Great Britain, France, the United States, Russia, Japan, and India have lead the way.

While the initial programs investigated a variety of fuel, coolant, and configuration options, most programs settled on the use of a mixed oxide in a sodium cooled system, either in a pool or a loop type configuration. Specifically, the mixed oxide fuel pins have proved very reliable indeed with decades of operation without failures in both Japanese and US test reactors (JOYO and FFTF).

In Great Britain, the early Dounreay Fast Reactor (DFR) provided fuel data for a later Prototype Fast Reactor (PFR). Today, for reasons of development costs and the availability of natural gas from North Sea wells, Great Britain is without a FBR development program



MONJU

of any kind.

Similarly in France, small test reactors lead to the Phenix reactor in 1973 and Superphenix reactor in 1985. Both reactors are in operation and the development program continues. The Superphenix pool-type reactor, at 1240 MWe, is the largest FBR in the world, and it provides the core of the national French development program.

In the United States, small test reactors like Clementine, were the start a well designed development program leading through the Experimental Breeder Reactors I and II (EBR-1 and EBR-2) to the Fast Flux Test Facility (FFTF), and to the Clinch River Breeder Reactor Project (CRBRP) demonstration plant -- which was to be the last stage before commercialization. However, the Carter administration was successful in halting the CRBRP program, thereby removing the flagship and raison d'être from the program. Since then the Clinton administration has terminated EBR-2 and FFTF -- thereby gutting the development program to its present limp status.

In the erstwhile Soviet Union, the remainder of the development program has been split between the Chevchenko BN-350 in Kazakhstan, and BR-10, BOR-60 and BN-600 in Russia. The FBR development program, while still ongoing, has taken a back seat in priorities and funding to the problems resulting from the reorganization of the institutional structure of Russia and Kazakhstan, and to the problems resulting from the Chernobyl accident. However, Russia remains firmly convinced in the necessity for the fast breeder reactor.

Japan too has a similarly planned reactor development program leading from the JOYO 100 MWe reactor, which has been in operation since 1977, to the MONJU 280 MWe reactor which attained its criticality in 1994. A 1,000 MWe demonstration plant would be the next step before commercialization.

The program has been lead throughout by the Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC) with extensive facilities and contributing research and development programs on all aspects of the breeder and its operation.

The worldwide fast breeder development programs have been marked by an admirable collaboration between the various nations, so that the derived information, particularly in fuel development, is available to all. Japanese-U.S. cooperation in fuel testing since 1981 has been most productive in this respect[7].

Since the fuel cycle requirements to meet the projected energy demand in the middle of

Defense-in-Depth Measures versus the effects of a Sodium Leak

Item	Purpose
Redundant heat removal systems	To allow safe operation in the event of a fault in any one system
Intermediate heat-transfer loops	To prohibit contact between radioactive primary sodium steam and water.
Secondary vessels and double piping	To contain the sodium inventory even in the event of a leak
Inert atmospheres	To prevent a fire in the event of a local leak
In Service Inspection vessel wall and piping surveillance systems-e.g. robots	To be able to detect defects in material before they can become leaks
Flow and thermocouple monitors	To detect abnormalities in operation which might signal a leak
Level monitors	To detect any large loss of sodium
Sodium fire suppression equipment	To suppress any sodium combustion

the next century show a real need to introduce the FBR at the earliest possible occasion, it now appears that only Japan and France (and perhaps Russia) have the necessary development programs in place to construct the demonstration plants in time. A demonstration plant would be needed in about 2015 which means that the decision to proceed is required imminently.

3. Fast reactor issues

As in any other nuclear development, the question of safety arises in fast reactor design and operation. We have now had over 30 years of experience in operating fast reactors of all types, and 15 years with operating large reactors since the start-up of BN-600 in Russia. Experience has been good and the development programs have proved their value in solving operational issues.

The smaller reactors, like EBR-2 and FFTF in the U.S. and JOYO in Japan, have operated well and reliably. They have been used principally to test fuel in normal and abnormal conditions but they have also provided extensive information on instrumentation, sodium technology, and component operation.

However, the larger reactors have had their share of operational problems. This is to be expected and it is the reason why, in all reactor programs, development plans are based on increasing the size of each facility, from experimental sizes, through a demonstration plant size, to a commercial size. The development programs are based on finding operational issues and correcting them.

The FBR has some safety advantages. Unlike the thermal water reactors, it is a low pressure system -- the only pressure head being provided by the pumps. Thus, it is not necessary to provide thick pressure-containing vessels, and depressurization of the coolant is not a concern. However, because the piping and vessels are thin-walled, and because temperature changes between shut-down and start-up are large, the expansion (and movement) of the piping and vessels is also large. The layout of the system becomes more problematic especially for the larger sized reactors with extensive loops and doubly contained sections.

FBRs, like other reactors, are designed on the basis of defense-in-depth, in which a succession of 'barriers' are built into the design to prevent a small fault from developing into something larger, which might compromise safety.

A negative fuel-temperature reactivity coefficient, and fast-acting shut-down systems operating in response to overlapping ranges of monitored variables provide effective and reliable defenses against power excursions.

Further, in all FBRs, the primary radioactive sodium is separated from the steam in the turbine cycle, not just by the walls of the boiler, but by an entire additional heat transfer loop in which the sodium does not become radioactive. Thus, any sodium-water interaction which might occur does not involve radioactivity. (Unfortunately, the addition of these intermediate heat transfer loops increase the capital cost of the plant significantly.

Further, heat removal systems are completely redundant to each other. In MONJU there are three separate heat removal primary and secondary loops, so that a fault in one could not compromise heat removal through the others. Furthermore, sodium-containing vessels are protected against any draining of the sodium coolant by a second vessel, which provides secondary containment. Because sodium ignites in air, extensive leak detection systems are incorporated to detect any leaks early when they are small. Sometimes, inert atmospheres (like nitrogen) are used to further separate any leaked sodium from air.

4. Operational experience

Nevertheless, since sodium burns, a sodium leak is a highly visible event to the public and to the press. In December 1995, the MONJU reactor had a sodium leak in one intermediate loop at a thermocouple well.[8] Even though other fast test reactors around the world have experienced sodium leaks during their initial operation, the MONJU leak was the first incident of any kind during the 18 years of the operation of the experimental reactor JOYO or the operation of MONJU, in Japan. Despite the lack of safety consequences to the plant, the leak was highly publicized. However, the event needs to be viewed in perspective.

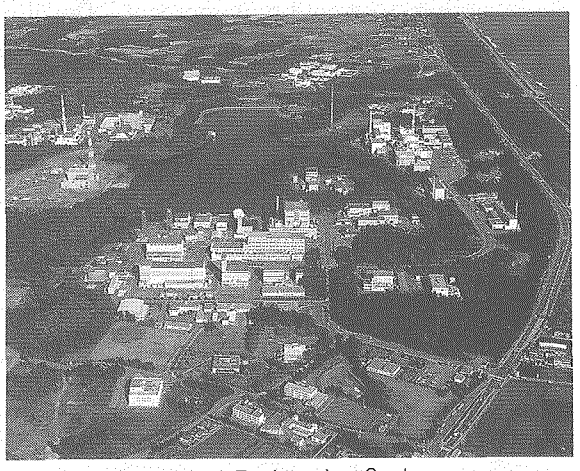
The reason why experimental systems and prototype systems are built leading to a Demonstration scale reactor is to provide experience in commissioning, operation and maintenance of the new systems. Faults from which one can learn are expected to occur. They are corrected and the learning process continues. That's what a development program means. Operation of MONJU is part of the fast breeder reactor development program that the Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC) has in place in Japan.

In the case of the MONJU leak, a number of lessons have been learned: some being technical, some being managerial, and some being institutional.

The leak occurred because of the failure of a thermocouple in an intermediate loop. Technical lessons included aspects of thermocouple design; the effects of flow-induced vibration in certain piping configurations; operational requirements in the event of different sizes of spills; clean-up methods for spilled sodium and fire residues; recovery techniques for solid material in piping systems; maintenance and replacement of other thermocouples; and others. Management lessons concern the safety review of designs; the adequacy of



Tokai Works



O-arai Engineering Center

operational procedures following indications of a leak ; and operations during recovery from such an event. Institutional lessons include coping with the local and general public and the media pressure following such a visible event. There is really no other way to learn these lessons but through experience. Then, having learnt from these lessons, the development program will go ahead with new strength and vigor.

This is exactly the learning process that PNC had in mind in carrying out the development program.

Further information will be gained as the reactor is operated -- on operational and maintenance requirements; on the stability of operation; on the behavior of instrumentation of all kinds ; on fuel behavior at higher burn-ups; on core configurations and plutonium breeding capabilities ; on refueling methods; on mechanical operations of all kinds; and so on. It is an exciting and necessary prospect which will lead to successful large-size FBRs.

5. Development programs

Japan has a well integrated FBR development program, which is representative of existing programs in France, Russia, and India, and of previous programs in the United Kingdom and the USA.

The operation of a test reactor like MONJU is supported by an extensive program of research and development.

The Tokai Works is dedicated to all fuel cycle activities from fuel fabrication, through reprocessing, to waste management. Development of optimal fuel cycles ; new methods in fuel assembly fabrication ; improved enrichment and reprocessing operations ; waste vitrification research; the treatment and management of all levels of waste ; and the development of new automation and robotics involved in the work, are all part of the development scene at Tokai-mura[9].

PNC's O-arai Engineering Center is the site of the JOYO 100 MWt research reactor -- to be upgraded in the future to a power of 140 MWt. Here too major components like steam generators, piping bellows, are tested. Facilities include heat transfer loops and the critical assemblies against whose tests major codes can be verified. Another major activity at this engineering center is material development -- testing structural and core materials. Necessary seismic testing and sodium technology are also part of O-arai's charter[10].

The range of available testing facilities and loops is comprehensive and well coordinated, one with another, to provide a full understanding of how FBR materials behave during their lifetime in the reactor, both in sodium and out, during normal operations and during transients.

Complementary with the testing facilities, the computer analysis of the structural behavior of components and materials, all the way to failure, is also conducted at O-arai. As larger FBRs are built it will be the function of these verified codes to support design decisions for more limiting operating conditions. So all the data obtained is compiled into material handbooks and failure data banks to provide the basic data for operational safety assessments, severe accident analysis[11], and risk evaluations[12].

6. Conclusions

In summary, it is evident that in order to protect the global environment, nuclear power will be called upon to play a large part in ensuring the quality of life for the peoples of this planet. This being so, in order to preserve our uranium resources it is apparent that the Fast Breeder Reactor and its capability to act as the corner stone of a reprocessing fuel cycle is needed very soon -- before 2030.

For a variety of reasons, only Japan, France, and perhaps Russia, have the capability to develop the fast breeder reactor to commercialization within that time-scale -- Japan having the edge over all other developers.

Japan has the technical knowledge ; the research and development institutional structure ; and the facilities operated by the Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation to complete the task on time. The

operation of the MONJU reactor needs to be supplemented by a firm commitment to build the Demonstration plant. By doing so, the Japanese people will not only have ensured their energy future and independence for the next millennium, but they will also have contributed greatly to the well-being of the world by not having to draw upon uranium resources.

From the US perspective, the Japanese program will preserve and extend the vital fast breeder reactor technology that the US will also need in due time, and which in the present era is being lost due to a lack of political will. The Japanese program will provide a necessary bridge to the future.

The fast breeder reactor and the reprocessing fuel cycle will eventually contribute sustainable energy to the world. At this time we should remember the inscription on the operating floor of the JOYO reactor. It reads:

"Veniet tempus, quo posteri tam aperta nos nescisse mirentur."

translated as :

"The time will come, when succeeding generations will wonder that we have only now just realized such a self-evident truth."

REFERENCES AND FOOTNOTES

1) "A Vision for the Second Fifty Years of Nuclear Energy," Editor: Masao Hori, International Nuclear Societies Council, March 1996. (Published by American Nuclear Society)

2) "Energy for Tomorrow's World," World Energy Council, London, (1993).

3) "Climate Change 1995 -- Impacts, Adaptations and Mitigation of Climate Change: Scientific Technical Analyses." Contribution of Working Group II to the Second Assessment Report of the Intergovernmental Panel on Climate Change, p. 587-647, Cambridge University Press, New York, (1996).

4) The Fast Breeder Reactor is assumed to have a breeding ratio of 1.2 and a doubling time of 40 years (i.e. the amount of plutonium available will double in 40 years.)[1]

5) "Uranium Resources, Production, and Demand, 1993 -- a joint report by the OECD/NEA and the IAEA." Organization for Economic Cooperation and Development, (1994).

6) "Protection and Management of Plutonium," American Nuclear Society Special Panel Report, La Grange Park, Illinois, (August 1995).

7) "Status of RBCB Testing of LMR Oxide Fuel in EBR-II," International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR'91), Kyoto, Japan, (October 1991).

8) "The Sodium Leak at Monju in Perspective," John Lambert, NUCLEAR NEWS, Volume 39, Number 7, pp. 38-41, American Nuclear Society , La Grange Park, IL, (June 1996).

9) "Tokai Works for Tomorrow's Energy," Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, Brochure, (1991).

10) PNCT N 9530 89-002 "FBR Materials Development Section" March 1989, and the booklet "Development of FBR Systems and Components" -- Oarai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, (March 1989).

11) SIMMER - III, an advanced computer program for LMFBR Severe Accident Analysis, O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation.

12) LIPSAS -- a living Probabilistic Safety Analysis System, O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation.

世界の原子力開発における高速増殖炉の必要性

ジョン・グラハム
前米国原子力学会会長

1．将来のエネルギー需要

国際原子力学会協議会（International Nuclear Societies Council/INSC）は、最近、今後の50年間の原子力を展望するために、国際的な専門家グループの会合を持った。[1] 同グループでは、地球上の人口動態の予測に基づいて、2050年のエネルギー需要に関して独自の見通しを立て、世界エネルギー会議（World Energy Council）[2] の予測と比較した。その結果、両者とも約1,000exajoules（10^{12}gigajoules）の需要予測となり、ほぼ一致したものとなった。

同グループでは、まず、その需要増に見合う利用可能なエネルギー資源についての調査を行った。それに基づき、水力発電については全体の2%程度、バイオマスエネルギーは発展途上国における集約的な農業経営により、現在より倍増して全体の12%を占めるに至るものとした。しかし、太陽熱や風力による発電が、大きな貢献を果たすことは考えられないと結論付けた。このように、再生可能なエネルギーの全体に占める割合は、せいぜい15%程度と推定した。

したがって、現在、全エネルギー需要の80%を満たしている化石燃料が、引き続き世界のエネルギーの大部分を賄うことになる。しかし、石炭や石油の利用は減少し続け、2050年までには、天然ガスがエネルギー供給の主流を占めることが予測された。全化石燃料の全需要予測（1,000exajoules）に占める割合は、50～60%を期待でき、残りの25～30%は、原子力発電により補われなければならない。

エネルギー予測（2050年）

エネルギー資源	予測割合
水力発電	2%
バイオマスエネルギー（熱資源としての植物体および動物排泄物）	12%
化石エネルギー	50～60%
太陽熱および風力エネルギー	ごくわずか
原子力	25～30%

本稿は技術管理室において翻訳したものである。

原子力については、とりわけ、地球温暖化の原因となる炭酸ガスの排出を抑えて環境を護る必要性が重視されれば、その役割への期待はさらに大きくなる。例えば、気候変動に関する政府間パネル（IPCC）において、全世界の原子力発電の設備容量は、2050年までに、全発電需要の45%を占めるべきであることが示された。[3]

IPCCより原子力発電の割合を低く見積もっているINSCの場合でも、21世紀の初頭には、毎年1,000MWeの原子力発電所を30～50基建設することが必要となる。エネルギー需要の伸びが（エコロジー重視の世界エネルギー会議のように）半分であるとしても、その課題を実現するには、労力・資金いずれの面でも、様々な困難が伴ってくるものと考えられる。

このような原子力発電の設備容量の増大に見合う核燃料の見込みに関し、INSCのグループは、世界エネルギー会議が想定した原子力発電設備の増加率に基づいて、核燃料をリサイクルする場合としない場合について検討した。

この答えは明白である。リサイクルしない場合、天然ウランの累積需要量は、2030年頃に現状の確認埋蔵量（約370万t）を越える。さらに2070年頃には推定埋蔵量（約1,670万t）をも上回ることになる。

生産されたプルトニウムをリサイクルする場合でも、ウランの需要累積は最初の高速増殖炉（FBR）の導入時期に大きく左右される。もし、FBRが2030年頃導入されれば、ウランの累積需要量は約1,200万トンで横ばいになる。しかし、これが2050年まで遅れれば、その累積需要量は2,300万tに達する。

ウラン需要

核燃料リサイクル	2030年	2050年	2100年
リサイクルしない場合	3.7×10^6トン	16.7×10^6トン	45.0×10^6トン
2030年にFBRを導入			12.0×10^6トン
2050年にFBRを導入			23.0×10^6トン
130$/Kg以下のウラン確認埋蔵量は370万トン ウラン未確認埋蔵量は1,300万トンと推定			

以上より、二つの結論が導かれる。まず第一は、核燃料のリサイクルが必要となることである。もし、増加する地球人口に対して、生活レベルの向上を図るために必要なエネルギーを供給するというのであれば、それは必ず行わなければならないことになる。もう一つの結論は、高速増殖炉の導入をもはや遅らせることができないことである。20年の遅れであっても、未確認のウラン埋蔵資源まで使い果たしてしまう結果となる。

この地球規模の分析には、FBRを開発するもう一つの重要な理由が触れられていない。すなわち、一部の国々がエネルギーの自立のために、リサイクルを通して持続可能な核燃料資源を確保するという、正当な主張である。これは、米国原子力学会が昨年（1995年）発行した「プルトニウムの防護と管理」に関するグレン・シーボーグ特別パネル報告でも支持された見解である。[6]　この報告の重要結論11には、以下の主張が含まれている。

「我々は、核燃料リサイクルの選択について国際的に統一する必要性は見いださない。核燃料リサイクルの選択は、核不拡散性に対する高い信任を有し、かつそれを選択するための経済的な基盤を備えた、それに相応しい国が行うべきものと我々は信じる。リサイクルを行う国においては、生産したプルトニウムと同じ量をリサイクルしていくことにより、分離したプルトニウムの蓄積を避けることが必要である。」

国家レベルのエネルギー計画は、国民の要求や投資の機会といった地域的な優先項目に基づいて策定されており、50年後のエネルギー利用やその結果として発生する生活レベルの大きな不均衡といった地球的な問題に基づいたものではない。先進国のエネルギー需要は、これまでの予測ほどは高くはならないと思われる。その場合でも、地球規模での資源への関心が失われれば、持てる国と持たざる国との間での不均衡が、深刻な紛争を引き起こす要因になり、地球規模での解析はいずれにしても欠かすべきではない。

以上をまとめれば、高速増殖炉の開発は、地域国家としても、また地球全体としても必要なものであり、かつその開発の目標を早急に達成することが必要となっている。

2.　高速増殖炉

熱炉で生成されたプルトニウムをリサイクルする上で、高速増殖炉（FBR）の必要性は当初から認識されていた。多くの国々は、熱炉の開発と同時に、FBRの開発を開始した。この開発においては、英国、フランス、米国、ロシア、日本、インドがリードした。

初期の開発段階においては、様々な燃料、冷却材、システム構成が検討されたが、結局多くの国々において、混合酸化物燃料（MOX）・ナトリウム冷却・プールまたはループタイプの構成が選択された。特に，MOX燃料ピンは、日本や米国の試験炉（「常陽」、FFTF）において、10数年の運転の中で燃料破損もなく、その高い信頼性が示された。

英国においては、初期のDounreay Fast Reactor（DFR）での燃料照射データを後続のPrototype Fast Reactor（PFR）に反映した。今日、開発コストの問題あるいは北海油田からの天然ガスを利用できるようになったため、英国はFBRの開発から一切手を引いている。

フランスにおいても同様に、小型の実験炉（Rapsodie）が先行して、後続のPhenix（1973年臨界）、Superphenix（1985年臨界）へと発展した。この2つの炉はともに運転中で、開発を継続して実施している。プール型のSuperphenixは、電気出力1,240MWeの世界最大のFBRであり、フランスの開発計画の中核を担っている。

米国においては、Clementine炉のような小型試験炉により、優れた開発が開始され、それがEBR-I、EBR-II、FFTFへと発展し、さらに商業化への最後の段階にあったクリンチリバー高速増殖炉プロジェクト（CRBRP）に発展していった。しかし、カーター政権はCRBRPを中止したため、プログラムから旗艦を失った形となった。その後、クリントン政権は、EBR-IIおよびFFTFを終了させ、FBR開発は現在ほとんど進展していない状況にある。

旧ソ連においては、FBR開発はカザフスタンのシェブチェンコにあるBN-350、ロシアにあるBR-10、BOR-60およびBN-600に受け継がれている。その開発はなお継続されているが、ロシアとカザフスタンの開発組織の再編やチェルノブィル事故により生じた問題等により、FBR開発の優先順位は低くなり、資金的にも問題を残している。ロシアは、高速増殖炉の必要性を強く確信しつづけている国である。

ロシアと同じく、日本においても、計画的に高速炉開発が進められている。高速実験炉「常陽」（熱出力100MWt）が1977年以来運転を続け、電気出力280MWeの原型炉「もんじゅ」が1994年に臨界に達している。さらに、商用化の手前の電気出力1,000MWe（現在は600 MWeに変更されている－訳者注）の実証炉が次の段階として設定され

ている。

このFBR開発については、炉の建設および運転のあらゆる局面に対応して、大規模施設を用いての実験や様々な研究が、動燃事業団を中心に行われてきた。

FBRの開発について特筆すべきことは、多くの国々の間で国際協力が盛んに行われてきたことである。そのため、国際協力により得られた情報は、とりわけ燃料開発に関しては、すべての国において利用できるものとなっている。1981年より日本と米国の間で行われてきた燃料信頼性実験は、この観点から見てもっとも有効であった[7]。

来世紀のエネルギー需要の増加に見合う核燃料資源を確保するためには、早期のFBRの導入がまさに必要であることが示されている。そのため、現在、日本およびフランス（おそらくロシアも）が、それに間に合うよう、実証炉の建設に向けて必要な開発を進めていくことが示されている。実証炉は2015年頃までには必要であり、速やかな決断が求められている。

3．高速増殖炉の課題

他の原子力開発と同様、FBRの設計・運転においても安全性の問題が重要となる。我々は、30年以上にもわたる様々なタイプのFBRの運転の経験があり、またロシアのBN-600以来、大型炉についても15年の運転実績を有する。この経験は、優れた成果として蓄積され、運転上の課題を解決していく中で、手順を踏んでの開発の重要性が示されてきた。

米国のEBR-IIやFFTFあるいは日本の「常陽」のような小型炉の運転は順調に行われ、高い信頼性が示されている。これらの炉は、主に通常時および異常時の燃料挙動のデータを得るために運転されているが、計装設備、ナトリウム技術、機器運転に関しても、多くの情報を提供してきた。

しかしながら、大型炉においては、大きさに相応した運転上の課題がある。これは予測されていることで、すべての国のFBR開発計画において、施設の大きさを実験炉、実証炉、そして商業炉の規模に順次拡大していくのは、このためである。開発を進めるにあたっては、運転において生じる課題を発見し、修正していくことが基本となる。

FBRは、安全性において利点を有している。それは、軽水炉と異なり、低圧システムということである（唯一の圧力はポンプによってもたらされる）。このため、原子炉容器の肉厚を厚くする必要はなく、また、冷却材を減圧するための設備対応も不要である。しかし、配管や容器が薄肉構造であることに加え、運転の停止時および開始時の温度変化が大きいことにより、配管や容器の熱膨張や変位が大きくなる。特に、大規模ループや二重容器構造部分を有する大型炉では、機器配置については、より慎重に考えなければならない問題となってくる。

FBRも、他の原子炉と同様、深層防護を基本として設計されている。そこでは、小さな欠陥が安全性を損なうような大事故に進展しないように、多重防護の概念が組み込まれている。

負の燃料温度反応度係数、あるいは変動する測定データの重畳範囲を越えた場合に作動する緊急炉停止装置の存在は、過渡過出力事象に対して、効果的で信頼性の高い防護となる。

さらに、すべてのFBRにおいて、1次系の放射化ナトリウムは、タービン・蒸気系と分離されている。それは、単に蒸発器の壁面でということではなく、放射化されていないナトリウムの流れる2次系熱伝達ループを介して分離しているということである。したがって、想定しうるナトリウム－水反応事故において、放射性物質は介在しないことになる（残念なことに、この中間熱ループの追加により、プラント建設コストの大幅な上昇を招いている）。

さらにいえば、熱除去システムは、各々完全に独立して設けられていることである。「もんじゅ」においては、1次系、2次系ともに三つの独立した熱除去ループを有しており、一つで故障が生じても、他の系を通して熱除去が可能となる。また、大量のナトリウムを入れている原子炉容器については、その外側にさらに2番目の封じ込めとなる第2の容器（ベッセル）を設け、冷却材のナトリ

ナトリウム漏洩事象に対する深層防護上の対策

項目	目的
冗長性を有する熱除去システム	一つのシステムに故障が生じた場合でも、安全な運転を可能とする。
中間熱ループ	1次系放射化ナトリウムと蒸気一水とを接触させない。
2次容器（ベッセル）と2重配管	漏洩が生じた場合にもナトリウムを保持できる。
不活性ガス雰囲気	局所漏出の場合に火災を防止する。
供用中の炉壁／配管の検査システム—ロボット等	漏洩が発生する前に材料の欠陥の検知を可能とする。
流量計および温度計	漏洩信号を発していると想定される運転状況において異常を検知する。
液位計	ナトリウムの大リークを検知する。
ナトリウム火災消化設備	ナトリウムの火災を抑制する。

ウムが大量に漏出しないよう、対策が施されている。ナトリウムについては、空気中で発火するため、漏洩を小規模な初期の段階でも検知できるよう、広範囲に漏洩検知システムが組み込まれている。場所によっては、窒素のような不活性ガスを用いて、漏れたナトリウムが空気と接触しないようにしてる。

4. 運転経験

このような対策にもかかわらず、ナトリウムは燃焼するために、ナトリウム漏洩は、国民や報道機関にとって、極めて目立った出来事となってしまう。1995年12月に、「もんじゅ」の2次系の温度計さや管でナトリウム漏洩が発生した。[8] 世界の他の高速実験炉においては、開発初期の段階においてナトリウム漏洩を経験しているが、「もんじゅ」でのナトリウム漏洩は、「常陽」の18年間の運転あるいは「もんじゅ」のこの間の運転において、初めての事故であった。発電プラントへの安全面での影響はないにもかかわらず、大きく報道されたが、この事故は、大局的に見ることが必要である。

実証規模の原子炉に先立って、試験炉や原型炉が建設される理由は、新しいシステムの建設・運転・保守における経験を提供することにある。そこから何かを学びとることができる事故は、起こることが期待されていたものである。それが研究開発を行っていく意味でもある。「もんじゅ」の運転は、動燃事業団が日本で進めている高速増殖炉開発の研究開発の重要な一環をなすものである。

今回の「もんじゅ」ナトリウム漏洩においては、数多くの教訓が示された。あるものは技術的な教訓であり、あるものは管理あるいは組織に関する教訓である。

今回発生したナトリウム漏洩は、2次系配管の温度計の折損により発生した。技術的な教訓としては、温度計の設計、特定の配管構造における流体連生振動の影響、異なる規模のナトリウム漏洩に対する運転条件、漏洩したナトリウムや燃焼残留物の除去方法、配管中の固形物の回収技術、他の温度計の保守・交換等が挙げられる。管理上の教訓には、設計の安全性のレビュー、漏洩の警報に続く運転の妥当性、このような事故に対応した運転操作が含まれる。組織としての教訓には、このような逃げ隠れできない事故後の地域住民・一般国民・マスコミへの対応の問題がある。これらの教訓を学ぶためには、経験を通して行う以外に道はない。これらの教訓から学ぶことにより、新たな力強さと活力をもって、研究開発を前進させることができるようになる。

これは、まさに動燃事業団が研究開発を進める上で念頭に置いていた学習プロセスである。

「もんじゅ」の運転を通して、運転・保守上の要件、運転の安定性、あらゆる種類の計装設備等の挙動、高燃焼度燃料の挙動、炉心形状と増殖性能、燃料取替方法、すべての機械的操作等に関する情報が得られるであろう。これらの情報は、大型FBRの開発を成功に導く、魅力的でかつ必要不可欠な道しるべとなる。

5. 研究開発計画

日本には、FBRの開発に対し、フランス、ロシア、インドの現有のもの、あるいは以前の英国や米国が有していたものに匹敵する研究開発が進められている。

「もんじゅ」のような試験炉の運転は、膨大な研究開発により支えられている。

東海事業所では、燃料製造から再処理、廃棄物処理までのすべての核燃料サイクルの研究開発に取り組んでいる。最適な核燃料サイクルの開発として、新たな燃料製造方法、改良したウラン濃縮・再処理の運転、廃棄物ガラス固化研究、あらゆるレベルの廃棄物の処理・管理、関連業務における新たな自動化・ロボット化の開発は、東海村において全て行われている。[9]

大洗工学センターは、高速実験炉「常陽」(熱出力100MWt)の置かれているサイトである。「常陽」は、140MWtに今後改造していく予定である。また、このサイトでは、蒸気発生器や配管ベローズといった大型機器の試験も行われている。このセンターにおけるその他の主要な研究開発は、構造や炉心の材料開発である。免震の研究やナトリウム技術の開発もこのセンターで行われている。[10]

利用できる試験施設や試験ループは、FBRの材料が、寿命中に炉内あるいはナトリウム内・外において、または通常時または過渡時において、どのように振る舞うかを十分把握できるよう、包括的によく考慮されたものとなっている。

試験施設に加え、大洗工学センターにおいては、破壊にいたるまでの機器や構造材料のコンピューター解析が行われている。大型FBRが建設されるようになると、種々の特定された運転条件に対しての設計判断を与えることに、これらの検証された計算コードは役立つことになる。得られたデータは、運転上の安全性評価やシビアアクシデントの解析[11]、リスク評価[12]のための基本的なデー

タとして、材料データハンドブックや故障データバンキングシステムにまとめられている。

6．結論

これまで述べてきたことをまとめると、地球環境を護り、また、地球上の人々の生活レベルを高める上でも、原子力は重要な役割を果たしていくことが求められている。したがって、それに必要なウラン資源を枯渇させないためには、FBRとその再処理核燃料サイクルの基盤の形成を、2030年より以前のかなり早い時期に行うことが必要となってくる。

様々な理由により、日本、フランスそれに多分ロシアのみが、それまでに商業用FBRを開発できる可能性を持っている。とりわけ日本は、その他の開発国の先頭を歩んでいる。

日本は、技術的知見があり、研究開発組織も有している。また、それに間に合うように課題を解決できるだけの研究開発施設が動燃事業団にはそろっている。「もんじゅ」の運転は、実証炉を建設するための強い使命に支えられる必要がある。そうすることによって、日本人はそのエネルギーの将来と今後千年にもわたるエネルギーの自立を確実にするだけでなく、ウラン資源の枯渇を心配する必要性をなくすことにより、世界人類にも併せて貢献することになる。

米国側から見て、米国においては現在政治的にその意向がないために失われているが、やがて米国においても必要となる重要なFBR技術を、日本が維持・発展させていくことを期待している。日本のFBR開発計画は、人類の未来へ繋ぐ架け橋である。

FBRおよび再処理核燃料サイクルの実現は、最終的には持続可能なエネルギーを供給することで世界人類に貢献することになる。ここで我々は、「常陽」にある碑文を想起すべきである。そこには、次のように記されている。

“Veniet tempus,quo posteri tam aperta nos nescisse mirentur”

これを訳せば、「我々がこのような自明の真理をやっと今理解したことを、次世代の人々が不思議に思う時代が来るであろう。」

（引用文献については、英文を参照のこと）

100号
記念特集号

動燃技報を振り返って

永井　寛　　丸山　昭

技術協力部

Looking Back at PNC Technical Reviews

Hiroshi NAGAI　Akira MARUYAMA

Technology Management Division

1．はじめに

本号をもって、『動燃技報』は『動力炉技報』から通算して100号を迎える。期間でいえば、ちょうど25年、４半世紀ということになる。

『動燃技報』は、動燃事業団の技術広報誌として、研究開発の概況とともに、これまでに合計で約700件の技術報告・研究報告を掲載してきた。

本稿では、100号記念特集号を発刊するにあたり、動燃事業団とともに歩んできた『動燃技報』を概括する。

2．『動力炉技報』の時代

前身の『動力炉技報』が最初に発刊されたのは、昭和46年（1971年）８月のことである。動燃事業団が設立されて４年目のことであった。

この栄えある『動力炉技報』の第１号に、当時の副理事長であった清成迪氏は、巻頭言にその発行の主旨を次のように述べている。

「今般、『動力炉技報』を発行することにしたのは、１つには事業団内外の識者に、動力炉開発の現状を多少立ち入って知って戴き、種々の角度から御批判、御忠告を得て、事業団の考え方、行き方に誤りなからんことを期したいためであり、もう一つはこの大プロジェクトが中盤の難所に差しかかった時に際して、その概略内容を随時明らかにして、ナショナルプロジェクトについての関係各方面の真の御理解と御協力を得たいと考えるからである。」

当時、高速増殖炉（FBR）については、高速実験炉「常陽」の設置許可を昭和45年２月に受け、大洗工学センターにおいて建設工事を進めていた。昭和46年８月時点では、格納容器の頂部組み立てを完了、耐圧試験・リーク試験を実施した段階であった。また、主要構造機器の製作も併せて開始していた。

原型炉「もんじゅ」についても、昭和43年に予備設計を開始し、昭和46年５月末には一次設計報告書がメーカー五社より提出されていた。「常陽」および「もんじゅ」を対象としたFBRの研究開発のほとんどは、それまで大学・日本原子力研究所（以下原研とする）・メーカー等の外部機関で行われていた。しかし、この時期（昭和46年８月）、大洗工学センターに、ナトリウム機器構造試験装置、ナトリウム流動伝熱試験装置、大リークナトリウム・水反応試験装置、ナトリウム過渡沸騰試験装置、照射燃料試験施設等を完成、試験研究を開始していた。

一方、新型転換炉（ATR）については、前年（昭和45年）の11月に原型炉「ふげん」の設置許可が出され、敦賀建設事務所を開設して、整地工事等を開始した段階であった。

ATRの研究開発については、大洗工学センターに設けられた大型熱ループを昭和45年２月より稼働する等、動燃事業団を中核として実施する体制に移行しつつあった。

『動力炉技報』が発行されたのは、このような大プロジェクトの中核機関としての体裁が整いつつある時期である。いい換えれば、その時の動燃事業団の動力炉部門は、自立しつつも、当時の清成副理事長が述べているように、開発状況を関係者によく知っていただき、批判・忠告を受け、また理解と協力を得ることが必要不可欠な幼年期から

青年期の段階であった。

『動力炉技報』は、その後昭和58年12月の48号まで続いた。その間の掲載内容は、概況（新型転換炉開発概況、高速増殖炉開発概況）、成果抄録（研究開発成果報告書の概要）、技術資料（技術報告等）、海外の動向（動力炉開発に関する諸外国の状況）、その他（外部発表、寄稿論文、専門委員会活動）であり、その構成は一貫していた。

『動力炉技報』の時代、技術資料として掲載されたものは、FBR部門73件、ATR部門57件および共通分野が7件の計137件である。

これらの技術報告には、動燃事業団の他、当時東京工業大学原子炉研究所の教授であった青木成文氏を初めとして、外部機関からの寄稿も少なからずあった。その機関は、原研・日本原子力発電㈱・電源開発㈱・運輸省船舶技術研究所・㈱東芝等である。

この時代、国内だけでなく、海外の研究者の原稿も寄せられていた。1件ではあるが、第5号（昭和47年8月発行）に掲載されたW.Kafele博士の「高速増殖原型炉SNR300」と題された報告である。Kafele博士は、その後、国際応用システム研究所副所長、ユーリッヒ研究所長等を歴任され、現在も世界の原子力界の重鎮として活躍されている。

『動力炉技報』時代のFBR関連の技術資料の特徴の一つは、国際会議・海外との専門家会議報告が多いことである。合計で約20件と、FBR関係の報告の3割を占めている。また、大洗工学センターを中心に進められてきた研究開発成果も数多く掲載され、全体の約4割を占めた。残りの3割は「もんじゅ」と「常陽」に関するものである。「もんじゅ」については、シリーズで設計の現状が詳細に紹介されていた点は着目される。

一方、ATR関係では、約8割が「ふげん」に直接関係する報告である。残りは大洗での重水臨界・熱ループ等に関連した試験研究報告である。

FBR・ATRのいずれについても、燃料の製造・開発に関して、各々数件が東海事業所より報告されていた。

3．『動燃技報』の時代

『動力炉技報』が『動燃技報』に衣替えしたのは、昭和59年（1984年）3月発行の第49号からである。

その巻頭言に、当時の理事長であった吉田登氏は、『動力炉技報』を改めて『動燃技報』として発刊する主旨を次のように述べている。

「動燃事業団も創立以来17年目に入り、いろいろな意味で新しい段階に入ってきております。ひとつには、新型炉の開発を大きな目標に邁進して参りましたが、核燃料サイクル全体を確立することの重要性が高まって参り、核燃料の製造のみならず、ウラン濃縮、再処理、進んでは放射性廃棄物の処理処分に至る一連のプロセスを自主開発して、国内においてサイクルを閉じ、回転させるという、一大システム技術を目標とするように変わってきています。

また、ひとつのエポックとして、過去十数年動燃が研究開発して参りました大型技術のいくつかは、実証化の段階を迎えつつあり、これに伴って動燃技術の産業界等への移転の問題が生じてきております。昨年末新型転換炉実証炉の建設に向けて、電源開発株式会社との協定が成立し、動燃事業団の蓄積して参りました技術資料を引き渡すことができましたことは、動燃事業団の新段階を象徴するものとしてご注目いただけたかと存じます。

もう一つの時代要因と致しましては、原子力技術全般に関するパブリックアクセプタンスの重要性が一段と高まっていることが挙げられます。特に低成長と省エネルギーの環境下において、かなり先までを読んで開発努力を続けております動燃事業団の技術についての十分な御理解をいただくためには、私共は十分な安全性と技術の高度化を達成することは勿論のこと、進んで自主技術による新型炉と核燃料サイクルによる輪の完結が可能であり、かつこれこそが我が国のエネルギーセキュリティを確保する道であることを、事実の積み重ねによって世間にわかっていただくことが有効であろうと考えております。」

この時代、新型転換炉（ATR）については、吉田理事長の言葉にあるように、実証炉の建設に向けて、電源開発㈱と相互協力協定を締結する段階を迎えていた。

FBR部門の中で、「常陽」については、第2段階として前年にMK-II（照射用）炉心に移行し、出力100MWの運転を開始した段階であった。「もんじゅ」に関しては、設計の評価・調整を進め、現地（白木地区）では準備工事を着々と進めていた。また、FBRの実用化に向けての大型炉（実証炉）の設計研究もこの時期開始している。

プルトニウム燃料開発に関しては、「常陽」、「ふげん」の燃料製造を行っていた他、「もんじゅ」燃料製造のためのプルトニウム燃料第三開発室の建設を東海事業所で進めていた。

高速炉燃料リサイクル研究開発も着実に進め、その工学規模の応用試験棟（EDF-Ⅰ）に加え、第

二応用試験棟（EDF-II）においても昭和57年から試験を開始した。そこで行う試験は、レーザー解体、清澄工程モックアップ試験等、各種プロセス機器の実規模コールド試験であった。

廃棄物関係では、高レベル廃棄物のガラス固化の研究、地層処分技術開発、TRU廃棄物処理処分研究等を進めていた。この時期は特に、大洗工学センターに建設された固体廃棄物前処理施設（WDF）の運転を開始する段階となり、その詳細が『動燃技報』に載せられていた。

再処理工場では、主要機器である酸回収蒸発缶・溶解槽等の腐食問題の解決に全力を挙げて取組み、その試練を乗り越えようという段階であった。この時期、故障した酸回収蒸発缶を新たなものに置き換え、それに関連する設備補強、研究開発を行っていた。

ウラン探鉱については、この時代、海外ではカナダ、オーストラリア、ザンビア、ニジェールで、また国内では土岐川北方地域での探鉱を行っていた。また、関連した探鉱技術開発として、インプレース・リーチング試験を中部事業所で、精錬転換・ウラン転換技術開発を人形峠事業所で進めていた。

ウラン濃縮に関しては、パイロットプラントの運転に引き続き、昭和58年11月18日に原型プラントのサイトを人形峠事業所に決定し、その建設準備を進めていた。また、新材料を用いた遠心機の高性能化、レーザ濃縮技術開発への対応等にも取り組んでいた。

動燃事業団が目指した核燃料サイクルの輪が技術開発段階として結ばれたこの時期は、実用化を視野に入れた研究開発への移行段階でもあった。それは動燃事業団がこれまでに行ってきた研究開発成果を世の中に評価してもらうという段階となったことを意味するものであった。

『動燃技報』に改められたのは、このような状況を踏まえたものである。『動燃技報』には、以降核燃料サイクルの輪の構築を目指した動燃事業団の研究開発が外部から見えるよう、FBR・ATRに加え、プルトニウム燃料、再処理、ウラン資源、ウラン濃縮、安全管理、核物質管理等の分野の研究開発の概況ならびに個別の報告を含めることとした。

これに併せて、誌面の大幅な改定を行い、何号かの試行を経て第52号より、『動燃技報』を現在の形に整えた。

特に大きな変更は、研究開発の報告を区分したことである。それまでは「技術資料」として比較的短い報告だけであったが、新たに「技術報告」と「技術小論」とに分け、前者は全体的な技術内容の報告（仕上がり10頁から15頁）、後者はその半分程度の長さで個別課題の技術論文等を主に掲載することとした。また、分野の増大に伴って、掲載する報告（技術報告、技術小論）数も約3倍に増やした。この他、特許・実用新案のコーナー等を追加した。

『動燃技報』になって、『動力炉技報』時代と比べ、もう一つ大きく変わったことは、定期的に特集号を組んだことである。以下にその特集号のタイトルと発行年月を示す。

①もんじゅ特集号	51号（1984年9月）
②再処理特集号	55号（1985年9月）
③新型炉核燃料サイクル特集	59号（1986年9月）
④「常陽」小特集	61号（1987年3月）
⑤20周年記念特集号	63号（1987年9月）
⑥「ふげん」特集号	69号（1989年3月）
⑦大洗工学センター特集号	73号（1990年3月）
⑧コンピュータ利用技術特集号	76号（1990年12月）
⑨放射線防護技術特集号	81号（1992年3月）
⑩高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発特集号	85号（1993年3月）
⑪もんじゅ事故小特集	99号（1996年9月）

これらの企画にあたっては、研究開発分野という切り口だけでなく、コンピュータ利用技術のように技術内容別のテーマでの特集号も組んだ。特定のテーマの下に編集したこれらの特集号は、研究開発の一連の流れを理解できるという点で好評であった。

この中で、第63号として発行した動燃事業団創立20周年の記念特集号は、『動燃技報』として初めて、動燃事業団の手掛けているすべての研究開発分野を網羅し、動燃事業団の全体像が分かるように編集した。

この第63号が発行された時期は、『原子力開発利用長期計画』（62長計）の出された直後である。

62長計では、その前年（1986年）の4月に旧ソ連のウクライナにおいて発生したチェルノブイリ事故を受け、原子力を取り巻く環境は従来になく厳しいことが指摘された。

そのような状況の中、安全性の一層の向上とともに、原子力開発の基本路線の着実な推進として、「再処理－リサイクル路線」を基本とすることが改めて確認された。62長計は、FBRによるプルトニウム利用体系の構築、核燃料サイクルの確立・事業化、廃棄物処理・処分の基本方針策定に向け

ての研究等、主要課題の研究開発の中核となる動燃事業団の責任の重さを改めて認識させるものとなった。

核燃料サイクルの確立・事業化に関しては、動燃事業団自らの研究開発に加え、これまで培ってきた技術開発力あるいは施設を活用して、民間事業主体に技術移転・技術協力を行うことが求められた。

この主旨に沿って、昭和58年２月に相互協力協定を締結したATRに続き、軽水炉再処理、ウラン濃縮、さらにはFBR等の研究開発分野においても、民間の事業主体と協定を結び、その下に技術移転・技術協力が進められた。

ATRでは、電源開発㈱と相互協力協定締結後、直ちに実証炉基本設計に必要な資料を提供した。昭和62年以降、ATR実証炉に係わる研究開発は、「技術確証試験」として電源開発㈱からの委託により実施してきた。

なお、ATR実証炉については、電気事業者連合会の要請を受け、平成７年８月26日に原子力委員会は建設中止を決定した。本件については、本号の別報告に述べているので参照されたい。

軽水炉再処理については、日本原燃サービス㈱（平成４年７月１日に合併して現在は原燃㈱）と昭和57年６月７日に技術協力基本協定を締結し、その下で技術協力を開始した。主な協力内容は、関連機器の基本設計書等の提供、計算プログラムの供与、人員の派遣、「マイクロ波加熱法による混合転換技術開発試験」等の共同研究である。

ウラン濃縮に関しても、日本原燃産業㈱（平成４年７月１日に合併して現在は原燃㈱）と昭和60年11月６日に技術協力基本協定を締結した。六ケ所の民間濃縮工場は、平成４年３月に運転を開始したが、その間、技術資料の提供を初めとして、様々な形での協力を行い、運転開始に貢献した。その後も、安定運転等に関して技術協力を進めている。

FBRについては、日本原子力発電㈱と平成元年３月30日に高速増殖実証炉の研究開発に関する技術協力基本協定を締結した。技術資料・計算プログラムの提供、人員の派遣等の協力を引き続き行っている。

この他、高レベル放射性廃液ガラス固化技術に関する協力協定を昭和63年１月に石川島播磨重工業㈱と結び、六ケ所の再処理工場への反映を図っている。

このような技術移転・技術協力を行う一方で、62長計に基づき、FBRによるプルトニウム利用体系の構築、廃棄物処理・処分研究の研究を中心とした多様な研究開発に、動燃事業団は精力的に取り組んだ。

FBRによるプルトニウム利用体系の確立の主要な柱である原型炉「もんじゅ」については、この間に建設を終了し、試運転の段階となっている。また、その燃料製造を行うプルトニウム燃料第三開発室を建設し、「もんじゅ」および「常陽」の炉心燃料の製造を行ってきた。

FBR燃料再処理の研究開発については、高レベル放射性物質研究施設（CPF）等での研究開発を踏まえ、リサイクル機器試験施設（RETF）を設計、許認可を受けて建設を開始した段階にある。

廃棄物の処理・処分研究に関しては、高レベル放射性廃棄物の処理としてのガラス固化技術の開発、地層処分のためのガラス固化体に関連する人工バリアに対する各種性能試験、天然バリアとしての地層科学研究、低レベル放射性廃棄物の処理研究等多岐にわたって実施された。

その研究開発に基づき、ガラス固化技術開発施設（TVF）を建設、試験運転段階としている。また、多重バリアシステムを基本とした地層処分概念の技術的有効性を裏付ける各種データを蓄積した。

以上の研究開発に加え、「ふげん」、東海再処理工場等の大型施設の運転等を通しての技術開発・運転保守経験の蓄積は、技術基盤の拡充に重要な役割を果たした。

62長計には、この他重要な方針として原子力の創造的・革新的領域における研究開発の推進が盛り込まれた。これに対応して、動燃事業団においても、基盤技術研究（フロンティア研究）として、核種分離・消滅、人工知能、新材料等に関する研究を開始した。また、フロンティア研究という枠組み以外の各々のプロジェクトに密接な領域においても、実用化に向けてのブレークスルーをもたらす革新的な研究が進められた。

長計については、その後平成６年６月に『原子力の研究、開発および利用に関する長期計画』として新たにまとめ直された。この新長計において、動燃事業団に対しての主な課題としては、次のようなものが挙げられた。

FBRに関しては、2030年代の実用化までを見通し、長期的に継続して主体的な研究開発を実施し、その固有の技術体系を確立していくこととなった。また、欧米諸国の研究者の参画を求めつつ、開かれた体制の下での「常陽」、「もんじゅ」の積極的活用がうたわれた。

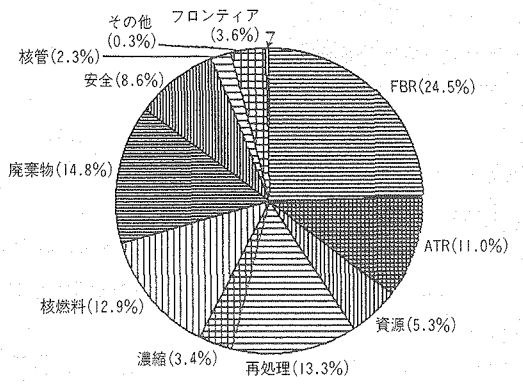


図１　動燃技報スコープ別掲載合計件数
1984年(49号)～1996年(100号)〈580件〉

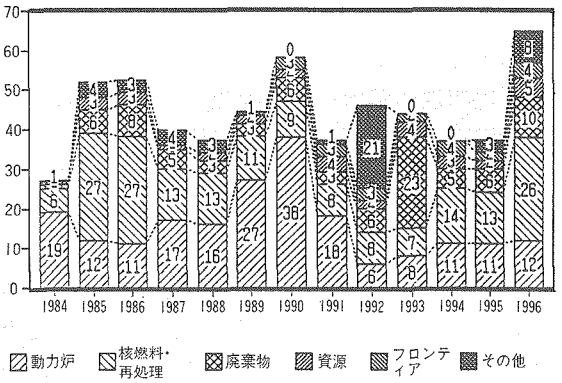


図２　動燃技報発行年別掲載合計件数
1984年(49号)～1996年(100号)〈580件〉

FBRを含めたプルトニウム利用体系の確立に向けた技術開発としては、この他、FBR再処理のプロセス・エンジニアリングの確立を図るためのRETFの建設とそれを中心とする研究開発、MOX燃料加工の実用化を見通せるようにするための技術確立等が挙げられた。それに加え、窒化物燃料や金属燃料等の新型燃料あるいはアクチニドのリサイクル研究として、先進的核燃料リサイクル技術の確立を積極的に進めることが新長計に示された。

新長計では、引き続き放射性廃棄物の処理・処分が重要施策として挙げられた。また、原子力科学技術の多様な展開と基礎的な研究の強化としての基礎基盤研究をさらに充実していくこととした。さらに、原子力開発利用の推進基盤の強化として、人材育成・施設の共同利用を含めた研究交流を促進することが強く打ち出され、動燃事業団において大学等の他研究期間との研究協力を積極的に展開することとなった。

新長計に示された施策は、動燃事業団の新たな研究開発の指針となっている。本号に掲載された各分野の報告も、その新長計を踏まえて、今後の計画等を述べている。

『動燃技報』は、以上述べたような核燃料サイクル技術の確立を初めとした様々な分野の研究開発の現状や成果を掲載してきた。動燃事業団を映す鏡として、『動燃技報』にはこの間の動燃事業団のあゆみが，一通り網羅されている。

『動燃技報』に、本号を含めこれまでに掲載された技術報告、技術小論の総数は580件である。その分野ごとの内訳を図１に示す。また、年度ごとの掲載報告数を図２に示す。『動力炉技報』から通算して、掲載してきた報告数は通算で700件となる。

『動燃技報』の掲載論文の最近の動向として、地層研究等の廃棄物の処理・処分に関連した報告が充実してきたことが挙げられる。また、基盤技術開発（フロンティア研究）に関しても、多くの報告を掲載できるようになってきた。この他で特筆すべきことは、安全に関連して優れた研究開発報告が少なからず出されていることである。

これらは、いずれも社会的なニーズが高く、また成果を外部と交流していく必要性の高い分野でもある。

『動燃技報』には、「技術報告」「技術小論」の他、この間登録された特許も漏れなく掲載し、普及・利用に努めてきた。

動燃事業団の登録特許数は現在1480件である。この中には、マイクロ波加熱脱硝法による燃料ペレット用酸化物粉末の製造方法、ブロア付き防塵・防毒マスク、汎用個人用被曝線量計（TLDバッチ）、インナーパッカーを用いた低水圧制御水理試験法等の優れた特許が含まれ、原子力分野以外にも、様々に利用されているものも少なくない。

4．今後の『動燃技報』

『動燃技報』として再出発してからも13年を経過した。この間、動燃事業団が進めてきた各種の研究開発は、少なからず実用化段階への移行あるいは当初目標とした開発ステップを達成して、その成果が一つ一つ結実する段階となっている。

動燃事業団の研究開発の現況は、本号に載る各報告に詳細に示されているとおりである。

そのような中、とりわけ、平成７年12月に発生した「もんじゅ」２次系ナトリウム漏洩事故を契機に、動燃事業団のあり方を含め、様々な問題が議論され、課題が提起された。その主なものとし

て、安全意識の向上、危機管理体制の整備、地域とのコミュニケーションの拡大等に加え、研究開発の透明性の確保が重要課題として挙げられた。

動燃事業団の研究開発成果については、『動燃技報』や日本原子力学会・国際会議等の場で少なからず公表してきた。しかし、特に「もんじゅ」を含めたプルトニウム利用体系の確立に関する研究開発については、相対的に研究開発の状況を外部に伝え、意見を伺うという努力に欠けていた点は否めない。それは、この分野において、動燃事業団内で完結する形で進めてきたこと、あるいは目前の実用化・事業化が視野に入っていたことが影響したとも考えられる。

そのFBRによるプルトニウム利用体系の確立に関し、新長計において、将来に重点を置いた核燃料リサイクル体系の確立に向けたものとなったように、長期的な視野に立った研究開発が求められるようになっている。それを受け、動燃事業団においては、この分野に関し、先進的核燃料リサイクル技術の研究開発を重要な柱として進めることとした。

このような先進的な研究開発では、廃棄物処理・処分の研究あるいはフロンティア研究といった分野と同様、外部との研究交流が必要・不可欠である。平成7年度より開始した施設利用を含めた大学等他機関との研究協力は、まさに外部との研究交流の拡大を目指したものであり、動燃事業団の新たな方向を示すものとなっている。

動燃事業団は、今変革と再生の時期を迎えている。そのためには、『動力炉技報』を発刊するにあたって、当時の副理事長であった清成迪氏が巻頭言で述べたように、動燃事業団内外の識者に、現状を多少立ち入って知って戴き、種々の角度から御批判、御忠告を得ること、その概略内容を随時明らかにして、関係各方面の真の御理解と御協力を得ることが必要である。

そのような新たな動燃事業団への変革に対応して、『動燃技報』も、100号という本記念特集号を節目として、大きく誌面を改定することとした。

その改定の第一は、主要報告部分である「技術報告」、「技術小論」についてである。これらについては、この間、細部についての技術内容の報告が多く、部分的な研究開発活動しか分からないという意見が出されていた。

このため、今後は「技術概説」、「技術報告」、「研究報告」、「会議報告」に分類、報告内容を多面化する。また、特集を数多く組み、各開発プロジェクト毎あるいは共通技術を横断的に紹介することにより、体系的に技術開発状況を把握できるようにしていく。同時に、動燃事業団自らの報告だけでなく、国内外の関係機関、有識者の報告、提言等も随時掲載していくことを考えている。

これら以外の研究開発の概況や動燃事業団の関係する国内外の会議、技術成果の発表・報告状況、特許・実用新案等の諸活動の報告についても、全体像が分かるように、また関心を集めている問題を重点に適切なタイミングで報告するように改めていく。また、これらの諸活動等に対し、読者の参加や詳細情報の入手も可能なよう、関連する会議等の案内も掲示していく予定である。

『動燃技報』がより総合的な技術広報誌へと、どこまで変貌できたかは、今後の101号以降の各号で示すこととしたい。

巻末に、これまでの『動力炉技報』『動燃技報』に掲載されたすべての「技術資料」「技術報告」「技術小論」のタイトルを示す。これらの報告への問い合わせ、その他『動燃技報』に対するご意見等は、発行担当（技術協力部技術管理室）まで連絡願いたい。

100号記念特集号

高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について

広井　博　　井上和彦　　松丸　隆

高速増殖炉もんじゅ建設所

資料番号：100—1

The Test Run of Fast Breeder Prototype Reacter Monju

Hiroshi HIROI　Kazuhiko INOUE　Takashi MATHUMARU
Monju Construction Office

高速増殖原型炉「もんじゅ」は、平成３年５月に機器据付けを完了して試運転（総合機能試験および性能試験）を開始し、性能試験（出力試験）を進めてきたが、平成７年12月８日に２次主冷却系ナトリウム漏洩事故が発生した。

これまでの試運転は、原子炉出力約43％（電気出力約40％）の状態までのプラント構成系統の機器設備の機能、性能の確認および高速炉開発のための実機データを取得してきた。

1．はじめに

高速増殖原型炉「もんじゅ」（以下「もんじゅ」という）は、平成３年５月に機器据付けを完了して総合機能を開始し、平成４年12月に終了した。引き続き、性能試験を開始し、炉心燃料集合体の装荷を経て平成６年４月に初臨界を達成した。その後、平成７年８月に初送電を行い、出力試験を行ってきたが、平成７年12月８日に原子炉出力約43％（電気出力約40％）の状態において２次主冷却系ナトリウム漏洩事故が発生した。

総合機能試験では、炉心燃料装荷前のプラント構成系統の機器設備の機能確認のうち、特にナトリウムに係わる系統の機能の確認およびプラント全般にわたる総合的機能の試験を実施した。

性能試験では、プラント昇温状態を１次および２次主冷却系循環ポンプの入熱により発生させ、プラント特性予備試験や模擬炉心燃料集合体を炉心燃料集合体と順次交換を行って、初臨界を達成した。その後、初期炉心を構成し、①過剰反応度等を確認する臨界試験、制御棒・燃料等の反応度価値、炉停止余裕の確認、②原子炉廻りの遮蔽評価および出力分布特性評価データの取得等をごく低い原子炉出力で炉物理試験を行った。さらに、③核加熱による系統昇温を行い水・蒸気、タービン発電機設備の試運転・調整を出力レベルを段階的に上昇させ、制御特性等の確認を原子炉出力約43％（電気出力約40％）の状態まで行った。

本報告は、これまで行ってきた主要な試運転の結果について報告するものである。

2．建設の概要（図１）

昭和43年「もんじゅ」のプラントの設計研究を始めると同時に立地点の選定を開始した。日本全国にわたって敷地選定の作業をすすめた結果、昭和45年に福井県敦賀市白木地区を候補地に選定した。環境評価、安全評価等、建設計画準備に必要な調査を行い、昭和57年６月には自然公園法に基づく建設全体計画の承認が福井県より下り、同年７月には環境審査に関する報告が科学技術庁より出された。

原子炉設置許可申請は、昭和55年12月に行い、行政庁による一次審査、原子力安全委員会による二次審査および地元説明会を経て昭和58年５月原子炉設置許可が下りた。一方、昭和57年の建設に関する地元の了承および閣議了解を得たのち、ただちに準備工事に必要な自然公園法、森林法、農地法、公有水面埋立法等に係わる許認可申請を行い、翌年１月には準備工事に着手した。準備工事は、環境保護に配慮しつつ、敷地造成、敷地内渓流水水路付替、進入道路、仮設用地造成、防波護

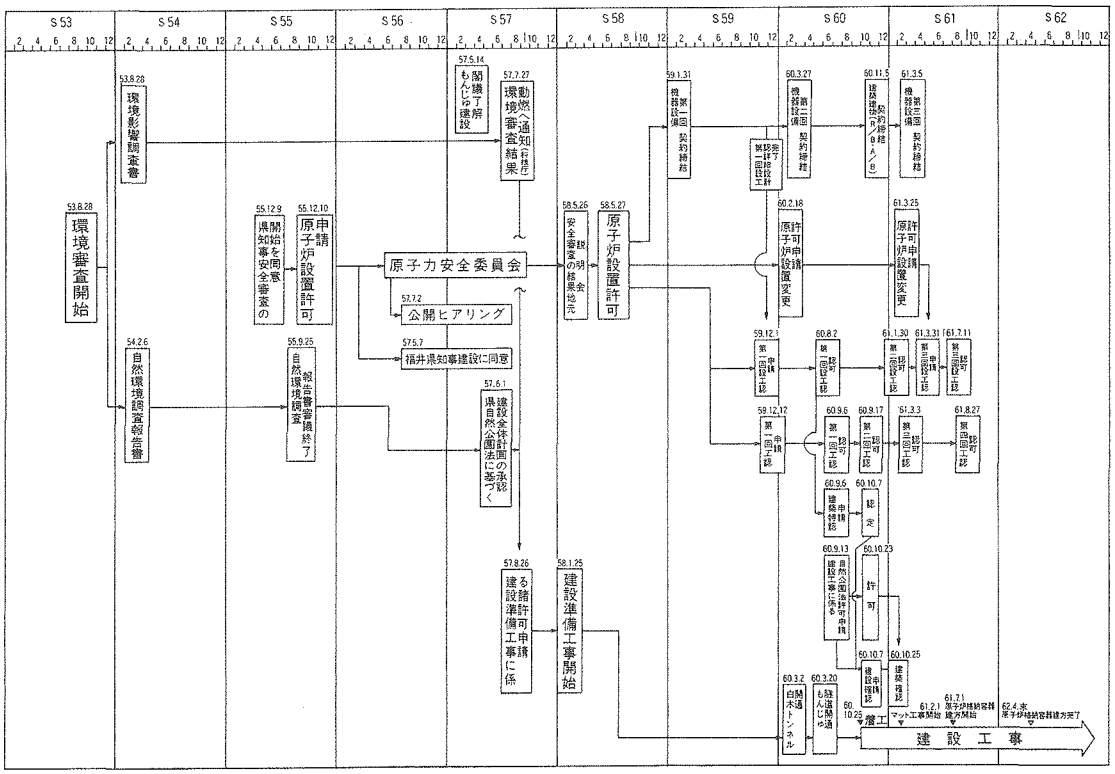


図１　高速増殖原型「もんじゅ」建設経緯

岸等に分け進めた。

原子炉等規制法に基づく設計および工事の方法の認可（設工認）申請、電気事業法に基づく工事計画の認可（工認）申請については、昭和59年12月に、原子炉格納容器、先入れタンク等に係わる設工認（第１回）・工認（第１回および第２回）申請を行い、昭和60年８月に科学技術庁長官の認可、同９月に通商産業大臣の認可を受け、直ちにこれらの機器設備の製作に着手した。

また、建設基準法に基づく建築特認申請を行い、昭和60年10月、建設大臣より認可を受け、直ちに福井県に建築確認申請を行った。そして、本工事に係る自然公園法の許可申請を併行して行い昭和60年10月に建設工事を着工した。

以来、５年６カ月の期間にわたり、土木、建築、機器の据付けの大工事を計画工程にしたがって遂行した。平成３年４月には原子炉容器上部搭載機器の据付け完了にともなう原子炉容器の耐圧漏洩試験を行い、４月25日には炉心の上部に位置する運転操作床の炉上部ピット蓋が吊り降ろされ、据付け工事を完了した。

3．試運転の概要（図２）

「もんじゅ」の試運転は、平成３年（1991年）５月より本格的に開始した。平成４年12月の格納容器漏洩率試験をもって総合機能試験を完了し、引き続く性能試験では、平成６年４月の初臨界、平成７年８月の初併入（発電）を達成した。しかしながら、電気出力40％での性能試験を行っていたところ、平成７年12月８日に２次主冷却系ナトリウム漏洩事故が発生した。

「もんじゅ」試運転は軽水炉と比べ次のような特徴を有している。

まず、第１にナトリウムを冷却材に使用することである。ナトリウムは高速炉の冷却材として優れた特性を持っているが、空気中の酸素や水分と反応する。そのため系統に充填するにあたって予め系統中の空気を不活性のアルゴンガスに置換

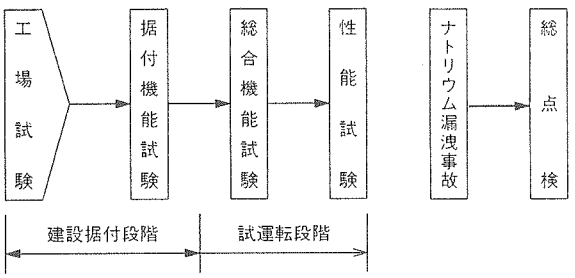


図２　「もんじゅ」試運転手順

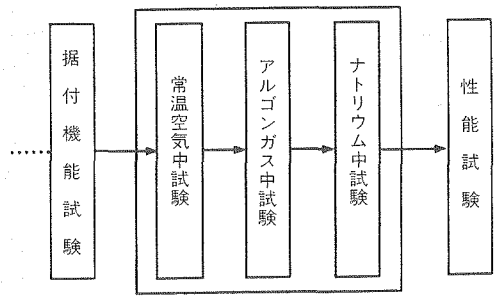


図3　総合機能試験手順

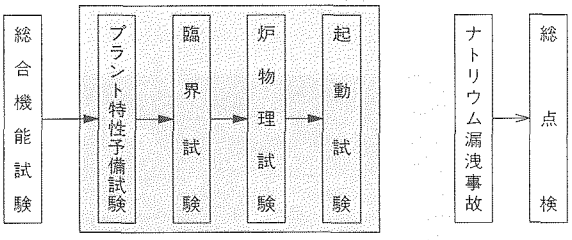


図4　性能試験手順

し、さらに予熱・昇温する手順が必要である。

第2は高温状態で試運転を実施することである。配管等の熱変位については、各温度ステップ毎に確認を実施する。

第3は高速中性子を使用することである。すなわち高いエネルギーを持つ中性子が占める割合が大きいため、炉心部、炉心周辺部、炉外等の各場所における遮蔽特性の確認が必要となる。

第4は、「もんじゅ」は我が国初めての原型型ＦＢＲ炉心であることから、炉心流量分布測定や出力分布測定等の炉心特性を把握するための試験が多く実施されることである。

第5は、「もんじゅ」はプラント制御系が中間熱交換器、蒸気発生器を通して、１次、２次のナトリウム冷却系から水・蒸気系までを一括して自動制御する設計となっていることであり、出力試験段階でこれらの制御系の調整、確認を行う。

「もんじゅ」の試験・運転手順は、工場試験、据付機能試験、総合機能試験そして性能試験と段階を踏んで実施してきた。このうち機器据付完了後の総合機能試験と性能試験を合わせて試運転と呼んでいる。(図3、図4)

総合機能試験は、機器据付段階での機器単体の機能を確認する据付機能検査の後を受けて実施された。本試験は各系統毎の機能確認および系統相互間の取合確認を目的とした試験であり、軽水炉での系統機能試験に相当するものである。

総合機能試験の手順は、ナトリウムが系統に入る前に常温空気中で燃料取扱設備や制御棒駆動機構の機能確認を行う「常温空気中試験」、系統にナトリウムを注入するために、系統中の空気をアルゴンガスに入れ替えて予熱・昇温を行う「アルゴンガス中試験」、そして冷却材であるナトリウムを系統に注入した後に冷却系統、制御系統、燃料取扱設備等の機能試験を行う「ナトリウム中試験」の三つのフェーズから成っている。

性能試験は総合機能試験に引き続き実施したもので、軽水炉での起動試験に該当する。本試験は、燃料装荷を行い系統やプラント全体の性能確認を行うことを目的としている。

性能試験は、「プラント特性予備試験」、「臨界試験」、「炉物理試験」、「起動試験」の四つのフェーズで進める。

4．総合機能試験

(1)　総合機能試験概要（図5）

「もんじゅ」の総合機能試験においては、先行試験として廃棄物処理設備（気体、液体、固体）と水・蒸気系の一部に関する試験を実施した。機器

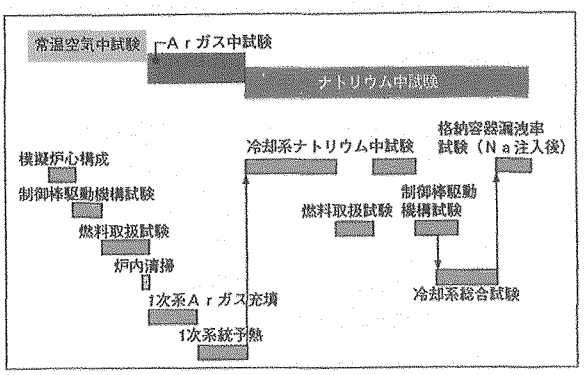


図5　総合機能試験主要工程

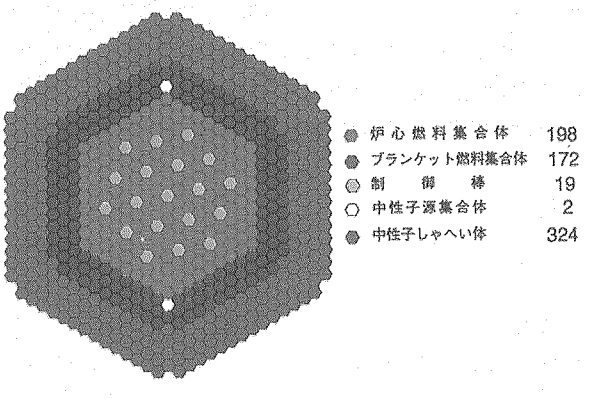


図6　「もんじゅ」の炉心レイアウト

据付完了後のナトリウム充填前格納容器漏洩率試験を経て、平成３年（1991年）５月の模擬炉心構成を最初に試験を本格的に開始し、平成４年(1992年）12月に終了した。総合機能試験は、系統としての機能が十分に確保されていることの確認、試験操作・運転を通しての機器単体の機能性能の確認、プラント全体にわたる組合せ試験による系統相互間の取り合いの確認を目的とし、試験期間を通してプラントの運転に習熟するという役割も併せて実施した。

総合機能試験の試験項目は、設計性能、運転性能の確認さらに研究開発のためのデータ取得を目的にするもの等、広範囲に及んだ。125の試験を実施し、これを細分化した試験項目は約300項目、このうち、ＦＢＲ特有の試験項目は約240項目であった。以下、主要な結果について述べる。

(2)　模擬炉心構成

模擬炉心構成の目的は、模擬の燃料および中性子源集合体を用いて炉心の仮組みを行うことにより、炉心を含めた１次主冷却系の流路を形成し１次主冷却系循環ポンプの運転性能試験を可能にすることである。また、制御棒駆動機構、燃料取扱設備の炉内での試験も実施できるようにすることである。

模擬炉心構成において、炉心燃料集合体198体および中性子源集合体２体の系200体については、形状、圧力損失を模擬した集合体を使用した。その他のブランケット燃料集合体、遮蔽体等は実際に使用される炉心構成要素を使用した。(図６、写真１)

模擬炉心構成にあたっては、炉心構成要素の炉心槽への装荷順序について常陽での経験をもとに、確実性と工程の合理化から検討を行った。その結果、炉中心と最外周の角を結ぶ線上にまず装荷しこれで仕切られた各セクタを埋めるという方法をとった。構成は、平成３年（1991年）５月中旬から６月上旬にかけて計画通り22日間で完了した。

(3)　制御棒駆動機構関連試験

制御棒駆動機構の常温空気中の試験は、模擬炉心構成が完了した平成３年（1991年）６月に実施した。試験は、主炉停止系（微調整棒駆動機構、粗調整棒駆動機構)、後備炉停止系(後備炉停止棒駆動機構）それぞれについて、制御棒をつかんだ状態で引抜・挿入を行う駆動試験により正常動作することを確認した。(写真２)

また、ナトリウム中試験は、平成４年(1992年)８月に実施され、駆動試験の他、スクラム試験を実施し、全ストロークの85%挿入が1.2秒以内にできることを確認した。(図７)

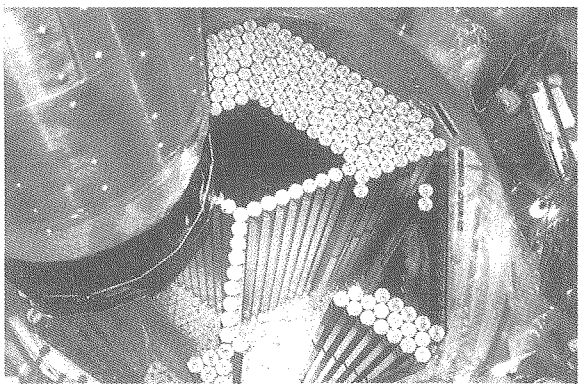


写真１　模擬炉心構成作業

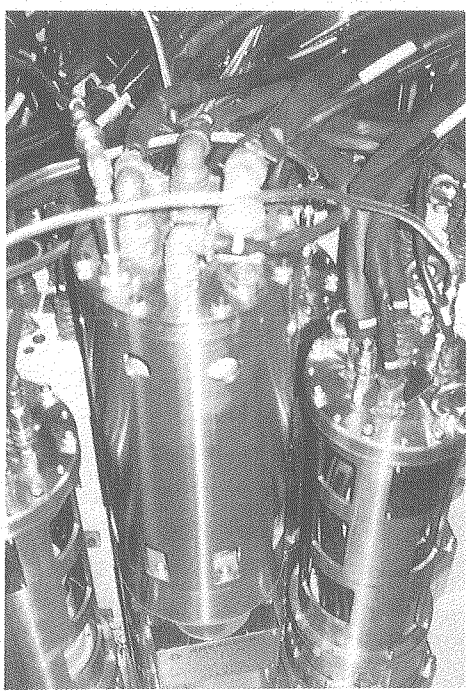


写真２　微調整棒駆動機構

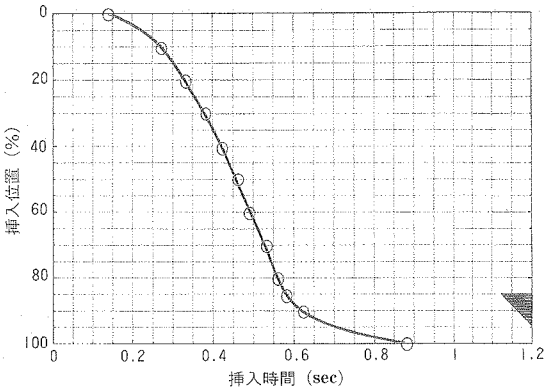


図７　微調整棒駆動機構１号機スクラム特性

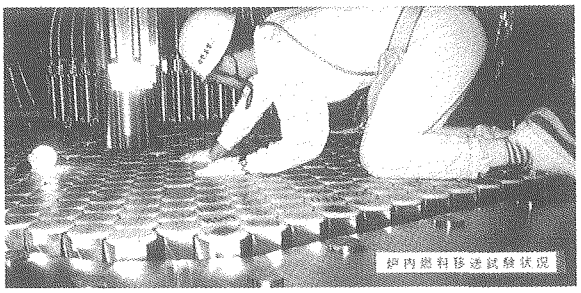


写真３　燃料交換装置作動確認

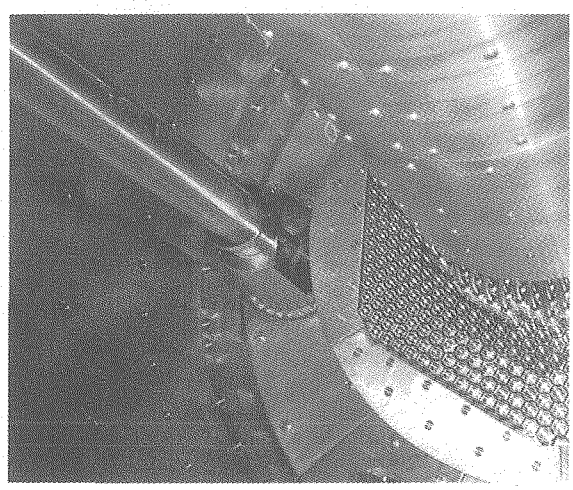


写真４　原子炉容器内状況（平成３年８月）

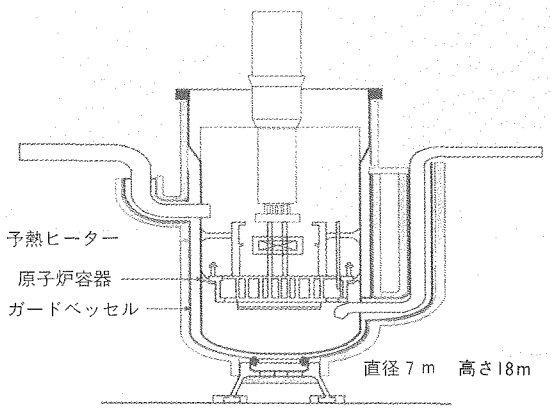


図８　原子炉容器およびガードベッセル

(4)　炉内燃料移送試験（空気中）

平成３年（1991年）７月から約１カ月半にわたり、燃料交換設備の機能を確認する炉内燃料移送試験を実施した。この試験は、模擬炉心が構成されている状態での燃料交換設備の動作・性能の確認、燃料交換に係わる基礎データを取り、ナトリウム中試験および運転開始後のためのデータベース

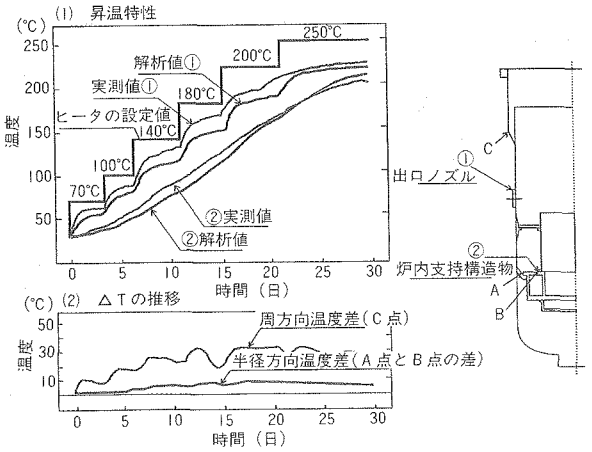


図９　原子炉容器予熱特性

スとすることを目的とするものである。本試験では、燃料交換装置の作動ストロークの調整、アドレスの確認等、ナトリウム充填後は見ることができない燃料交換装置の動作・性能を試験員が原子炉容器の中に入って目視による確認を行う等、燃料交換に関する基礎データを取得した。(写真３、４)

(5)　原子炉容器予熱

空気中での機能確認の後に、平成３年(1991年)９月からナトリウム充填に向けてアルゴンガス中試験段階に入った。原子炉容器、１次冷却系等ナトリウムに係わる系統内の雰囲気を空気からアルゴンガスに置換し、電気ヒータにより目標200℃まで昇温を行う予熱試験を実施した。

原子炉容器の予熱試験は、所定の時間内に構造健全性上の重要な部分について制限値を満足しつつ昇温できることの確認を目的とした。原子炉容器は大型機器でかつ内部に炉心上部機構、内部構造物を有していることから、原子炉容器および炉内の温度を均一に上昇させることが重要であり、これらの予熱制御に注意を払う必要があった。「もんじゅ」では、予熱温度制御設定をステップ状に上げていき、原子炉容器と原子炉容器内部の構造物との間に過大な温度差がつかないよう徐々に昇温を行った。

原子炉容器の予熱は、ガードベッセルの外壁に取り付けられた電気ヒータによって行われた。原子炉の周方向の温度差を制限しつつ、さらに昇温の過程で原子炉の内部の昇温が遅れないよう炉内構造物の半径方向の温度差の制限値を満足しつつ、予定した期間内に予熱を完了した。(図８、９)

(6)　ナトリウム受け入れ

「もんじゅ」の冷却材である約1700トンのナトリ

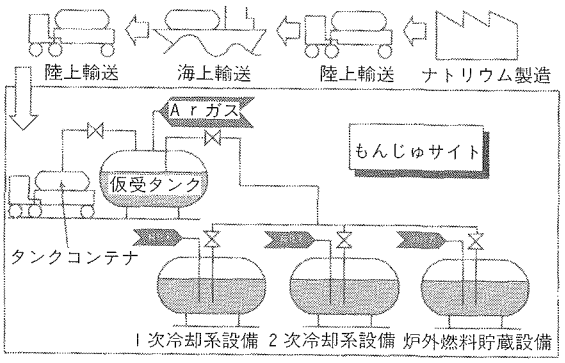


図10　ナトリウム受入概念図

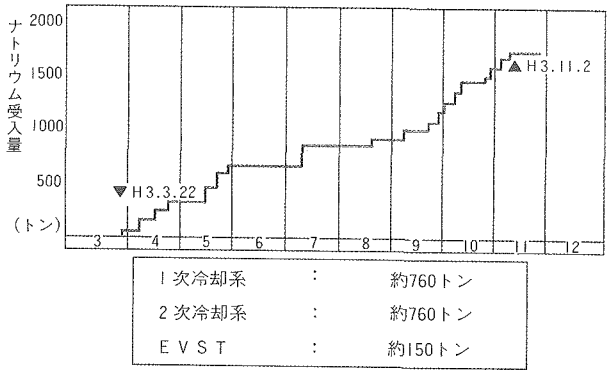


図11　「もんじゅ」ナトリウム受入れ実績



写真5　ナトリウムタンクコンテナ(サイト到着)

ウムは、常温空気中試験およびアルゴンガス中試験と並行して現地に受け入れた。ナトリウムは国際入札の結果、フランスから購入した。ナトリウムは仏国の工場にて移送用のタンクコンテナに入れて、冷却固化した状態で海上輸送し神戸港に陸揚げした。現地までトレーラで輸送し、そこでタンクコンテナ内のナトリウムを溶解して2基の仮受タンクに受け入れた。(写真5)

系統設備へは、仮受タンクからそれぞれの設備のダンプタンク等へアルゴンガスによる加圧移送

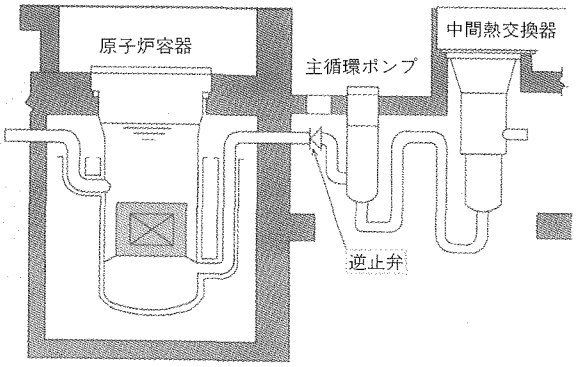


図12　1次系統フラッシング概要

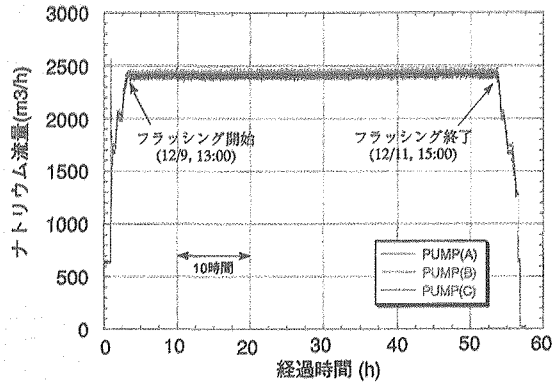


図13　1次ナトリウムフラッシング運転試験

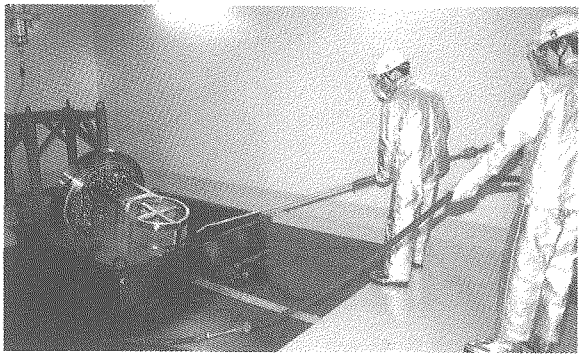


写真6　仮設フィルタナトリウム洗浄

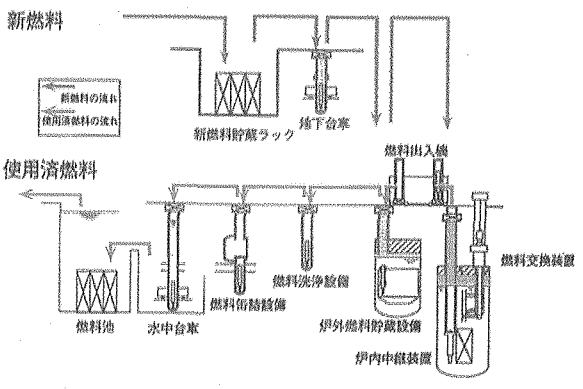


図14　「もんじゅ」燃料等の取扱ルート

でナトリウムを送り、計画通り受け入れを完了した。(図10、11)

(7)　1次系フラッシング運転

平成3年（1991年）11月に1次主冷却系へのナトウム充塡を行い、総合機能試験はナトリウム中試験の段階へと進んだ。平成3年（1991年）11月には1次主冷却系の系統実験に先立ち1次主冷却系のフラッシング運転を実施した。フラッシングは、系統内に異物が残っていないことを示すことにより清浄度管理の妥当性を確認するもので、併せて1次主冷却系循環ポンプの試運転性能を確認した。(図12、13)

フラッシングでは、1次主冷却系逆止弁部に仮設のフィルタを取付けた状態でポンプを運転し、冷却材であるナトリウムを循環させた。フラッシング運転は、40%流量、50時間、系統温度約200℃で実施し、仮設フィルタの取外し・洗浄の結果、異物の混入がないことを確認した。また、ポンプの運転に関しても良好な結果が得られた。(写真6)

(8)　燃料取扱設備総合試験

ナトリウム充塡後の燃料取扱設備に係わる総合機能試験は、平成4年（1992年）6月に実施した。本試験では、燃料交換装置、燃料出入設備等の各燃料取扱設備をナトリウム充塡後の環境で作動させ、模擬炉心構成要素の取り扱いや使用済燃料の洗浄、缶詰等の燃料処理貯蔵モードでの移送操作が円滑に行えることを確認した。(図14)

模擬炉心構成要素を用いた燃料交換に係わる試験では、燃料交換装置、燃料出入機等により、燃料交換が円滑に行えることを10体の連続交換により確認した。この試験により、自動運転による1日10体の燃料交換が設計どおりできることを示した。(図15、写真7)

燃料処理貯蔵に係わる試験は、使用済燃料集合体（模擬集合体）の洗浄、缶詰処理について実施した。集合体を炉外燃料貯蔵槽から燃料出入機により燃料洗浄設備へ移送、洗浄を行った後、燃料缶詰設備にて缶詰缶に収納、燃料出入機、水中台車を介して燃料移送機にて燃料池内の使用済燃料ラックまでの移送操作を実施し、良好な結果を得た。

上述の燃料取扱設備総合試験の結果、燃料交換については、1体あたり約90分、また洗浄、缶詰操作については1体を約9時間で処理できることを確認した。(図16)

また、引き続き燃料交換設備の洗浄性の確認試験を実施し、良好な洗浄結果となることを確認した。

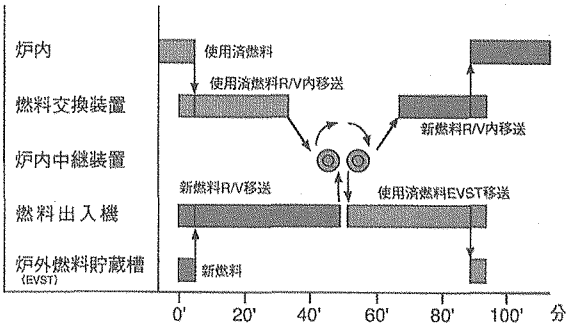


図15　燃料交換試験1体分標準工程

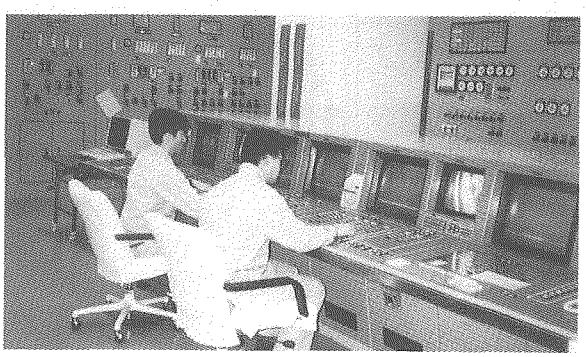


写真7　燃取操作室

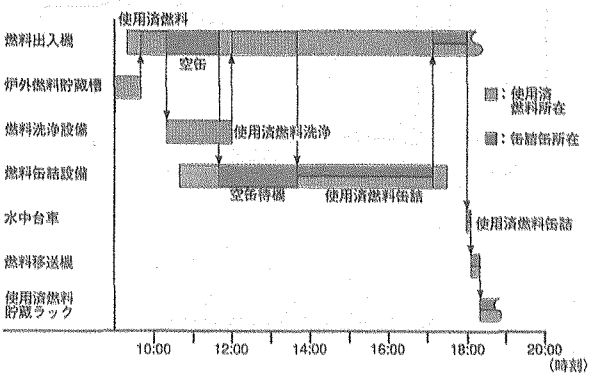


図16　燃料処理貯蔵試験実績工程

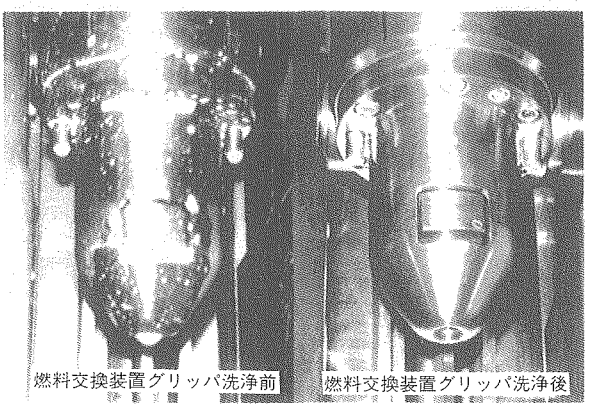


写真8　燃料交換装置グリッパ

洗浄前後の燃料交換装置グリッパの状態を写真８に示す。

(9)　冷却系総合試験

冷却系総合試験は、１次主冷却系、２次主冷却系等の個々の系統の機能・性能試験が完了した平成４年（1992年）９月から開始した。冷却系総合試験は総合機能試験の最終段階として、冷却系と制御系を組合せて横断的に行う試験であり、また性能試験の前準備としての位置づけもある。試験に当たっては、予備解析の結果を踏まえた試験手順の作成から、試験時の操作・確認まで、「もんじゅ」建設所を中心として大洗工学センター、本社ＦＢＲ部門との協力体制が強化された。

冷却系総合試験の目的は、まず性能試験を前に冷却系の総合的な機能の確認を行い、プラントが計画どおり健全であることを確認することである。次に、試験解析を通じてプラント動特性コード等の予測能力を確認し、性能試験の予測解析の精度向上を図り、そして試験操作を通じてプラントの運転に習熟することである。

冷却系総合試験は、主冷却系循環ポンプのトリップ試験、外部電源喪失模擬試験等10の項目について約２カ月半にわたり実施した。（図17、表１）

①冷却系モード運転試験（図18）

冷却系モード運転試験では、低温停止モード、通水待機モード、メンテナンスモードの設定が可能であることを確認し、また原子炉容器バケット液位の変更試験を実施した。これに伴い、所要運転時間、計算機による運転操作ガイドの確認等を

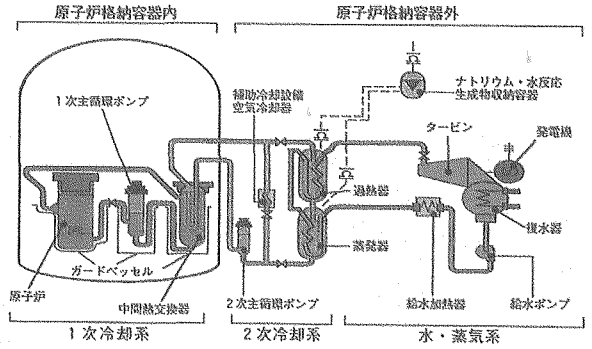


図 17 「もんじゅ」冷却系系統図

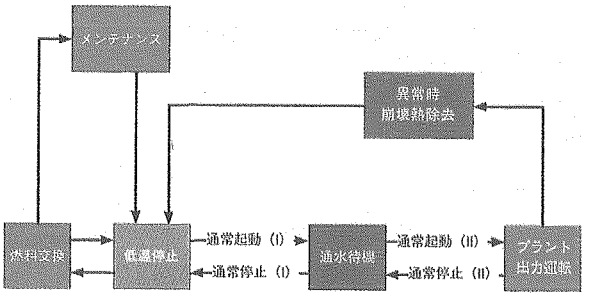


図 18　プラント運転モード

表１　主要設備の運転状態

主要設備 / プラント運転モード	原子炉	１次冷却系	２次冷却系	補助冷却設備
低温停止	・制御棒全数挿入 ・崩壊熱発生 ・冷却材温度約200℃	・ポニーモータ運転 約８％流量	・ポニーモータ運転 約６％流量	・Na側は定格流量 ・空気冷却器は崩壊熱除去運転
通水待機	・制御棒全数挿入 ・崩壊熱発生 ・冷却材温度約200℃	・主モータ運転 約50%流量	・主モータ運転 約40%流量	・Na側は微少流量 ・空気冷却器は停止状態
プラント出力運転（定格）	・調整棒での出力調整 ・原子炉出力100% ・冷却材温度R/V出口529℃	・主モータ運転 100%流量	・主モータ運転 100%流量	・Na側は微少流量 ・空気冷却器は停止状態

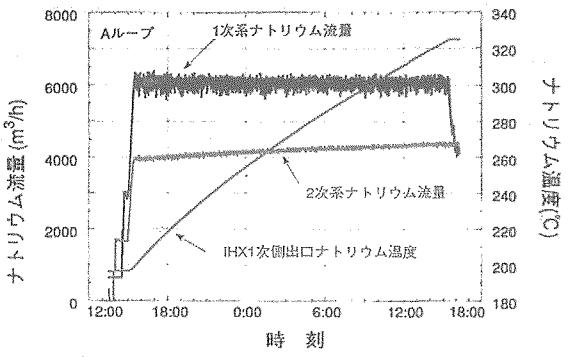


図 19　冷却系昇温試験

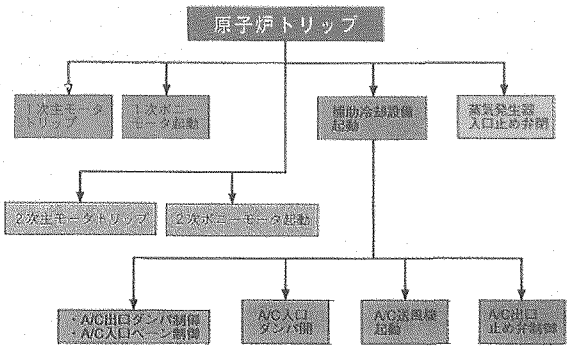


図 20　原子炉トリップ試験フロー

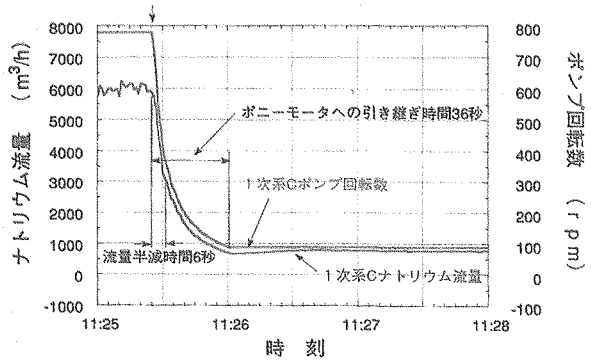


図21　1次主循環ポンプトリップ試験

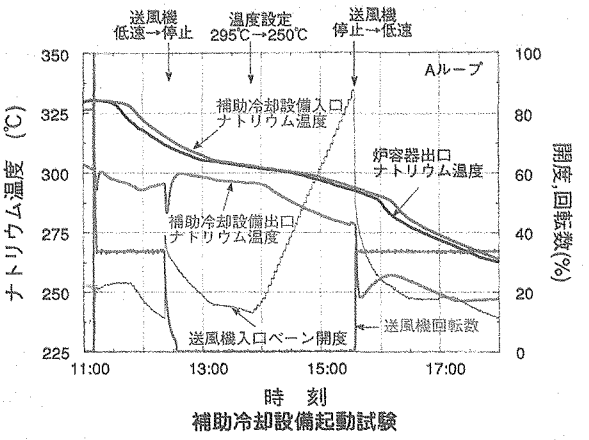


図22　補助冷却設備起動試験

実施し良好な結果を得た。

②系統昇温（図19）

補助冷却設備による除熱試験等のために、1次、2次主冷却系循環ポンプを100%運転状態として、ポンプによる入熱で系統内ナトリウムを昇温した。昇温開始当初は約7℃/hで300℃前後から約5℃/hの昇温特性が得られた。また、系統からの放熱量が設計値より少なく、保温設備の機能が十分発揮されていることを確認できた。

③原子炉トリップ関連試験（図20）

本試験は原子炉トリップが発生した場合に関連系統機器の安全動作が正常に行われることを確認するもので、1次、2次主冷却系循環ポンプがトリップし、主モータからポニーモータ運転に引き継ぐこと、補助冷却設備が自動で起動すること、さらに補助冷却設備空気冷却器出口ナトリウム温度が所定の温度に制御されることを確認した。原子炉トリップ時の制御棒急速挿入に伴う炉心発熱減少に合わせ、1次主冷却系流量は半減時間4.6秒以上で減少していく設計となっているが、試験では約6秒であり余裕ある結果が得られた。また36秒後には正常にポニーモータに引き継がれた。

④補助冷却設備関連試験（図22）

補助冷却設備は、原子炉トリップおよび崩壊熱除去を目的としている。試験では補助冷却設備が自動で起動すること、起動後に空気冷却出口のナトリウム温度が所定の目標温度に制御できることを確認した。

試験前の系統温度は約325℃で、空気冷却器出口ナトリウム温度設定値は295℃であった。系統温度が整定した後、設定値を250℃に下げ、最終的には系統温度を約250℃まで降下させることができた。この試験を通して、空気冷却器出口ナトリウム温度の設定に合わせ送風機の高速運転から低速運転への移行、送風機の停止と一連の動作を確認できた。

⑤外部電源喪失模擬試験（図23）

本試験では、送電線等の故障により外部電源が遮断されたときに、原子炉が完全に停止し、その後の崩壊熱の除去を行う一連の動作を確認した。

試験では、電源系統から受電遮断器を切として、外部電源喪失を模擬し、原子炉トリップ、非常用ディーゼル発電機の自動起動、1次、2次主冷却

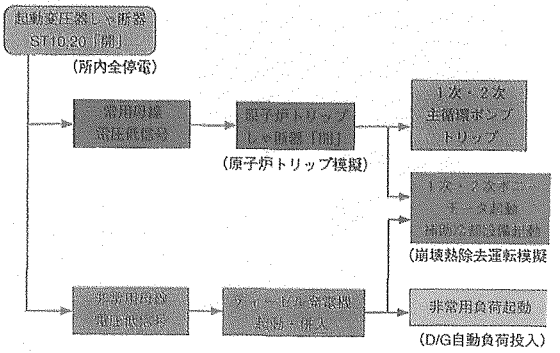


図23　外部電源喪失模擬試験フロー

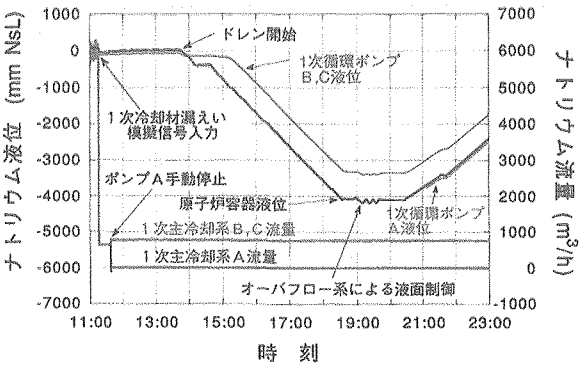


図24　1次冷却材漏洩模擬試験

循環ポンプのトリップとポニーモータ引き継ぎ、補助冷却設備崩壊熱除去運転等が正常に行われることを確認した。

⑥１次冷却材漏洩模擬試験（図24）

本試験では、１次冷却材であるナトリウムの漏洩信号が発した場合に、一連の安全動作が正常に動くことを確認した。

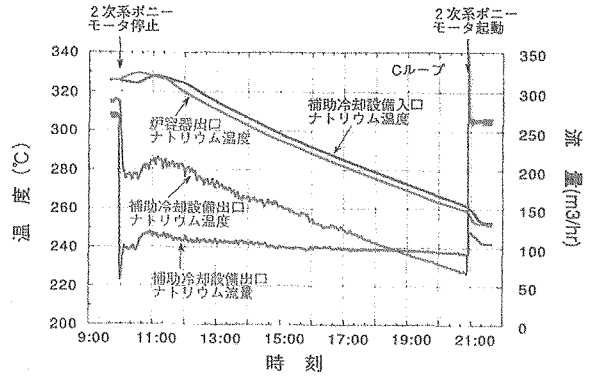


図 25　２次冷却系自然循環試験

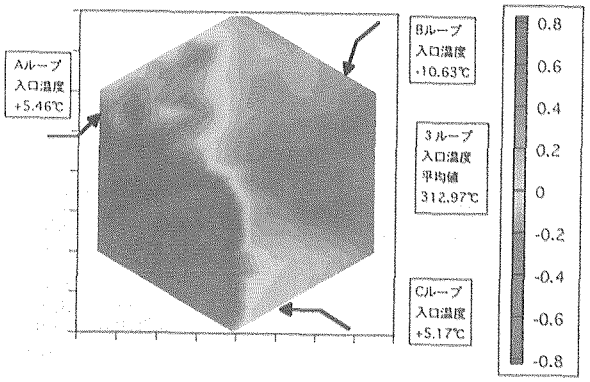


図26　補助冷却設備起動模擬試験（その２）１ループNa温度低下試験 燃料集合体出口温度差（炉心燃料集合体温度のみ）

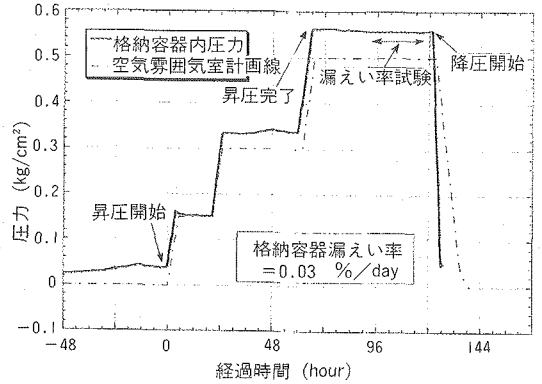


図 27　格納容器全体漏洩率試験　昇降圧曲線

試験では、原子炉容器内のナトリウムをダンプタンクに徐々にドレンすることによりナトリウムの漏洩を模擬した。それにより発する１次冷却材漏洩信号により原子炉がトリップしてポニーモータ運転に引き継がれ、原子炉容器液位が低い状態でポニーモータによる安定な運転が行えることを確認した。さらに原子炉容器内のナトリウム液位が低下した場合でも１次オーバフロー系により所定の液位に制御されることを確かめた。

⑦自然循環模擬試験（図25）

「もんじゅ」では、万一の全電源喪失時でも冷却系設備機器が適切な高低差で設置されていることにより、自然循環による冷却能力が確保できる設計的配慮がなされている。

試験ではこの機器の確認の第一歩として、ポンプ入熱により１次主冷却系を熱源とし、２次主冷却系・補助冷却設備の自然循環能力を確認した。２次主冷却系・補助冷却設備の自然循環流量は、長時間にわたり安定していた。またこの時１次主冷却系のナトリウム温度も着実に低下しており、自然循環による熱除去能力を有していることを確認した。(図26)

さらに、自然循環の低流量時の原子炉容器下部プレナムにおける冷却材のミキシング特性の把握のため、３ループの内の１または２ループの原子炉入口ナトリウム温度を低下させ、異なる温度のナトリウムが下部プレナムに流入する状況を作った。原子炉容器入口での最大温度差が約16℃の場合でも、炉心構成要素出口では２℃まで緩和されており、下部プレナムでのミキシングの効果を確認した。

⑽　原子炉格納容器ナトリウム充填後漏洩率試験

総合機能試験の最後に、ナトリウム充填後の原子炉格納容器漏洩率試験を、窒素ガス加圧により実施した。本試験の特長は、崩壊熱除去模擬のため、１次、２次主冷却系を運転状態とし、これに関連し１次アルゴンガス系、機器冷却系、空調設備等も運転状態のまま試験を実施することにある。全体漏洩率は許容値0.7%/Day 以下を十分満足した。(図27)

5．性能試験

(1)　性能試験概要

性能試験の目的は、プラントの特性の確認や運転に必要な調整を行うこと、設計経緯、思想を十分に把握し、種々のデータ取得、蓄積を行って、設計評価を行うこと、さらにＦＢＲ運転技術の習熟などである。性能試験は総合機能試験の完了を

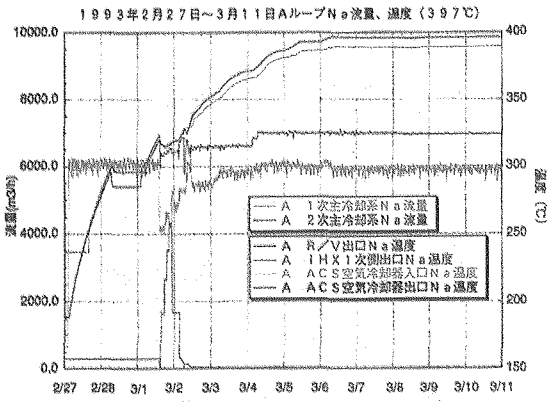


図28　1次系397℃への昇温

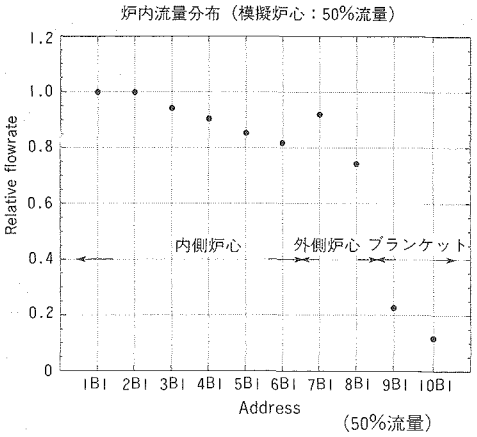


図29　模擬炉心における流量分布

受けて平成4年（1992年）12月に開始された。

性能試験は、試験内容と工程的な観点からプラント特性予備試験、臨界試験、炉物理試験、起動試験に大別される。

プラント特性予備試験では、ポンプ入熱により定格運転時の原子炉入口温度である397℃までナトリウムを昇温して、プラント各部の熱特性の測定評価等を行い、核加熱後の試験準備や評価データの充実を行った。(図28)

平成5年（1993年）10月13日に燃料の装荷を開始し、内側炉心燃料集合体108体の炉心を構成し、その後流量分布測定を経て平成6年（1994年）1月27日初臨界に向けての外側炉心燃料集合体90体の炉心構成を開始した。

平成6年（1994年）4月5日10時01分、168体の炉心燃料集合体装荷により、初臨界を達成した。

臨界試験では、初期炉心を構成するための炉心燃料装荷・臨界近接、初臨界達成、最小臨界炉心での特性評価等を実施した。

初期炉心構成完了後は、炉物理試験として、反応度価値・反応度係数評価、出力分布評価等を行った。

その後炉物理試験に引き続き、起動試験では核加熱を開始し、40、75、100%と段階的に出力を上昇させ、出力試験として各出力段階で運転特性、制御特性、過度特性等所定のプラント性能を確認する予定であった。また、放射線と遮蔽測定、化学分析等は出力上昇に合わせて継続的に実施することとしていた。しかしながら、平成7年12月8日に発生した2次主冷却系ナトリウム漏洩事故により、性能試験は事故発生前までの電気出力40%での原子炉出力制御系特性確認等の制御系特性確認やタービン発電機設備試験等を行ったに止まっている。

(2)　プラント特性予備試験

プラント特性予備試験は、原型炉としてのプラントデータ蓄積と性能試験を安全かつ円滑に進めるための予備的評価を行うことを目的に実施した。この中で、ポンプ入熱による系統昇温特性・ヒートバランスを確認する昇温確認実験、出力分布測定で使用する箔関連の取扱作業の事前確認を行う出力分布予備評価、模擬炉心での炉心流量分布測定を行う模擬炉心流量分布評価、2次系コールドトラップの再生特性に係わるデータを取得する2次コールドトラップ再生特性評価、そして原子炉トリップ等の事象を模擬してプラント操作手順の確認をするプラント操作手順確認実験を実施した。(図29)

(3)　燃料装荷

炉心燃料集合体の製造の進捗に合わせ、平成4年（1992年）7月よりサイトへの燃料輸送を開始した。本輸送に使用した輸送容器は、遮蔽材や衝撃吸収材の入った多重構造を有し、9mの落下試験や800℃、30分間の火災試験等によりその安全性を確認した。輸送に当たっては、伴走車を配備して輸送隊列を編成し、放射線管理の専門家を同行させる等、細心の注意を払って行うとともに、輸送ルート上の各関係機関の協力のもと、安全に計画通り平成6年3月まで合計9回の輸送を実施した。(写真10)

サイトに搬入された燃料集合体は、輸送容器から取り出し、空気雰囲気である新燃料ラックに貯蔵する。その後、炉外燃料貯蔵槽に移送し、N_a中で、炉心へ装荷するまで貯蔵する。

炉心は2段階に分けて構成した。まず、原子炉容器の据付け後、平成3年（1991年）5～6月の総合機能試験段階に、空気雰囲気において、炉心

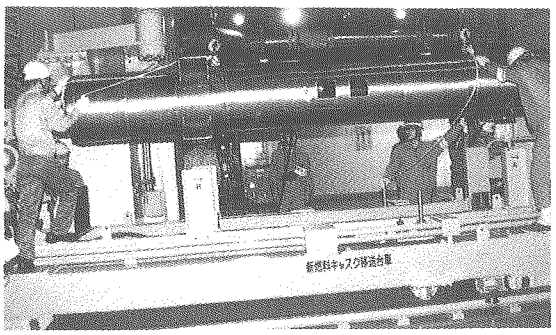


写真 10　新燃料輸送容器

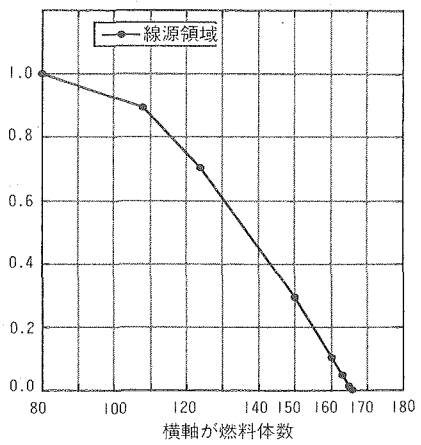


図30　逆増倍曲線

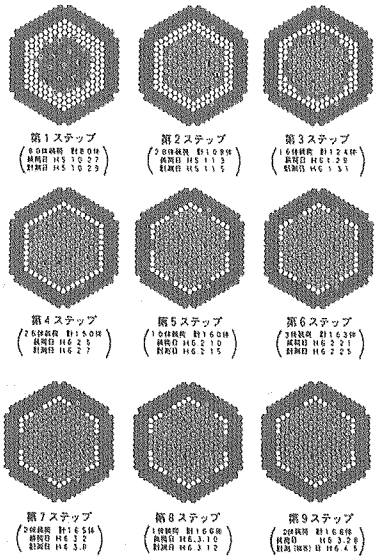


図 31　炉心燃料装荷状況

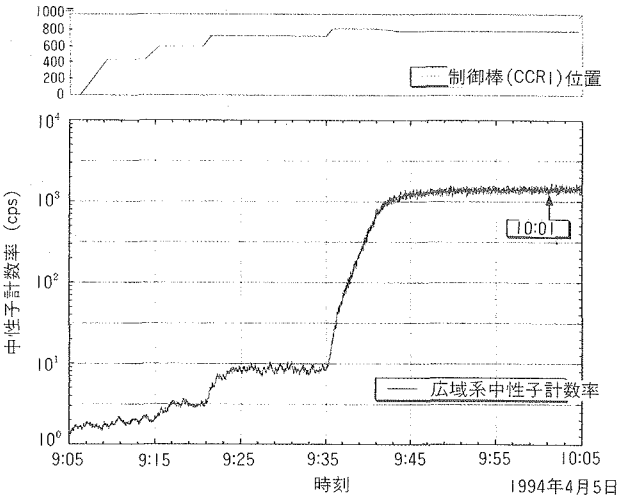


図 32　「もんじゅ」初臨界時中性子の変化

燃料集合体および中性子源集合体は模擬体で、それ以外は実物のブランケット燃料集合体および中性子遮蔽体等を使用した仮の炉心を目視確認を行いながら構成した。その後、炉心燃料集合体をサイトへの搬入を待ち、平成５年（1992年）10月13日より、燃料交換装置等を使用して模擬燃料集合体を炉心燃料集合体と順次取り替えて炉心に装荷した。

炉心燃料の装荷は通常の燃料取替と同様の手順で実施した。燃料交換装置で炉心にある模擬燃料集合体を取り出し、原子炉容器内にある炉内中継装置内のポットに移動する。一方、炉外燃料貯蔵槽に貯蔵している炉心燃料集合体はポットに入った状態で燃料出入機に収納し、原子炉建物内に移動し、炉内中継装置内に吊り下ろす。炉内中継装置の回転により、模擬燃料集合体と炉心燃料集合体の位置を換え、模擬燃料集合体は燃料出入機で吊り上げて収納する。炉心燃料集合体は燃料交換装置にてポットより取り出し、炉心に装荷する。

(4)　臨界近接

炉心燃料集合体は、炉心中央部から同心円状に９回に分割して装荷した。内側炉心燃料集合体108体の装荷は、平成５年（1993年）10月３日より11月３日の間に２回に分けて行った。外側炉心燃料集合体は、平成６年（1994年）１月27日より開始し７回に分けて燃料集装荷を行い、３月28日168体目の装荷を終了した。

臨界近接においては、各回の燃料装荷終了ごとに制御棒引抜き操作を行い、中性子計測を行なった。制御棒は微調整棒３本、粗調整棒10本、後備炉停止棒６本より構成され、制御棒の引抜きは、後備炉停止棒を全数引抜きした後、中性子計数率変化を監視しながら、微調整棒、粗調整棒の引抜きを行った。

中性子計測は、原子炉容器内に設置した仮設の検出器（^{10}B）２個と、本設の線源領域（BF_3）および広域（FC）の検出器を用いて行った。臨界近接で得られた中性子計数率より逆増倍曲線を作成し、臨界本数を推定して、その後の燃料装荷本数を決めていく方法で実施した。(図30)

これらの燃料装荷、制御棒引抜き操作、中性子計数率測定、臨界本数の推定等の一連の臨界近接作業を繰り返した。

初臨界炉心燃料（168体）での臨界操作は、後備炉停止棒６本を全数全引抜きした後、微調整棒３本中心以外の粗調整棒９本の引抜きを行い、残る炉心中央の粗調整棒を段階的に引抜いて実施した。その結果初臨界は平成６年（1994年）４月５日10時01分に達成した。この炉心での実効増倍率の予測値と測定値の比は0.998であり、臨界性に係る予測解析の妥当性を確認した。(図31、32)

(5)　炉物理試験

初期炉心構成後、過剰反応度や炉停止余裕の確認、および制御棒、燃料ならびに固定吸収体の反応度価値特性評価、等試験を実施した。また、核分裂箔や放射化箔を用いて炉心内の反応率分布や中性子スペクトル等を測定する出力分布評価を実施した。これらの試験は極く低い核出力で実施された。さらに、原子炉停止時には、専用の流量測定装置を用いて集合体出口流量を測定する流量分布評価も行った。

①反応度価値・反応度係数（図33～36)

反応度価値の測定としては制御棒、固定吸収体、燃料等を、また反応度係数の測定としては、温度係数、流量係数等を対象に行った。

制御棒については各々の制御棒の反応度価値および反応度曲線をもとめた。

燃料集合体と模擬燃料集合体（核燃料を含まない）を置き換えることにより、燃料等価反応度価値を調べた。これを炉中心からの距離の異なる集合体について確認した。また、ポンプ入熱により１次冷却材温度を変化させ、炉心温度を等温的に変えることにより、温度係数を測定した。

一方、反応度係数のうち、出力係数、燃焼係数については、起動試験段階で測定した。

②出力分布評価（図37～40)

測定は、箔照射により行った。炉心燃料やブランケット燃料集合体の中心部に、照射用の箔ホルダを組み込める試験用集合体を準備した。この集合体は箔ホルダを入れ替えることで複数回の使用ができる。これらの集合体は炉内に装荷された。

箔は核分裂の反応の測定にPuやU、高速中性子の測定にNi、Ti、低いエネルギーでの測定にFe、Au等を使用した。

測定は装荷位置または制御棒位置を変更して計

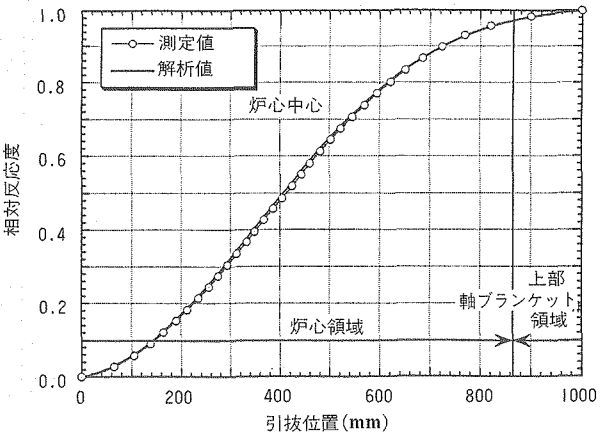


図 33　制御棒相対反応度曲線の測定値と解析値との比較(炉心中心制御棒Ｃ１)

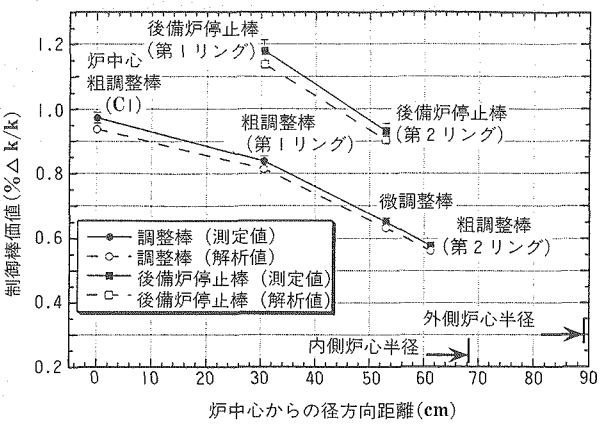


図 34　制御棒価値の比較

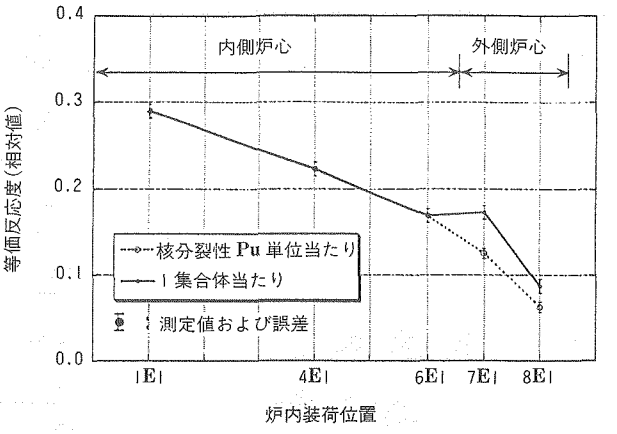


図 35　燃料等価反応度の測定値

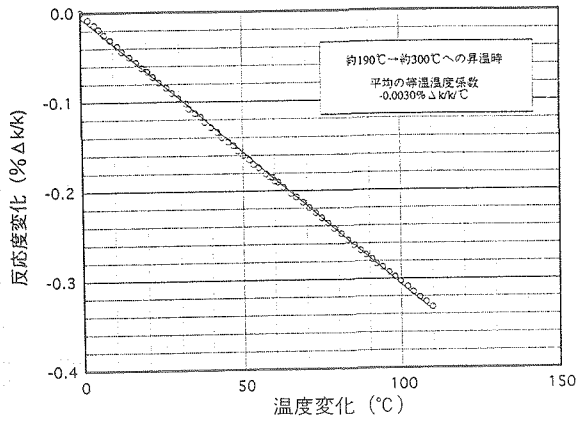
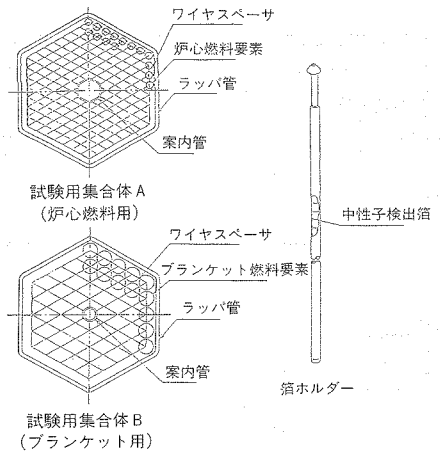


図36　温度変化と反応度変化



試験用集合体A（内側炉心用）	3体
試験用集合体A（外側炉心用）	2体
試験用集合体B（ブランケット用）	3体
試験用遮蔽体	4体

図37　試験用集合体の構造

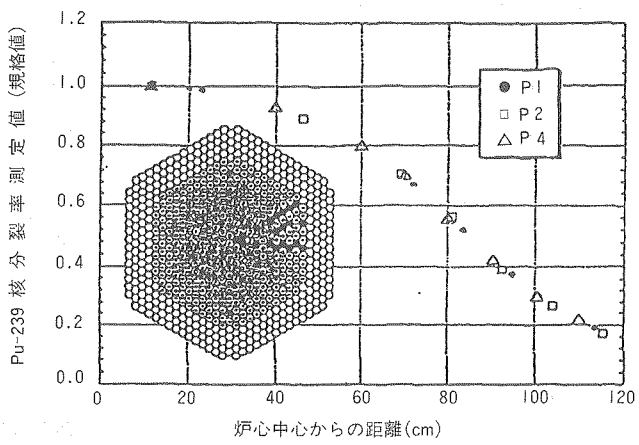


図38　Pu-239核分裂率測定値（規格値）の炉心中心面後方向分布（C/R均等挿入状態）

6回、零出力状態で照射した。本試験により、延べ51体の試験用集合体および2048枚の箔等（コバルトガラス線量計71枚を含む）の照射を行った。そして、Pu-239核分裂率については炉内229カ所、U-238捕獲反応率および核分裂率についてはそれぞれ炉内368カ所の実測値を得た。

照射した中性子検出箔を箔ホルダから取出した後、その放出γ線をGe半導体検出器で測定し、γ線スペクトル解析用コードおよび反応率計算コードを用いて、各種反応率をもとめた。ここで核分裂箔の核分裂率およびU-238箔の捕獲反応率の測定は、それぞれBa(La)-140およびNp-239に着目して行った。また、コバルトガラス線量計については、吸光度変化を測定することによりγ線照射線量をもとめた。初期炉心における炉内の各種反応率について測定を行い、核特性に関する基礎データを収集した。一方、Pu-239 (n,f) やU-238 (n,f) 等の反応率測定値を用いて、出力分布を評価した結果、解析値とよい一致を示した。また、Pu-239 (n,f)、U-238 (n,γ) の反応率測定値を利用して増殖比を評価した結果、予備的評価値として1.18を得た。

③流量分布評価（図41）

炉心の流量分布は燃料部分の11領域の他、制御棒、遮蔽体などの領域に区分される。

試験では炉心上部に試験用流量計を設置し選定した一部の燃料集合体の流量を測定した。

測定対象の炉心構成要素は、燃料部分の流量配分領域それぞれに属する1体以上の燃料集合体計12体であり、その測定流量から各流量配分領域に所定の流量が確保されていることを確認した。また、第6流量配分領域（外側炉心内層）については9体の炉心燃料集合体について流量を測定して、周方向の流量分布の無いことを確認した。

流量計は燃料交換装置と同様の形状をしており、入れ替えて、使用する。

試験の結果から、炉内流量配分の実測評価、設計計算コードの妥当性確認と、本設流量計の監視に反映を行う。

④　炉内中性子源効果評価

現在「もんじゅ」では、ブランケット領域の最内層に、中性子源集合体が2体装荷されている。将来的には、これらを撤去し、燃焼により燃料集合体中に蓄積したアクチニドのみによって原子炉を起動する計画である。

本試験は、初期炉心における炉停止時の線源領域系中性子計装（SRM）の計数率を測定し、炉内中性子源の効果を確認するものである。評価結果

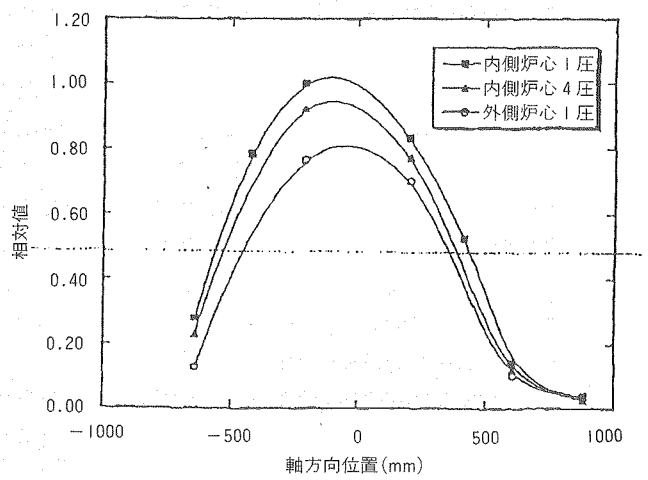


図 39　炉内 γ 線照射垂相対分布

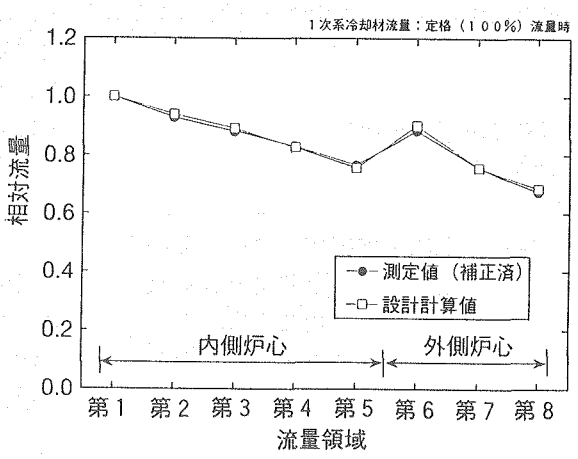


図 41　相対流量分布（測定値-設計計算値の比較）

は、中性子源集合体の撤去時期の検討等へ反映する。

SRM は図42に示すように原子炉容器室の壁付近に２つ設置されており、それらの計数率を可聴計数率チャンネルと仮設の中性子計測装置にて測定した。測定時のプラント状態は、制御棒全挿入、１次冷却材温度は約200℃であった。

測定結果から、起動試験の燃焼に伴い計数率の増加が確認された。

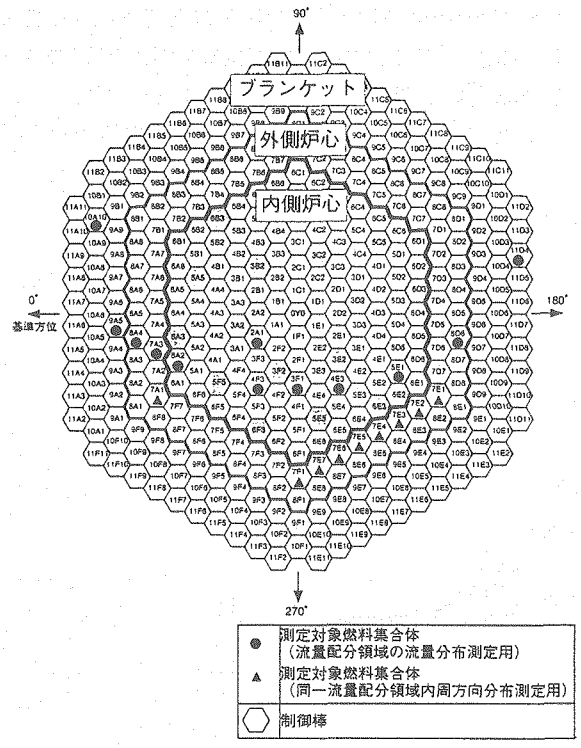


図 40　測定対象燃料集合体位置

⑤　原子炉まわり遮蔽評価（その１）

原子炉まわり遮蔽評価その１では、遮蔽計算コードの精度向上や実証炉の設計に反映するため，炉物理試験時の原子炉極低出力状態において、炉内 NIS 案内管内に B-10比例計数管、放射化箔を設置し、中性子評価のための測定を実施した。図43に測定位置を示す。

測定の結果、炉心中心面からナトリウム液面近傍までの約８ｍの範囲について、B-10比例計数管による測定データ45点、放射化箔による測定データ74点を取得した。

また、原子炉容器内・原子炉容器室内の中性子束分布を Sn 計算コード DOT3.5により評価した。図44にもんじゅの原子炉容器内の中性子束分

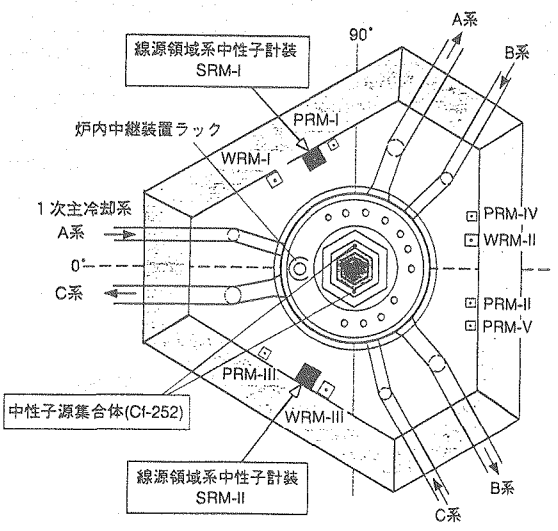


図 42　中性子源集合体装荷位置および SRM 設置位置

布を表す。次にこの中性子束分布を基に炉内NIS案内管位置における各種反応率をもとめ、測定値との比較を行った。その結果、Sn計算法のC/E（計算値／測定値）は、中性子に対して0.4～1.3、であった。図45にAu-197 (n,γ) 反応率の測定結果と解析結果の比較の結果を示す。

次に、中性子反応率について各測定値と「もんじゅ」の遮蔽設計値を基にそれぞれの核種の反応率を計算した結果の比較を行った。その結果、全ての測定値は計算値を下回っており、今回の測定の範囲では、原子炉まわりの遮蔽設計は十分な裕度を有していることが確認できた。

⑥　炉内中継装置遮蔽評価

炉内中継装置の遮蔽設計手法や遮蔽計算コードを評価するためのデータを取得するため、炉内中継装置表面等における中性子およびγ線線量当量率の測定を行った。

試験は、炉内中継装置に中性子源集合体を保持した状態でレムカウンター、電離箱サーベイメータ等を用いて上部案内筒表面、燃料出入孔ドアバルブおよび運転床等で測定を行い中性子線量データ52点、γ線線量データ94点を取得した。図46に炉内中継装置の概要を示すとともに図47に炉内中継装置の上部案内筒内に線源を設置した場合の測定結果を示す。

また、設計値の妥当性の予備評価のために設計値をベースとした簡易計算を行いC/E（解析値／設計値）の評価を行った。その結果、中性子に対しては0.5～8.1、γ線に対しては1.1～23.7であった。

次に、炉内中継装置（上部案内筒）の形状および各部材の材質を考慮し、Sn計算コードにより中性子束およびγ線分布を評価し、中性子およびγ線線量当量率を求め、上記の測定値と比較した結果C/Eは、中性子に対しては0.4～1.2、γ線に対しては0.8～0.9であり、中性子については、ストリーミングがあると予想されるところではよく一致したが、そこから離れるにしたがって解析は過少評価する傾向があることが分かった。また、γ線については解析値と測定値はよく一致した。

⑦　燃料出入機遮蔽評価

燃料出入機の遮蔽性能データを取得するために、燃料出入機表面等の中性子およびγ線線量当量率の測定を行った。

試験では、中性子発生数およびスペクトルが既知である中性子源集合体を本体A内に保持した状態で、レムカウンタ、電離箱サーベイメータ、TLDおよびボナーボールカウンタ（球形減速型スペクトルメータ）を用いて、燃料出入機本体A表面（14点）、燃料出入機周辺（2点）、燃料出入機配管貫通部（8点）等において、中性子線量当量率、中性子スペクトル、γ線線量当量率を測定した。

試験結果の解析においては、中性子源集合体および燃料出入機本体Aの形状および各材質を考慮し、R-Z 2次元体系のSn輸送計算により中性子およびγ線線量当量率を求め、測定値との比較を行った。その結果、中性子に対するC/Eは約0.15～0.36であった。図48および図49に出入機本体A表面の中性子線量当量率分布とそのC/Eを示す。また、表2に出入機本体A表面、周辺の代表点の測定値と計算値ならびにC/Eを示す。

また、設計上の線源である使用済燃料集合体を

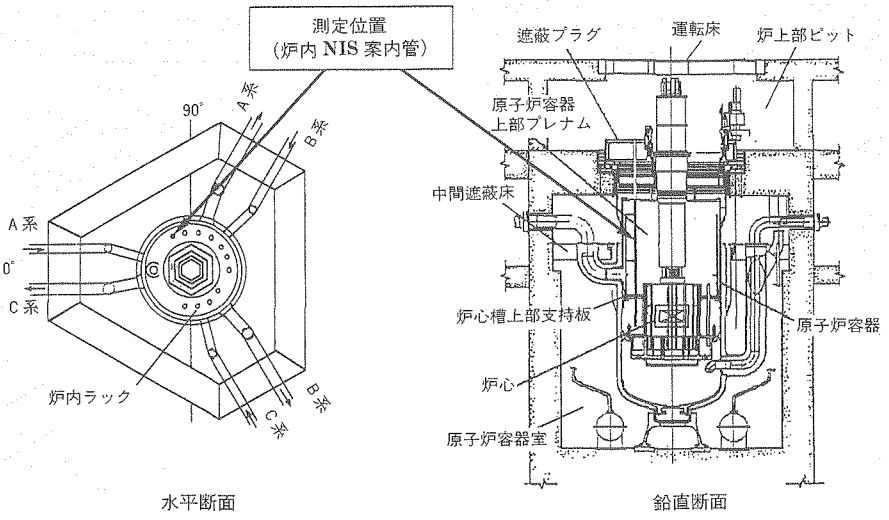


図43　中性子の測定（測定位置）

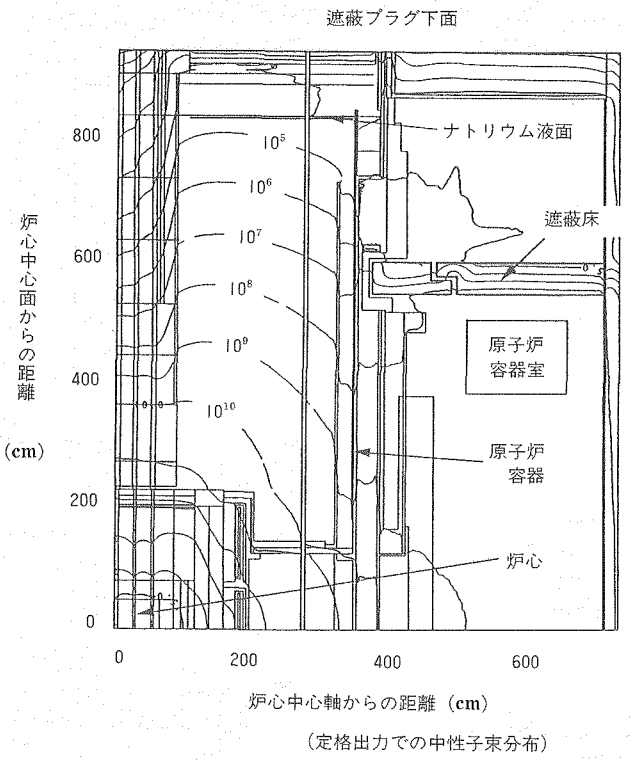


図44　中性子束分布の解析（輸送計算結果―全中性子束）

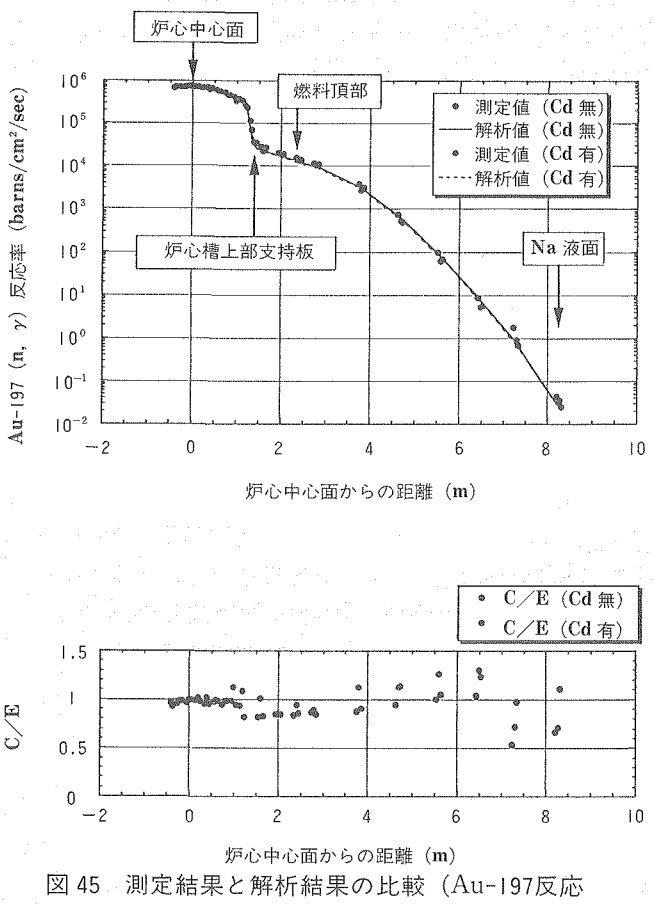


図45　測定結果と解析結果の比較（Au-197反応率）

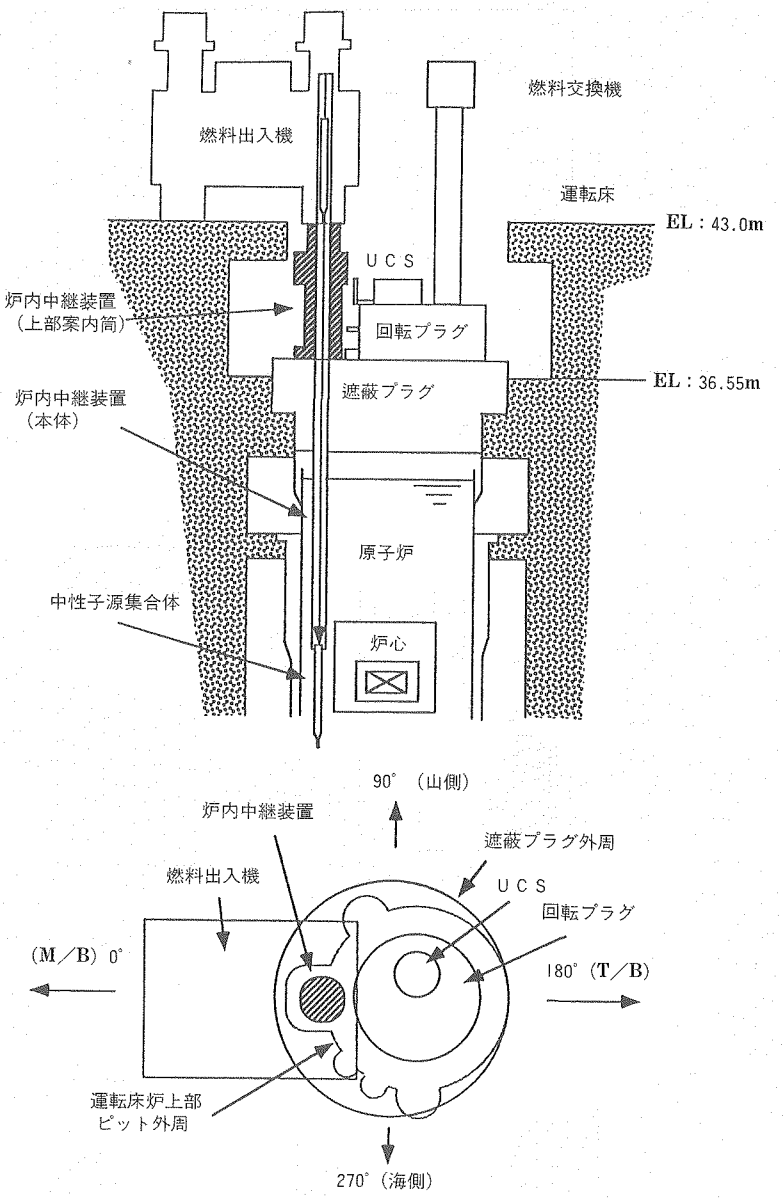


図46　炉内中継装置　概要図

装荷した場合を想定した解析を行い、上記のC/Eで補正した予測値と設計値を比較したところ、中性子に対する設計裕度は約6～8であることを確認した。

⑧　新燃料貯蔵ラック遮蔽確認

新燃料貯蔵ラックの遮蔽設計手法の評価をするために、新燃料集合体表面および新燃料取扱室(A-574)の中性子線量当量率およびγ線線量当量率の測定を行った。

試験では、新燃料取扱室(A-574)において、レムカウンタ、電離箱サーベイメータ、TLDおよびSSTD(固体飛跡検出器)を用いて、炉心燃料部のアクチニド核種の重量が測定されている外側新燃

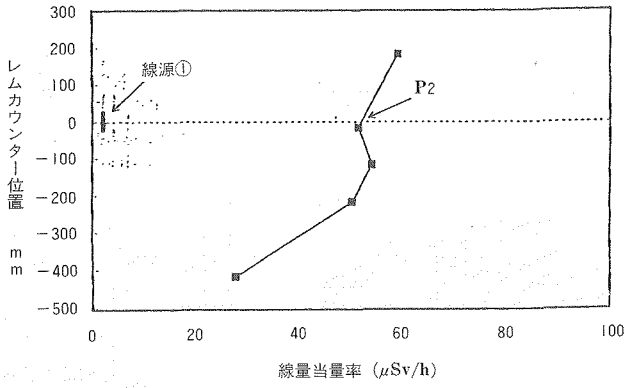


図 47　線源を上部案内筒に設置したケース

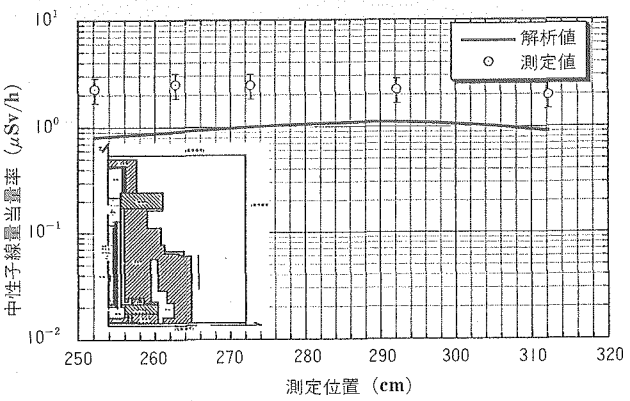


図 48　燃料出入機本体表面の中性子線量当量率分布

（中性子源集合体位置：上限）

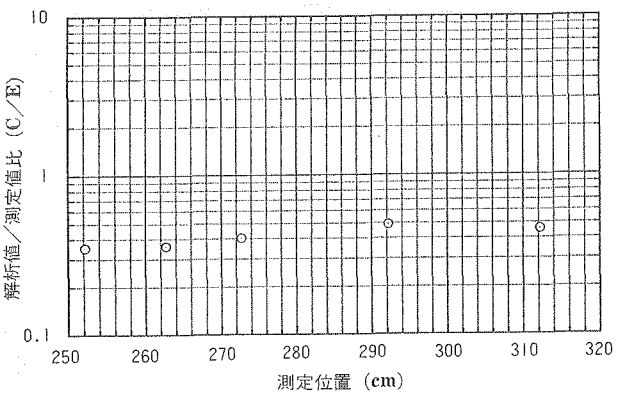


図 49　燃料出入機本体表面の中性子線量当量率の C／E

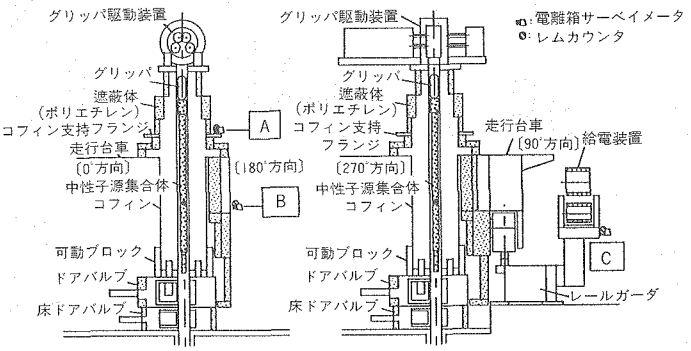
（中性子源集合体位置：上限）

料集合体まわり(14点)、ならびに同集合体24体を新燃料貯蔵ラックに貯蔵した状態で新燃料貯蔵室（A-481）天井および収納管内（23点）、新燃料取扱室床面およびラック入口近傍（37点）において、中性子線量当量率、γ線線量当量率を測定した。

試験結果の解析においては、外側新燃料集合体

表 2　燃料出入機の遮蔽測定評価

測定位置		線種	中性子源集合体		
			測定値（μSv/h）	2 次元輸送計算（μSv/h）	C/E
燃料出入機本体 A 表面	A (4.7m)	中性子	7	2.5	0.36
	B (2.8m)	中性子	2.5	0.87	0.35
燃料出入機周辺	C (2m)	中性子	0.46	0.07	0.15



および新燃料貯蔵ラックの形状および各材質を考慮し、R-Z 2 次元体系の Sn 輸送計算により中性子及びγ線線量当量率をもとめ、測定値との比較を行った。

その結果、ラッパ管の内側を均質にしたモデルの場合、新燃料集合体まわりの中性子に対する C/E は約1.8～2.6、γ線に対する C/E は約1.4～1.9であり、全体を均質にした場合に比べて、γ線について C/E の改善の効果が確認された。新燃料取扱室床面の中性子に対する C/E は約1.2～2.0であった。

表 3 に新燃料集合体まわりの線量当量率測定値と計算値ならびに C/E を示す。表 4 に新燃料貯蔵ラックのまわりの線量当量率の測定値と計算値ならびに C/E を示す。

また、設計上の線源である外側新燃料集合体50体を装荷した場合を想定した解析を行い、上記の C/E で補正した予測値と設計値を比較したところ、中性子に対する設計裕度は約800であることを確認した。

(6)　起動試験

①　核加熱試験

核加熱試験では、通常のプラント起動操作にしたがって各系統を起動し、蒸気発生器への通水、タービンへの初通気、回転数上昇操作、発電機の275ＫＶ線への連結（送電）、送電操作等が運転手

表３　新燃料集合体周りの線量当量率評価

測定位置	線種	測定値 (μSv/h)	計算値 (μSv/h)				
			2次元輸送計算 [DOT]		3次元点減衰核積分計算 [QAD]		
			均質化	ラッパ管分離	均質化	ラッパ管分離	燃料ピン分離
表面から20cm	中性子	400	740 (1.9)	730 (1.8)	—	—	—
	γ線	420	10500 (25)	600 (1.4)	27000 (64)	7500 (18)	260 (0.62)
表面から100cm	中性子	44	120 (2.7)	116 (2.6)	—	—	—
	γ線	52	1600 (31)	99 (1.9)	3200 (62)	1080 (21)	39 (0.75)

（　）内はC/E（計算値/測定値）

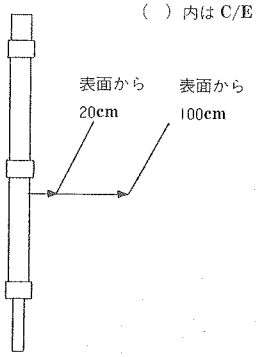
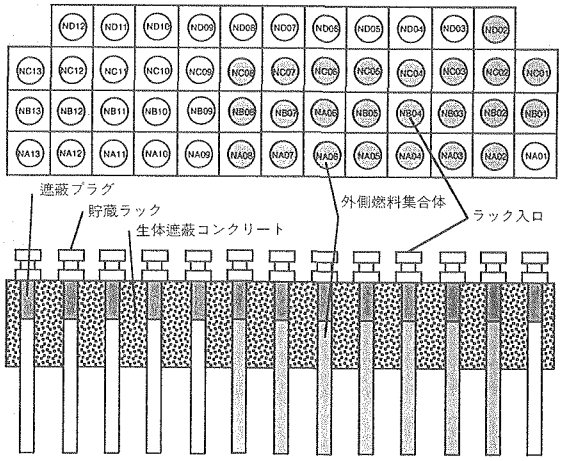


表４　新燃料貯蔵ラックの遮蔽測定評価
（新燃料貯蔵ラックまわり）

測定位置		線種	測定値 (μSv/h)	2次元輸送計算	
				計算値 (μSv/h)	C／E
新燃料貯蔵室天井	装荷集合体群中央	中性子	740	4470	6.0
		γ線	85	300	3.5
新燃料取扱室床面	ラック入口プラグ有	中性子	0.009	0.011	1.2
		γ線	-	0.0005	-
	ラック入口プラグ無	中性子	0.061	0.12	2.0
		γ線	-	0.019	-



順に従い行えることを確認していくものである。なお、この間各制御系や調節弁の調整、タービンバランスの確認等を実施し、平成７年８月29日初併入を達成した。

②　出力試験

出力試験では、約40%、75%および定格電気出力の各出力において、プラント系統の運転特性、制御特性および過度特性等の性能確認・調整を実施していくものである。

なお、40%出力でのプラントトリップ試験のため、原子炉出力を上昇中であった平成７年12月８日、２次主冷却系の中間熱交換器出口温度計部でナトリウム漏洩事故が発生した。調査の結果、ナトリウム漏洩は中間熱交換器出口温度計のX線撮影および切り出し後の観察により、温度計さや管の段付き部で折損していることが確認された。破断部の調査から温度計さや管の破損は段付き部に生じた高サイクル疲労によるものと推定された。そして、本高サイクル疲労の要因を検討した結果、配管内のナトリウムの流れにともなう流力振動と判断している。この流力振動については実規模の流力振動水試験、流力振動解析等によって確認した。また、運転履歴に基づく当該温度計さや管の振動応答の評価により、破断部の波面の調査結果および実規模流力水試験の結果と矛盾しないことを確認した。

これらの漏洩原因の究明と併行して、ナトリウム漏洩時の運転操作対応についての分析、およびナトリウム漏洩燃焼実験による燃焼挙動、破損挙動、床ライナへの影響等の確認を実施しており、それらの評価結果から万全の再発防止対策を行うこととしている。

6．おわりに

「もんじゅ」の試運転（性能試験）は、これまで原子炉出力約43%まで行った。

今後、「もんじゅ」は、２次主冷却系ナトリウム漏洩事故に対する原因究明の進展により明らかとなった問題点、反省点を基に、安全性向上および信頼性向上を図り、技術的信頼の回復を目的として、自主的安全総点検を行うこととした。

自主的安全総点検は、安全確保に万全を期すとの観点から設備上の問題点、運転手順書類の不明瞭な記載内容、品質保証の体系・活動の不足等について点検し、改善すべき事項を明らかにすると

ともに、改善策を策定して安全性・信頼性のより一層の向上を図り、社会全体の安心感の醸成に供することとしている。これら、総点検の結果を踏まえ、今後の試験計画を見直して行くこととしている。

100号記念特集号

大洗工学センターにおける高速増殖炉の研究開発

高橋克郎　岩田耕司＊　中本香一郎＊2　長井修一朗＊3
山下芳興＊4

大洗工学センター
システム開発推進進部，＊ 基盤技術開発部，＊2安全工学部，＊3燃料材料開発部，
＊4実験炉部

資料番号：100— 2

FBR Research and Deveropment at O-arai Engineering Center

Katsuro TAKAHASHI　Koji IWATA＊　Koichiro NAKAMOTO＊2
Shuichiro NAGAI＊3　Yoshioki YAMASHITA＊4
System Engineering Division, O-arai Engineering Center
＊ Advanced Technology Division,O-arai Engineering Center
＊2 Safety Engineering Division, O-arai Engineering Center
＊3 Fuels and Materials Division, O-arai Engineering Center
＊4 Experimental Reactor Divison, O-arai Engineering Center

大洗工学センターでは、1970年の開所以来、高速実験炉「常陽」の建設・運転およびFBR基盤技術の蓄積・充実を進めてきた。これらの結果は「もんじゅ」の建設・運転に反映されている。また、「もんじゅ」で発生したナトリウム漏洩事故については、その原因究明に取り組んでいる。今後は、原子力開発利用長期計画に沿って2030年頃までにFBR実用化が可能となるよう技術を極め、さらに、実用化時代からの多様なニーズに対応できる技術体系を構築していく。

本稿においては、FBR固有技術の柱である安全性、炉心・燃料、高温構造システムの三分野を中心とした研究開発の現状および今後の展開について紹介する。

1. はじめに

平成６年度に策定された原子力開発利用長期計画に示されているように、世界人口の増加、エネルギーの消費増大と資源の制約、地球環境問題の深刻化等直面する諸問題に対処していく上で、原子力は将来的にも大規模なエネルギー供給源として、一層大きな役割を果していくことが期待されている。

高速増植炉（以下「ＦＢＲ」という）は、核燃料をリサイクルすることによりウラン資源の利用効率を飛躍的に高めることができ、さらにＦＢＲ技術をベースにした新たな核燃料リサイクル技術による環境への負荷の低減等、将来の原子力発電の主流にしていくべきものとして、その開発を計画的かつ着実に進めていくことが求められている。

大洗工学センターは、昭和45年に開所以来、実験炉「常陽」の建設・運転および広範なＦＢＲの研究開発を国内外の関係機関との連携を取りつつ進め、高速増殖炉「もんじゅ」の建設・運転に反映するとともに、ＦＢＲ基盤技術の蓄積・充実に努めている。また、平成７年12月８日に発生した「もんじゅ」２次主冷却系におけるナトリウム漏洩事故については、その原因究明を最重要課題として取り組んでいる。

今後は、原子力開発利用長期計画に沿って、2030年頃までにＦＢＲの実用化が可能となるよう、これまでの研究開発の成果を基に、ＦＢＲの特徴である「高速中性子利用」、「プルトニウム利用」、「ナトリウム利用」の三分野の技術的可能性を広く、深く追求し、ＦＢＲ固有の技術として極めていく。特にナトリウム技術については、「もんじゅ」事故の反省を踏まえて、より一層、研究開発を充実させていく。これによりＦＢＲ技術としての選択肢の幅を広げ、実用化時代の多様なニーズに対応できるＦＢＲ技術体系を構築していく。

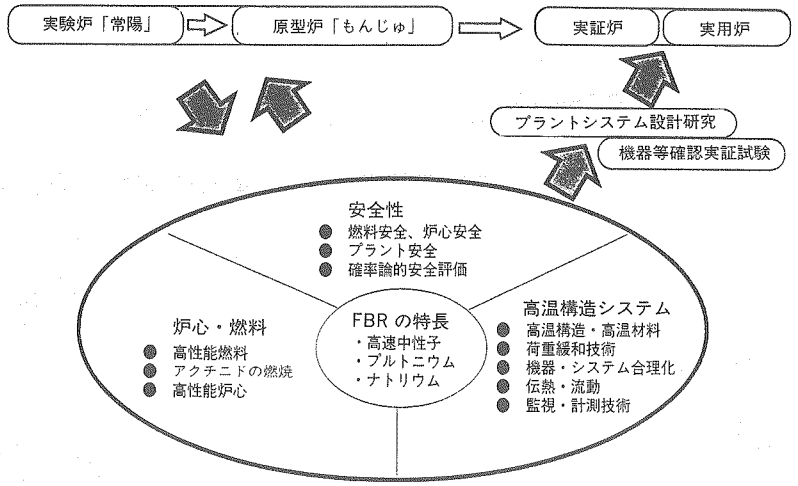


図１　FBR 固有の技術の位置付け

本稿においては、ＦＢＲ固有の技術の柱である安全性、炉心・燃料、高温構造システムの三分野を中心とした研究開発の現状および今後の展開について紹介する。

2.　ＦＢＲ固有技術の確立

ＦＢＲの実用化を目指した固有の技術開発においては、高速中性子炉、プルトニウム利用およびナトリウム冷却による高温低圧システムというＦＢＲ固有の特徴から導出される、安全性、炉心・燃料および高温構造システムの三分野に集約・整理し、従来に増して効率化を図り研究開発を進める。（図１）

安全性の分野では、「もんじゅ」のナトリウム漏洩事故の教訓を踏まえ、ナトリウム基盤技術の拡充を図るとともに、燃料安全、炉心安全およびプラント安全に関する異常事象の進展を、より精緻に把握し安全評価技術の高度化を図る。また、確率論的安全評価手法によるリスク分析に基づいた安全設計の最適化を図り、社会的受容性の高いＦＢＲ安全技術体系を確立する。

炉心・燃料の分野では、高性能燃料（取り出し平均燃焼度15万ＭＷｄ／ｔ以上）の開発、アクチニド燃焼炉心の研究および窒化物燃料等、新型燃料を用いた高性能炉心の研究を進め、安全性、経済性に優れ、環境保全性、核不拡散性およびウラン資源の有効活用性の観点から、柔軟性のあるＦＢＲ炉心・燃料の技術体系を確立する。

高温構造システムの分野では、「もんじゅ」までに整備された技術基盤を基に、大型化に伴う技術課題の解決、システムや構造の簡素化ならびに新概念の確立に寄与する技術開発を進め、経済性、信頼性に優れた高温構造システムを確立する。

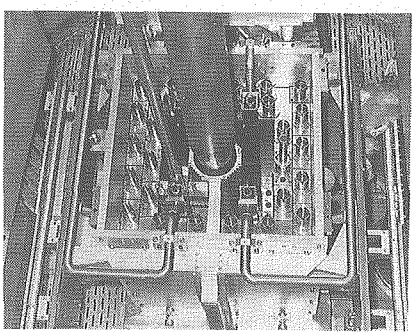
これらの研究開発では、ＦＢＲの各技術要素について、その高度化の可能性を限界まで追求することを指向し、基盤を広げて応用性を高めるため、実験による裏付けを得ながら理論・解析コードによる普遍化を重視して進める。開発が進んだ段階で実プラントで実際に検証する。あわせて、各技術を有機的に結びつけて「プラントシステム設計研究」を行い、実証炉、実用炉等に反映し、大洗工学センターとしての役割を果していく。

3.　安全性の研究

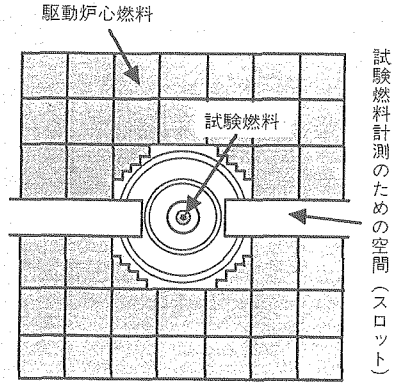
ＦＢＲの安全上の特徴は、①高速中性子による核反応を主体とした増殖可能な炉心であり、出力密度および燃焼度が高い、②通常運転時の炉心が必ずしも反応度最大の体系ではない、③冷却材であるナトリウムは、沸点が最高使用温度より十分高いことから、原子炉冷却系は低圧、高温の条件で設計されるが、化学的活性が高く、空気や水との反応防止に対する配慮が必要等である。

これまでの安全性の研究においては、これらのＦＢＲの安全上の特徴を踏まえつつ、現在稼働中の軽水炉安全確保の考え方をベースに、安全設計、安全評価方法の開発および安全確保方策の開発に努めてきている。

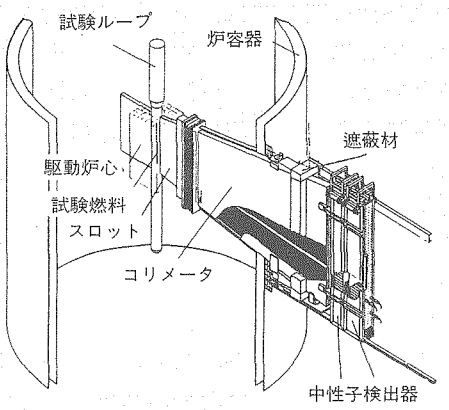
今後は、ＦＢＲの早期実用化を達成する観点から、軽水炉の安全性および経済性の将来の動向を見通し、より高度な安全性とより高い経済性を有するＦＢＲを開発することが必要である。そのため、安全性の研究においても、ＦＢＲの特徴を取り込むことにより、ＦＢＲの経済性向上に積極的に反映し得る安全性向上方策の探究に重点を置い



炉心上部から見たCABRI炉



CABRI 炉の炉心断面



燃料移動計装用中性子ホドスコープ

図２　日欧共同CABRI 炉内試験設備の概要

た研究を進めている。

さらに、社会的受容性の観点からは、分かりやすい安全体系を確立するため、受動的安全性の強化や確率論的安全評価手法の開発等、より高度で革新的な技術の開発による、より根源的な安全確保方策を確立することを目指した安全性の研究を進めていく。

以上述べた安全設計の向上に係わる研究に加え、「常陽」においては、運転・保守技術の高度化、運転安全の向上に係わる研究が進められている。また、「常陽」の運転保守実績を重要な技術情報としてデータベース化し、確率論的安全評価手法の開発に反映してきたが、今後、運転・保守技術を一般化し、基盤技術として確立していく。

3.1　炉心安全および燃料安全

炉心安全および燃料安全に係わるＦＢＲ固有技術の開発を通じ、ＦＢＲの特徴を取り入れた合理的な安全性向上方策を確立する。このため、炉心燃料の過渡挙動および破損限界を精度良く把握することにより燃料設計の合理化を図る。また、炉心の受動的安全特性や自然循環除熱特性の評価技術を高度化するとともに、共通要因故障の防止対策を強化する新型炉停止機構や事故影響緩和対策を開発し、安全性と経済性が両立するように努めていく。さらに、将来は炉心損傷時の再臨界の可能性を排除することによって、社会的受容性の高い安全な炉心の構築を図っていく。

(1)　燃料の安全性

燃料の安全性については、これまでも燃料の破損限界や破損メカニズムを精度よく把握するため、国際協力によりアメリカのＥＢＲ-Ⅱ[1)~3)]やフランスのＣＡＢＲＩ試験[4)]のデータが蓄積されてきた。今後は、さらに積極的に燃料破損限界を向上させるため、破損に対する耐性が高い中空ペレット燃料を含む高燃焼度の改良型燃料の過渡挙動試験をＣＡＢＲＩ炉（図２参照）等を利用して進めるとともに[5)]、長期的には、より高性能の改良型燃料等について、新たな炉内安全性試験施設の検討も含め、破損しきい値データ等の取得計画を検討していく。

燃料集合体で想定される局所事故については、これまで各種炉内・炉外試験が実施され、事象推移シナリオの明確化や炉心損傷回避のための条件等の整理が行われてきた。今後は、仮想的な事故想定を排除すべく、粒状物による冷却材流路閉塞に関する炉外試験および溶融燃料放出時の冷却性に関する炉内試験を実施する。また、これまでの

炉内試験（ＳＣＡＲＡＢＥＥ[6]、ＭＯＬ-７Ｃ[7]等）のデータの評価と併せて、安全評価コードの改良、検証および安全防護設備の設計最適化に反映する。長期的には、燃料設計の高度化に対応した局所事故時の損傷拡大防止策の明確化に向けて、炉内試験データ取得の計画を検討していく。

(2)　受動的安全特性

受動的安全特性に関しては、第一に冷却材が単相流であり、炉心出入口で比較的大きな温度差が許容できるという、ＦＢＲの特徴を最大限活用できる自然循環による炉心冷却に着目し、「常陽」、プラント過渡応答試験装置ＰＬＡＮＤＴＬ、炉心・機器熱流動試験装置ＣＣＴＬ等での自然循環崩壊熱除去試験を通じて、多次元単相熱流動解析コードＡＱＵＡ、プラント過渡応答解析コードＳＳＣ-Ｌ等の解析手法の改良整備が実施されてきた。特に、自然循環時の集合体間の熱移行や、集合体内での浮力による流量再配分の結果として形成される集合体内温度分布について、解析・評価手法を構築した[8),9)]。

また、受動的炉停止のための新型の炉停止機構として、キュリー点磁石を用いた自己作動型炉停止機構の炉外要素試験を、日本原子力発電㈱との共同研究も含めて実施し、実機への適用性の見通しを得た[10)]。今後は、「常陽」等を活用した実炉環境でのデータの取得を計画している。

炉心変形等による受動的安全特性の評価に関しては、アメリカのＦＦＴＦ実験の解析を通じて評価手法の整備が進められてきた。今後は「常陽」等を用いた試験の実現に向けた検討および評価手法のモデル検証を行うとともに、経済性を大きく損なうことなく炉心損傷の防止機能と緩和機能の両面で受動的安全性を高める新たな方策の確立を図っていく。

(3)　炉心の安全性

炉心損傷挙動については、国際協力による海外の炉内試験等による知見に基づいて安全解析コードの開発・検証を行い、炉心損傷の起因過程解析コードＳＡＳ３Ｄ、炉心崩壊過程解析コードＳＩＭＭＥＲ-Ⅱ等を「もんじゅ」の安全評価に有効に反映し、事象進展が原子炉容器内で終息すること等を示してきた。この段階の評価は十分に保守的な条件設定の下で行ったものであるが、今後の100万kWeを超えるような大型炉心に対してもより合理的な安全評価を実現するための研究を進めている。

すなわち、今後も国際協力による炉内試験（フランスとの共同研究ＣＡＢＲＩ-ＲＡＦＴ計画を平成８年度より、５年計画で開始）および大洗工学センターにおける炉心融体挙動試験施設ＭＥＬＴ-Ⅱを用いた炉外試験を重点的に実施する。これらの成果に基づいて、炉心損傷時の物質移動・相互作用挙動を解明する。これにより、炉心損傷の現象推移を機構論的にモデル化し、エネルギー発生に対する抑制・緩和機構をより的確に取り扱うＳＡＳ４Ａ[11)]、ＳＩＭＭＥＲ-Ⅲ[12)]等の次期大型安全解析コードの開発・検証を進め、これらを平成８年度から開始した実証炉１号の炉心安全性評価に適用するとともに、標準的な評価手法として確立していく。なお、これらの安全解析コードの開発・検証の分野においても欧州研究機関との協力を効果的に行っているところである。

また、ＦＢＲ実用化に向けた長期的展望に立って、再臨界の可能性の排除等、一層の安全性の向上と固有の安全機能と特長を取り入れた、高性能の炉心・燃料を実現するために、質が高く実証性の高い実験データベースを構築することを目的として、新たなＦＢＲ安全性炉内試験計画（ＳＥＲＡＰＨ計画）と、これを実現するための試験炉施設概念の検討を進めている[13),14)]。

3.2　プラント安全

ＦＢＲプラント固有の技術として、冷却材としてのナトリウムの取り扱いに係わる技術がある。ナトリウムは沸点が高いため、低圧で使用でき冷却材喪失のおそれがないことや、ヨウ素等のＦＰを保持する効果を有していること等のメリットを持っている。一方、水との反応や空気中での燃焼に対しては、プラントの安全設計において十分な配慮が必要となる。したがって、ＦＢＲの実用化を目指した技術開発においては、ナトリウムのこうした特性をメリットとデメリットの両面から総合的、定量的に把握し、プラント設計の最適化、合理化のための自由度を増すべく基盤技術を確立することが重要である。

(1)　ナトリウム漏洩・燃焼

ナトリウムの漏洩･燃焼現象については、「もんじゅ」を対象として大規模なナトリウム漏洩試験を実施するとともに、様々な燃焼形態(プール状、スプレイ状、コラム状）に関する解析コードの開発と検証を行ってきた。「もんじゅ」においては、格納容器内のナトリウム機器を有するセルはすべて不活性雰囲気に保たれており、万一のナトリウム漏洩においても燃焼が起こらないように設備対策が採られている。他方、補助建屋に関しては空気雰囲気ではあるが、仮に大量のナトリウム漏洩

が生じても、漏洩したナトリウムを床ライナで受け止めて連通管を通じて燃焼抑制槽に導き窒息消火させる燃焼対策設備を採用している。これらの設備の有効性を大規模ナトリウム漏洩試験施設ＳＡＰＦＩＲＥで実証するとともに、ナトリウムプール燃焼解析コードＳＯＦＩＲＥ-MIIとナトリウムスプレイ燃焼解析コードＳＰＲＡＹ-IIの検証と適用を通じて確認した[15)~17)]。

また、平成７年12月に発生した「もんじゅ」２次系ナトリウム漏洩事故[18),19)]に関して、原因究明の一環として、大洗工学センターのＳＡＰＦＩＲＥ等を用いてナトリウム漏洩燃焼実験を行った。これらの実験をとおして、事故時のナトリウム漏洩速度、漏洩形態、燃焼挙動とそれが周囲の構造物へ及ぼした影響が明らかとなったが、ナトリウム漏洩燃焼実験-II（以下、実験-II）で「もんじゅ」構造を模擬した床ライナに５カ所の貫通孔が生じた点については、「もんじゅ」当該部の床ライナに開口が認められなかったのと明らかな違いが生じた。

この原因について、「もんじゅ」事故室と実験-IIの試験容器との大きさの違いや換気・気流等の試験条件の違いによるとも考えられることから、堆積物や損傷した床ライナの材料検査等、詳細な化学分析を行ったところ、実験-IIの堆積物は水酸化ナトリウムが主成分であり、大半が酸化ナトリウムであった「もんじゅ」の場合と異なることが明らかとなった。これらの点から、実験-IIでのライナ損傷は、ナトリウム漏洩中にライナ上に水酸化ナトリウムを主成分とする溶融体が形成されたため、溶融塩型腐食が生じたものと結論された。これらの水酸化ナトリウムは、実験-IIで使用したコンクリート製矩形セル（ＳＯＬＦＡ-１）の内容積が「もんじゅ」２次系配管室の容積に比べて1/13と小さかったことから、実験装置内部の雰囲気温度が事故時の条件よりも相当高い約300℃まで上昇したため、コンクリートから多量の水分が放出し生成したものである。

このような実験-II等で得られた新たな知見を踏まえて、今後は高速炉プラントのより一層の安全性と経済性の向上を目指して、ナトリウム漏洩対策設備の最適化と解析技術の高度化を進める。特に、解析コードの高度化に関しては、今回の「もんじゅ」事故のような中小規模のナトリウム漏洩でのプール燃焼挙動や湿分の影響等を十分評価できるように、モデルの改良を進め、ナトリウムの燃焼によるガス温度や酸素濃度の空間分布を考慮できる多次元評価手法の開発[20)]を目標として進めている。

(2)　ナトリウム－水反応

蒸気発生器の伝熱管からの水漏洩については、起因事象とその後の破損伝播による事象推移を考慮して設計基準事故を選定するとともに、対応設備の設計の最適化を図る必要がある。「もんじゅ」を対象とした研究では、ＳＷＡＴ－３等を用いたナトリウム－水反応試験結果に基づいて大リーク解析コードＳＷＡＣＳおよび破損伝播解析コードＬＥＡＰを開発・検証し、設計の妥当性が総合的に確認された[21)22)]。大型炉においては、蒸気発生器自体の大型化により、水漏洩検出の即応性が求められる。さらに、一層の経済性向上のため系統温度の高温化が検討されていることから、こうした運転条件下での水漏洩事故時の破損伝播挙動を合理的な裕度をもって評価できるよう、評価手法の高度化を図る必要がある。

すでに将来の伝熱管材料として有望な高クロム系鋼については、損耗（ウェステージ）データを整備[23)]しているが、今後は高温伝熱管での過熱型破損の発生条件を定量的に把握すべく、関連基礎試験による基本特性の評価と併せて大型ナトリウム－水反応試験を実施し、解析手法の検証を行う予定である。

また、水漏洩検出系の高度化の観点からは、新たに即応型の音響計の開発基礎研究を行うとともに、英国の高速原型炉ＰＦＲの閉鎖試験の一貫として、蒸発器に水を注入する等して行われた水漏洩検出実証試験に参加し、実プラントでの水素計、音響計等の挙動に関する貴重なデータを得ることができた[24)]。今後は、これらのデータを活用して、大型蒸気発生器用の総合的な水漏洩検出システムの確立を図る予定である。

(3)　ソースターム

事故時の放射性物質の挙動（ソースターム）に関しては、従来の「もんじゅ」等の評価では、軽水炉の安全評価経験も参考としながら、保守的な線源想定の下で解析を行ってきた。

プラント建屋内での放射性物質の移行と密接な関係があるエアロゾル挙動については、解析コードＡＢＣ-ＩＮＴＧの開発[25)]と実験検証、さらに、国際ベンチマーク計算等により解析技術を既に整備している。また、格納施設内の温度・圧力変化等の熱流動現象とともにソースターム挙動を結合させて解析できる総合コードとして格納施設安全解析コードＣＯＮＴＡＩＮ[20)]を開発している。ＣＯＮＴＡＩＮは、後述するＦＢＲモデルプラントの確率論的安全評価手法の適用研究に使用され、

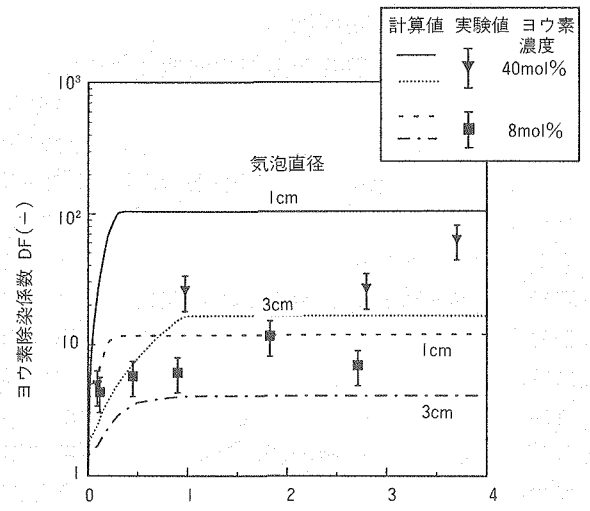


図３　希ガス気泡に伴うヨウ素のナトリウムによる除染係数（実験結果と計算結果の比較）

さらに、大型炉の格納施設安全解析への適用も開始している。現在は、さらに詳細かつ合理的な評価を目指して、ソースタームに関する試験研究を系統的に実施し、データベースの拡充と機構論的評価手法の確立を進めている。

炉内でのソースターム挙動の研究として、揮発性ＦＰとして重要なヨウ素が、希ガス気泡とともにナトリウム中を上昇して、カバーガスへ移行する場合の除染係数（ＤＦ＝気泡内初期ヨウ素量／ナトリウム中を浮上した気泡内の残留ヨウ素量）について、炉外模擬実験結果[26]とソースターム挙動解析コードＴＲＡＣＥＲによる解析結果[27]を図３に示す。これらの研究成果により、実用化段階のプラントのソースターム評価では、より合理的な線源想定と評価シナリオの設定が可能となると期待される。

3.3　確率論的安全評価

ＦＢＲに対する確率論的安全評価（ＰＳＡ）手法の開発整備および適用研究については、安全性と経済性が高いレベルで調和したバランスの良いプラントシステムの開発に資する安全設計・評価の方針策定のための基礎データを整備し、ＦＢＲの安全性を誰にでも分かりやすく説明できるような合理的な安全体系の確立を目指している。

これまで、「もんじゅ」の設計に基づいて設定したＦＢＲモデルプラントを対象にしたＰＳＡの適用研究を中心に実施し、それに併せて必要となる機器信頼性データベース[28]や種々の解析コード群[29]の開発整備を進め、ＦＢＲに対するＰＳＡの技術基盤を整えた。モデルプラントの評価では、炉心損傷確率は十分低く、放射性物質の大量放出に至るような格納系の破損の可能性は無視し得るほど極めて低い[30]等、安全性のレベルが高いことを示した。また、原子炉停止時のＰＳＡ評価や、供用開始後のプラントを対象に、プラント条件の変化に応じて随時評価を見直すリビングＰＳＡシステム[31]の開発整備を実施するとともに、動燃事業団の設計研究における大型炉を対象に、システム分析および炉心損傷確率の評価からなるレベル１ＰＳＡを行い、ＦＢＲの安全設計・評価方針に係わる検討へのＰＳＡの適用等[32]を進めてきた。

今後、受動的安全性を強化したシステムや免震装置を採用したプラントに対しても適用できるようにＰＳＡ手法の高度化、汎用化を図る。また、運転員の介在を伴う事象推移の動的解析手法や原子炉停止時の運転管理のモデル化等の人的因子に係わる評価手法を開発する。リビングＰＳＡを主体として、ＰＳＡの運転管理への利用等のための手法およびツールの開発を行う。人的因子[33]や共通原因故障の評価の不確定性の低減について継続的に進める。

機器信頼性データベースの拡充・整備については、「常陽」、「もんじゅ」や大型のナトリウム試験施設の運転経験データを継続的に収集整備し、データ分析を行い、信頼性データハンドブックとしてまとめる。ＰＳＡ手法の適用研究として、大型炉モデルプラントについて設計の進捗に応じて、レベル１ＰＳＡおよび放射性物質の移行と格納容器の挙動評価からなるレベル２ＰＳＡを実施し、複数の代替プラントを含めて評価し、合理的な安全確保方策を備えたバランスの取れたプラントシステムの開発に有効な知見を整理するとともに、安全設計・評価の方針策定のための基礎データを整備し、合理的な安全体系の構築を図る。

3.4　運転安全

高速実験炉「常陽」は、初臨界以来20年近くに渡って、安全かつ安定な運転を継続している。この間、定格出力運転や各種試験および定期検査を含むプラントの保守を通じて、数多くの貴重な運転・保守経験を得てきた。「常陽」の運転・保守上の技術開発は、ナトリウムを冷却材に使う高温低圧システムというＦＢＲの特徴を踏まえたものとなっている。たとえば、冷却系統等の計測・制御設備の高度化、ナトリウム蒸着防止技術、ナトリウム純度管理技術、ナトリウム機器洗浄技術、放

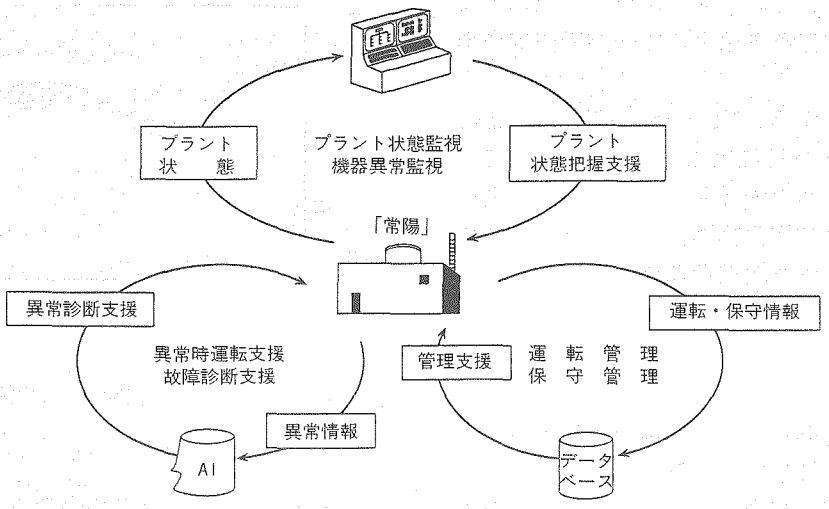


図４　運転・保守支援システム

射性腐食生成物による被ばくの低減化技術（発生源の制御、分布解析、捕獲）等、ＦＢＲに特有の技術開発を行ってきており、各種のマニュアルや技術資料、データベースとして情報化することによって、ＦＢＲの運転・保守技術の確立とその高度化に寄与してきた[34]。このような技術情報は「もんじゅ」の設計ならびに運転・保守にも積極的に受け継がれている。

運転・保守の分野に、最新の計算機技術の適用を図ることにも取り組んできており、運転支援と保守支援のための各種のシステム（図４参照）を開発し、実運用によってその有効性を確認するとともに、運用実績をシステム自体の改善や機能の高度化に反映してきた。「常陽」における運転・保守技術の熟成とともに、これらのシステムに対する機能要求も高度化しており、それに対応して、計算機技術の進歩を勘案しつつ、システムの改良を引き続き進めている[35)~37)]。今のところ、これらのシステムはいずれも、運転要員、保守要員に対して、整理された情報を必要な時に的確に提供することを主眼としたものであって、計算機が直接的にプラントの操作に関わるような機能はない。しかし、将来的には、そのような計算機技術の利用も視野にいれており、ファジィ制御技術を応用した制御棒操作自動化システムの開発がその例として挙げられる。現在は、オフラインシステムの制御性能をシミュレータによって確認した段階であるが、今後、実機でのオフラインシステムの運用を経て、さらにオンラインでの実機適用を検討していく予定である[38]。

「常陽」では、照射機能の高度化を目指して、現行の100MWt出力炉心を140MWt炉心に改造するＭｋ-Ⅲ計画が進められている。改造作業は長期にわたり、炉心の変更を始め、中間熱交換器、空気冷却機等の大型ナトリウム機器の交換が予定されている。機器の交換作業に当たっては、付着している冷却材ナトリウムの取り扱いに工夫が必要である。特に、中間熱交換器の場合には１次冷却系の放射化されたナトリウムの処理を行うことになる。ナトリウムが付着した機器の取り扱い経験は、「常陽」の保守･改造において蓄積されてきており、大型機器では、１次冷却系における主ポンプの改造やコールドトラップの更新が挙げられる。「常陽」は機器へのアクセスが比較的容易であるとされるループ型ＦＢＲであり、今までに蓄積された技術を踏まえて、プラントの保守・補修性の良さを実証するよい機会となるものと期待している[39]。

運転・保守に関する技術成果は、さらにＦＢＲの実機開発のための運転・保守技術として一般化し、ＦＢＲ固有技術の基盤を形成する重要な要素として定着させていく必要がある。

4.　炉心・燃料の開発

ＦＢＲの炉心・燃料の特徴は、①燃焼度や出力密度が高いこと、②燃焼に伴う反応度の低下が小さいことおよび③プルトニウムの増殖や燃焼等柔軟な炉心の構成が可能であることである。

これらの特徴を活かしつつ、経済性の観点から高燃焼度化と高線出力化を柱とした高性能燃料の開発が、また経済性や環境保全性の観点から核燃料サイクル技術と調和の取れた高性能炉心の開発

が必要である。これらの開発にあたってはいうまでもなく安全性確保を考慮することが大前提である。

このため、今後は、取り出し平均燃焼度15万MWd/t以上を目標とした高性能ＭＯＸ燃料の開発、プルトニウムとマイナーアクチニド燃焼炉心の研究および窒化物燃料等の新型燃料を用いた高性能炉心の研究開発を進めていく。

4.1　高性能燃料

ＦＢＲの燃料開発にあっては、これまでウラン・プルトニウム混合酸化物（ＭＯＸ）燃料を採用してきた。これは、熱的な観点としてＭＯＸ燃料のペレットの融点が高く、また、機械的な観点としてペレットの固体および気体状のFPによるスエリングが金属燃料や炭化物燃料等に比べ小さいという物性および照射挙動上の特徴とともに、軽水炉燃料の開発と軌を一にしてきた実績を有することによる。「もんじゅ」の燃料は、燃焼度８万MWd/t（取り出し平均）を設計目標とし、これに対応する高速中性子照射量も約2.3×10^{27}n/m^2（E＞0.1MeV）と、海外の実証炉級の燃料に近い使用条件になっている。「もんじゅ」の燃料ペレットには、高燃焼度での核分裂生成物（ＦＰ）の蓄積を考慮し85%理論密度の低密度ＭＯＸ燃料ペレットを採用している。集合体を構成する燃料被覆管やラッパ管等の炉心材料には、使用経験の豊富なＳＵＳ316ステンレス鋼をベースとして、耐スエリング性と高温でのクリープ強度を改善した改良鋼（ＰＮＣ316）を開発し、初装荷燃料に適用している。低密度燃料ペレットは熱伝導度が低いため、発生した熱が伝わりにくく、燃料中心温度が高くなる。このため、燃料要素の線出力密度は熱的制限（燃料溶融防止）の観点から、比較的低い36kW/mとなっている。

実用化を目指した燃料開発では、高燃焼度化（目標15万MWd/t以上）および線出力密度の増大（目標48kW/m）による燃料サイクルコストの低減を目指し、経済性に優れた高性能ＭＯＸ燃料の開発を目的としている。このための主な研究開発を次に述べる。

(1)　高燃焼度化

実用炉段階の目標燃焼度に相当する高速中性子照射量は５～６$\times10^{27}$n/m^{2}に達するため、燃料被覆管には「もんじゅ」の材料よりもさらに耐スエリング性とクリープ強度に優れた材料が不可欠である。このため、達成可能と考えられる材料性能と開発のリードタイムを考慮し、「もんじゅ」から実用炉に至る各段階での燃料への適用を目指した材料開発を引き続き実施している。図５に炉心の性能目標を示す。ＰＮＣ316鋼[40]よりNi量を高めたＰＮＣ1520鋼[41]が、当面の改良鋼として開発されており、さらに耐スエリング性の改善を図ったオーステナイト最適化鋼および高Ni鋼の開発を行っている。

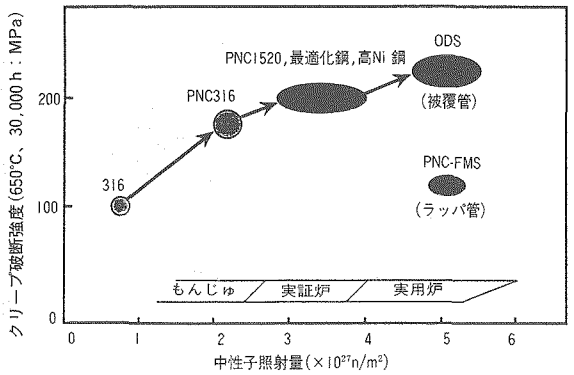


図５　炉心材料の開発目標

実用炉段階の照射量では、オーステナイト系に比べ格段に優れた耐スエリング性を有するフェライト系材料が有望であると考えている。ラッパ管用の材料としては、燃料被覆管のように高温でのクリープ強度を必要としないため、従来のボイラー用鋼を改良し開発したフェライト／マルテンサイト鋼（ＰＮＣ-ＦＭＳ）[42]を適用できると考えている。一方、燃料被覆管に要求される高温強度の達成はフェライト／マルテンサイト鋼では困難と見込まれ、新たにオーステナイト系並の高温強度が期待できるフェライト系材料として、イットリウムの酸化物（Y_2O_3）で分散強化したフェライト鋼（ＯＤＳ）[43]の開発を進めている。

高燃焼度化に伴う燃料へのＦＰの蓄積に対しては、照射後試験に基づく燃料融点等の物性評価、燃料被覆管の内面腐食防止のためのコーティングピンの開発、燃料要素内圧低減のための下部プレナムピンの開発等を実施し、「常陽」や海外炉を利用して、これら改良型燃料の高燃焼度照射特性の評価を開始している。

(2)　高線出力化

燃料要素の線出力密度向上には、燃料中心温度の低減が必要であるが、このためには中空燃料ペレットの採用が有効である。ペレットを中空にしても、燃料マトリックスの密度を高めることにより、炉心の燃料体積比を下げることなく高性能化が可能となる。このような中空燃料の研究開発では、最大線出力密度評価のために「常陽」におい

て溶融限界線出力評価試験を行い、併せて熱設計手法の合理化を図ることにより高線出力化を達成する計画を進めている。また、中空燃料ペレットを採用した燃料集合体を用い、高燃焼度に至る照射挙動評価を実施するための照射試験を予定している。

(3)　評価技術の高度化

燃料高性能化のための新材料の開発については、「常陽」等を活用した照射試験により挙動データを取得し評価を進めている。また、試験結果を燃料材料の物性データの充実や燃料挙動解析コードに集約し、さらには評価手法の高度化による設計の合理化に反映している。そこで得られる成果を適宜「もんじゅ」の高度化炉心に適用しつつ、実用化への技術の継承を図る計画である。

4.2　高性能炉心

動燃事業団では、ＦＢＲ炉心の固有の特徴を最大限に活かしつつ、安全性、信頼性および経済性に優れ、プルトニウムを多様な形で利用できる高性能炉心を開発するための研究を、核燃料サイクル技術との調和を図りながら実施している。

ＭＯＸ大型炉心については、これまで日米共同の大型臨界実験（ＪＵＰＩＴＥＲ計画）および大型遮蔽実験（ＪＡＳＰＥＲ計画）のデータ等に基づいて解析手法およびコードシステムを改良し、核設計および遮蔽設計手法の整備を進めた[44)45)]。その結果、設計解析精度の飛躍的向上（60万kWe級炉心の初臨界予測精度を±10体→±６体へ、遮蔽体透過後の炉外中性子束設計補正係数を１桁減衰当たり1.35→1.17へ）を達成した（図６参照）。

また、次世代の新型燃料炉心については窒化物燃料を用いた炉心の核特性について、原研の臨界集合体実験装置ＦＣＡを用いた実験を開始するとともに、「常陽」において試作窒化物燃料ペレットの照射試験に着手した。

今後、炉心核特性評価法については、ＭＯＸ大型炉心に加え新型燃料炉心、プルトニウムおよびＭＡ燃焼炉心、安全性向上炉心等多様なＦＢＲ炉心の設計精度を一層向上させることを目的として、核データの測定・評価ならびに臨界実験を実施し、核データライブラリの整備および解析コードシステムの改良を進めていく。また新型燃料炉心については、炉心特性および燃料サイクル技術のフィージビリティ評価を2000年頃までに実施して、燃料製造・再処理技術開発とも整合をとりながらその実用化に向けての研究を発展させていく予定である。

5.　高温構造システムの研究

ＦＢＲシステムでは、冷却材として金属ナトリウムが使用される。ナトリウムは、常圧で約98℃から881℃まで液体であり、軽水炉の冷却水のように高い圧力下で使用する必要がなく、また、伝熱特性に優れ、炉心から効率よく熱を取り出すことができることから、高温プラントを実現できる。この高温低圧システムがＦＢＲ冷却システムの特長であり、このメリットを活かすためには、高温構造設計技術開発、ナトリウムと共存性のよい高強度の材料開発、ナトリウム冷却システムに最適な系統・機器の開発および系統や機器内における伝熱流動特性の把握が重要である。

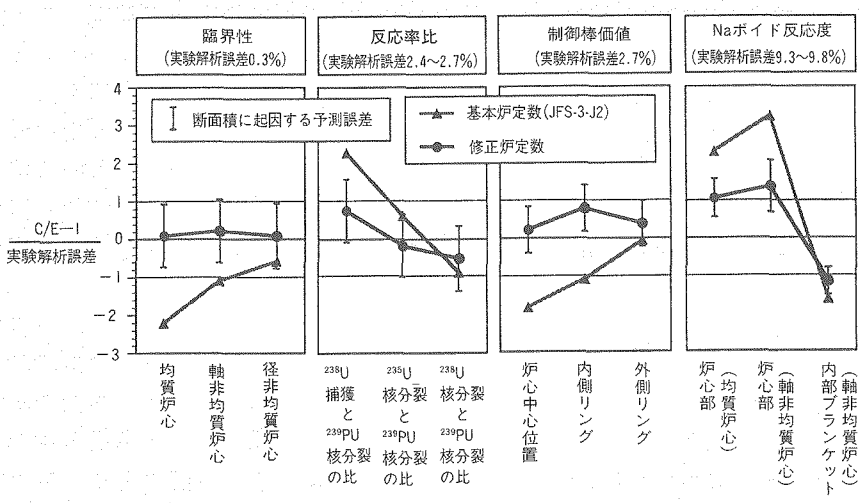


図６　JUPITER 臨界実験の反映による核特性予測精度の向上

「もんじゅ」段階では、運転温度(529℃)が軽水炉の構造設計基準（通産省告示501号）の適用温度上限を上回ったため、新たに高温機器用の設計基準を用意した。すなわち、構造材料の高温強度とこれに及ぼす高温ナトリウム環境効果や中性子照射効果を調べ材料強度基準を策定するとともに、ＦＢＲ機器・配管における各種形態の破損を防止するための評価法、汎用非線形構造解析法、構造設計評価法等を開発し、これらを基に高温構造設計方針を策定した[46]。

また、ポンプや熱交換器等の主要機器については、「常陽」の開発経験を踏まえて原型炉規模に大型化を図り、実規模モデルや縮小モデルをナトリウム中および水中で試験し性能を確認した。特に原型炉段階で加わった蒸気発生器については、実機の熱交換量約1/5に相当するモデルでの試験と解析を行い、「もんじゅ」設計や許認可に反映した。計測技術については、ＦＢＲプラントに特徴的なナトリウム計装（炉心上部計装や主冷却系計装）を中心に開発を進め、タグガス法等による破損燃料検出系、ナトリウム中透視装置の開発も行った。

実証炉段階を経て実用化を目指すためには、高温低圧システムを特長とするＦＢＲ冷却システムの大型化（大容量化)・高性能化に伴う技術課題を経済性と信頼性のバランスの中で克服していく必要がある。高温構造設計法、材料の高性能化および熱荷重緩和方策の高度化による主要機器構造の設計最適化や高信頼性(長寿命を含む)、原子炉構造のコンパクト化や配管短縮、さらには二次ナトリウム系削除等の系統構成簡素化の追求が重要であり、以下に技術課題と研究開発の展開を述べる。

5.1　構造、材料（荷重緩和技術）

ナトリウムはプラント機器を構成する材料にも熱を伝えやすいために、構造物内に温度分布がつき、熱応力が発生し易い。特に応力は運転の過渡状態で大きくなることから、この熱過度応力に対する対策が重要となる。ハード面では高強度の材料の開発や熱応力の緩和構造の採用、ソフト面では熱過渡応力を適切に評価する合理的な高温構造設計手法やバウンダリの構造信頼性評価法の整備等があり、ＦＢＲ固有の研究開発課題となっている。

新しい構造材料の開発に関しては、原子炉出口温度を「もんじゅ」の529℃を越え550℃を達成し得る材料として、1次冷却系機器用にＳＵＳ304に替わりＦＢＲ構造用316（316ＦＲ）を、蒸発器／過熱器用に$2^1/_4$Cr-1Mo鋼とＳＵＳ321の分離使

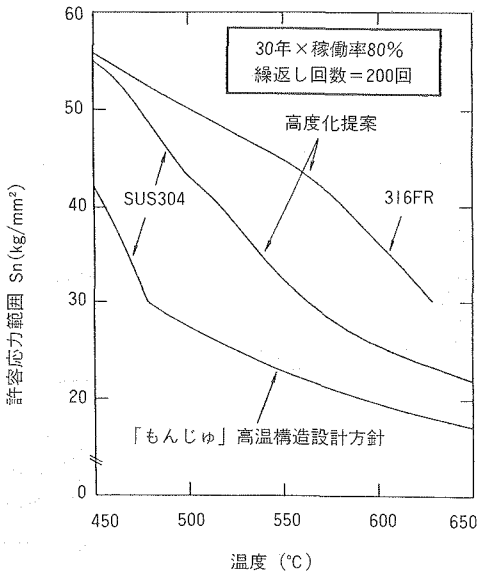


図７　設計基準の高度化による許容応力の向上

用に替わり改良9Cr-1Mo鋼の一体型使用を選定し、材料強度基準案の策定ならびにナトリウムや中性子照射環境効果の評価を進めてきた[48][49]。この成果の一部は、すでに動燃事業団の大型炉設計研究や電気事業者の実証炉概念設計に反映されている。また、316FRについては、「常陽」Ｍｋ-Ⅲ計画で更新される中間熱交換器に使用することとしている。現在、新材料の使用環境の影響を含めた高温熱応力下での長時間使用に伴う経年変化の評価を、溶接部を中心に進めている。

「もんじゅ」の高温構造設計方針は、軽水炉の構造等の技術基準（通産省告示５０１号）を基本に、ＦＢＲ固有の高温低圧条件を考慮した評価体系となっている。過渡時の弾塑性変形と定常時の高温下でのクリープ変形を、弾性解析結果から簡易にかつ適切な裕度をもって算定する手法を開発し、熱応力の繰り返しに伴うラチェット等の過大な変形やクリープ疲労による破損を防止する手法が開発されてきた。その後も、大型化に伴う課題として、ナトリウム液面での縦方向溶接部を想定した設計用の簡易溶接継手評価法[50]や起動・停止の昇降温度条件に見合ったクリープ損傷係数算定法[51]等を開発し、その成果はすでに電気事業者が検討を進めている実証炉用構造設計方針にも反映されている。図７に現状の高温構造設計基準高度化案による設計許容範囲の拡大範囲を示す。

今後は、熱応力に対する構造物の詳細な変形[52]や破損[53]に関する機構のより一層の解明を進め、現在の設計評価体系の中で設計裕度の適正化や信頼性向上を図るとともに、将来に向けてさらに進

んだ合理的な評価体系の構築を、構造解析技術や関連する計算機技術の進歩を踏まえて実施していく。そして、設計法に関して、評価法あるいは設計基準の開発から、荷重の発生にまで踏み込み、簡易手法を系統的に駆使して構造形状の最適化を図る構造最適化手法の開発にも着手している[54]。

簡易解析・評価の裏付けを与える詳細な構造解析技術に関しては、「もんじゅ」の段階で汎用の非線形構造解析コードFINASを開発し、すでに国内約40機関で利用されている。その後も種々の機能の追加を行い、将来的には非弾性ひずみ挙動を精度よく解析できる材料構成方程式の開発、地震時の動的座屈解析機能の追加等を進める計画である[55]。計算機技術の向上による将来の大幅な利用拡大が予想され、これに対応したFINASの機能のバージョンアップは今後一層の期待を集めることとなろう。

バウンダリの構造信頼性評価は、材料内の欠陥が繰り返しの熱応力によって成長し最終的にバウンダリの破損に至る確率を求め、これが十分低い確率に抑えられることを示そうとするものである。「もんじゅ」では、万が一バウンダリが破損するとしても、薄肉構造で低圧というＦＢＲの基本的な特長と、十分に延性の高い材料を高温で使用するため脆性破壊が起きにくいこと等から、配管では大規模破断に至るはるか以前に局部破損が起き、ナトリウムの漏洩が先行し検出できること(破断前漏洩：ＬＢＢ）を、き裂に関する力学的手法により示した。実用化に向けては、初期欠陥の存在確率や使用中の欠陥の発生確率を評価する手法、損傷部位におけるき裂成長特性および高温で脆化し易い溶接部の靱性の評価等により、破損確率の正確な評価と破損時のき裂開口特性に関する研究開発を実施していく必要がある[56]。

稼働中のプラントの余寿命を診断する技術の基礎として、特に熱応力を伴う材料の経年変化を金属組織の変化として検出し、力学的な損傷量あるいは寿命消費率として評価する手法の開発を実施している[57]。将来は、稼働プラントの診断のみならず、設計法への反映や超長寿命プラントの実現など多くの応用性も期待できる。

熱荷重緩和方策は、構造設計において熱応力を低減させるものであり、原子炉容器液面でのサーマルライナや炉壁冷却などの保護構造、温度成層化や温度ゆらぎを緩和する構造、配管ベローズなどの熱膨張吸収構造、形状不連続部の熱応力緩和構造等がある。積極的に荷重発生を低減する手法の開発は、設計解析と評価を組み合わせて実施することになるため、将来的には、構造最適化研究と一体となって体系的な技術として構築していく必要がある。

地震荷重の緩和技術として、建屋水平免震と組み合わせることで３次元的に機器・配管の地震荷重を低減するために、機器上下免震構造の開発を進めている。現在、構造概念の検討と免震要素の開発を進めており、１次冷却系の共通支持床レベルで免震する概念を創出している[58]。この概念の成立性を、地震応答解析に基づき検討を行い、将来の実用化につなげる計画である。

5.2　伝熱流動

FBRの実用化に向けて、適切な安全裕度を確保しつつ合理的な熱流力条件を設定することが重要であり、それには熱流力挙動をより正確にシミュレーションする解析手法が不可欠である。「常陽」／「もんじゅ」およびその後の研究開発を通し

表１　伝熱流動に係わる解析コード体系

対象領域＼事象区分	通常運転	異常な過渡変化	事故	設計基準外事象
燃料集合体	ＡＳＦＲＥ（単相流サブチャンネル解析コード） （圧力損失、乱流混合、ホットスポット温度、局所閉塞） ＳＰＩＲＡＬ ⟷ 集合体詳細熱流動解析コード 二相流サブチャンネル解析コード ⟷ ＳＡＢＥＮＡ			
炉容器プラント機器	ＡＱＵＡ（多次元熱流動解析コード） （温度成層化、サーマルストライピング、自然対流、乱流混合、自由液面） ＤＩＮＵＳ-３ ⟷ 乱流直接シミュレーション解析コード ＳＰＬＡＳＨ ⟷ 有限要素法流動解析コード			
システム	Ｓｕｐｅｒ-ＣＯＰＤ（プラント動特性解析コード） （熱過渡、プラント制御、不安定挙動、運転手順、事故管理）		ＳＳＣ（プラント安全評価解析コード） （自然循環除熱、配管破損、除熱源喪失、受動安全性評価）	

て、これまで開発・整備してきた伝熱流動に係わる解析コード体系を表1に示す。燃料集合体、炉容器／プラント機器およびシステムに対して、それぞれASFRE（単相流)/SABENA（二相流)、AQUAおよびSuper-COPD/SSCを開発・整備している。これらは解析コード体系を構成する基盤コードとして、FBRの設計および安全評価に適用される。

さらに、従来の工学モデルを用いない次世代の解析コードとして、燃料集合体については、集合体内の冷却材流路を微細にメッシュ分割して解析する集合体詳細熱流力解析コード(SPIRAL)[64]、炉容器／プラント機器に対しては、サーマルストライピングによる温度ゆらぎ特性の評価を対象とする乱流直接シミュレーション解析コード(DINUS-3)[65]、および自由液面の安定性や流力振動等の流体ー構造連成の評価を対象とする有限要素法流動解析コード(SPLASH)[66]の開発・整備を進めている。これらの解析コードでは、機器および配管設計の合理化において重要な、流体と構造との熱的ならびに流力的な連成を考慮した精度の高い熱流力特性の評価が可能である。以下にこれらの解析コードの適用例として、DINUS-3コードによるサーマルストライピング解析と、

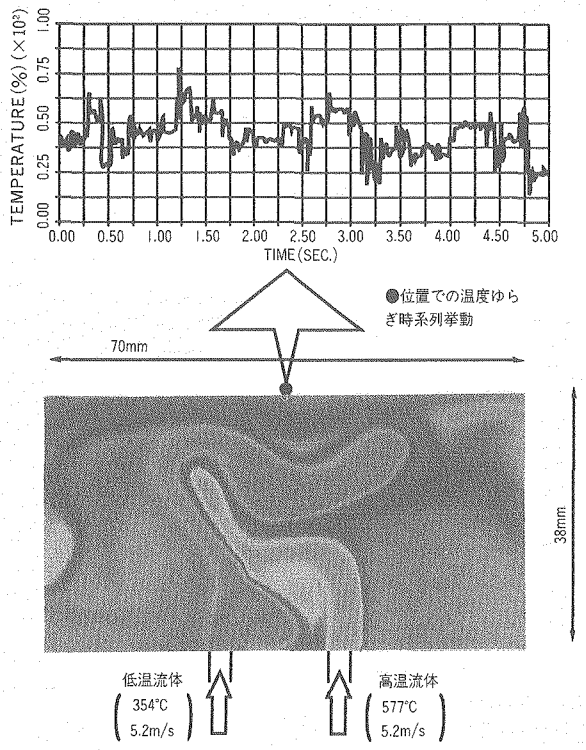


図8　DINUS-3コードによる平行噴流ナトリウム温度ゆらぎ挙動の解析結果

SPLASHコードによる流力振動解析を紹介する。

炉心出口部近傍に位置する構造物のサーマルストライピング対策としては、炉上部機構にライナーなどの保護構造の設置が必要となる。図8に示すように、高温と低温のナトリウムが2本のノズルから流出して混合する様子をDINUS-3コードにより正確に把握することにより、サーマルストライピングの低減ならびに構造の合理化方策を設計検討の段階から取り込むことが可能となる[67]。

また、「もんじゅ」のナトリウム漏洩事故原因となった流力振動現象に関して、構造系の運動方程式と流体系のナビエストークスの式を連立させて、二次主冷却系配管の温度計ウェルの変位とその周囲の流れとの連成挙動を、SPLASHコードによりシミュレーションした結果を図9に示す[68]。ナトリウムは左から右に向かって流れており、温度計をあらわす円が図の左右方向に振動する様子を解析している。流れ方向の自励振動と温度計の周辺に発生する対称な渦が数値シミュレーションにより再現され、解析手法の高度化は設計の合理化だけでなく、このような事故原因の究明にも役立つことが分かる。

一方、FBRの実用化では、原子炉構造のコンパクト化や配管短縮化、自然循環除熱機能の重視等、構造やシステムに革新的な概念を積極的に取り入れて経済性や信頼性を追求していくことも必要である。しかし、革新的概念の採用にともない、原子炉容器内や冷却システムにおける熱流動挙動は、熱および構造に係わる影響因子の複合化により一層複雑になる。したがって、機器構造に対する熱過渡応力の緩和と設計の最適化、崩壊熱除去能力の確保を図るためには、解析コード高度化のための要素レベルの実験および解析モデルの開発・検証は勿論のこと、大型モデルによる原子炉冷却システムの総合ナトリウム試験とそのデータに基づく解析コードの信頼性の確認が重要となる。そこで、大型ナトリウム施設の整備や試験装置の概念設計等を進めている。

5.3　二次ナトリウム系削除

ＦＢＲプラント建設費の低減に大きな効果が期待される二次ナトリウム系削除システムの概念の成立性を見極めるための研究開発[69]を進めている。

二次ナトリウム系削除システムに必要不可欠な高信頼性の蒸気発生器としては、ナトリウム（管

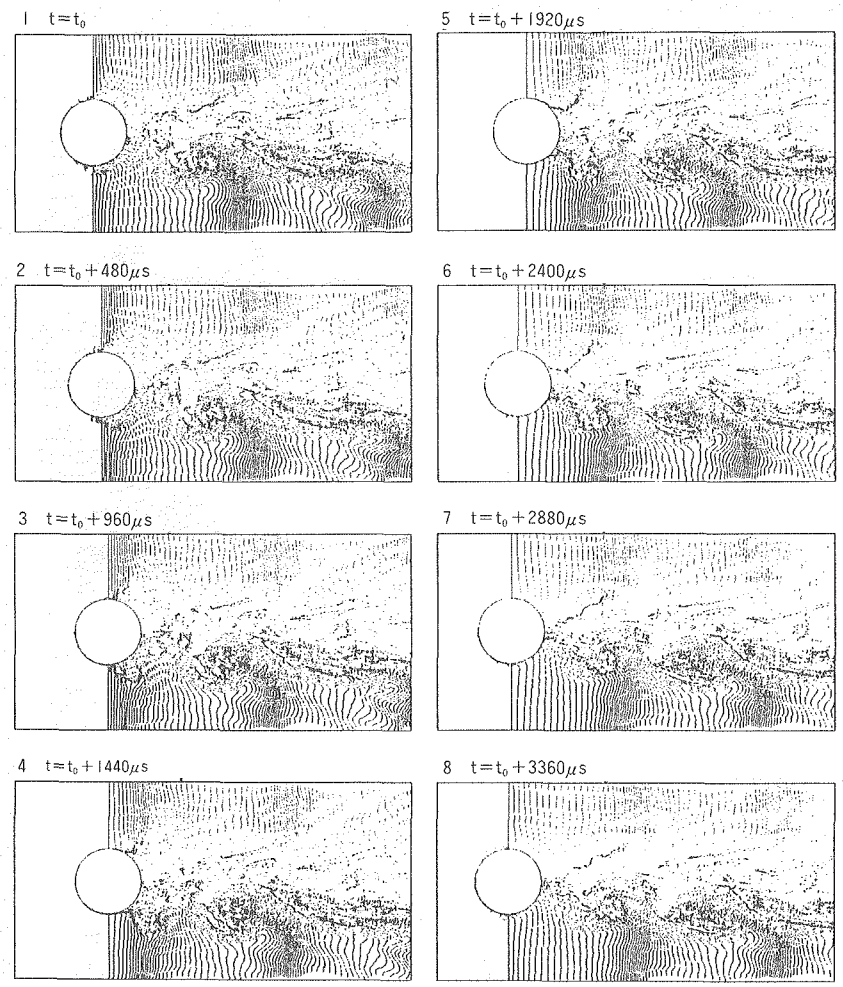


図9　SPLASHコードによる温度計ウェルの流力振動解析

外）と水（管内）の境界をすべて2重にした2重伝熱管（以下、2重管という。）蒸気発生器が有望と考えられており、これに関する研究開発を進めている。この2重管については、ナトリウム側伝熱管と水側伝熱管を機械的に接合した密着型2重管の強度、伝熱、通気特性についての性能把握を終了し、現在、小規模蒸気発生器試験体を用いた熱交換特性[70]や水側からのリーク検出特性の把握を行っている[71)~73)]。

2重管の高信頼性を実証するための研究開発として、信頼性評価手法の開発や蒸気発生器伝熱管破損についての先例調査を行うとともに、例え2重管の貫通リークが生じたとしても急速不安定破壊に至る可能性が小さいことを明らかにした。また、内管リーク検出特性を考慮したき裂貫通確率[74]、ナトリウム－水反応発生確率等の評価を行っていく予定である。

二次ナトリウム系削除システムの安全論理と評価については、設計基準事象からのナトリウム－水反応事象の排除およびリスク評価による設計裕度の確認を行うため、内管／外管破損事象の検出特性やその影響を評価するための解析コードの整備を実施している[75]。

現在までに、2重管蒸気発生器は基本的な熱的、機械的性能を満足していること、2重管構造にしたことにより構造信頼性の向上が顕著であること、および内管が破損した場合の検出特性を明らかにした。今後は、小規模蒸気発生器試験体の検査による構造健全性の確認、総合的なリーク検出システムおよび2重管ＩＳＩ特性の確認、構造信頼性の定量的評価、安全評価手法の検証等を行い、二次系削除システムの成立性を明らかにしていく予定である。

5.4　監視、検査、計測技術

高温低圧を特徴とし、冷却材として金属ナトリウムを使用するＦＢＲプラントの安全性・信頼性を高める観点から、監視、検査、計測技術に関す

る研究開発を進めてきた。冷却材バウンダリの健全性監視については、破断前漏洩（ＬＢＢ）の特徴を活かして、微小ナトリウム漏洩検出を基本としつつ、特定部位について遠隔にて肉眼もしくは体積検査を可能とするＩＳＩ技術開発を行い、「もんじゅ」使用前検査に反映した[76]。また、炉心およびナトリウム冷却系を対象に、核計装やプロセス（温度、流量、圧力、液位）計装の開発を行いプラントに適用するとともに、異常検出の一環として蒸気発生器におけるナトリウム－水反応監視システムを開発した。

今後は、ナトリウム漏洩検出時間短縮のための検出系高度化技術、高温ナトリウム環境下における原子炉内構造物の視認技術、炉心変位の計測手法、冷却材ナトリウム中気泡の監視手法、主配管ナトリウム温度の超音波計測手法、炉心内中性子束分布の精度良い計測手法等の開発と、関連する遠隔操作技術の開発を進めていく予定である。

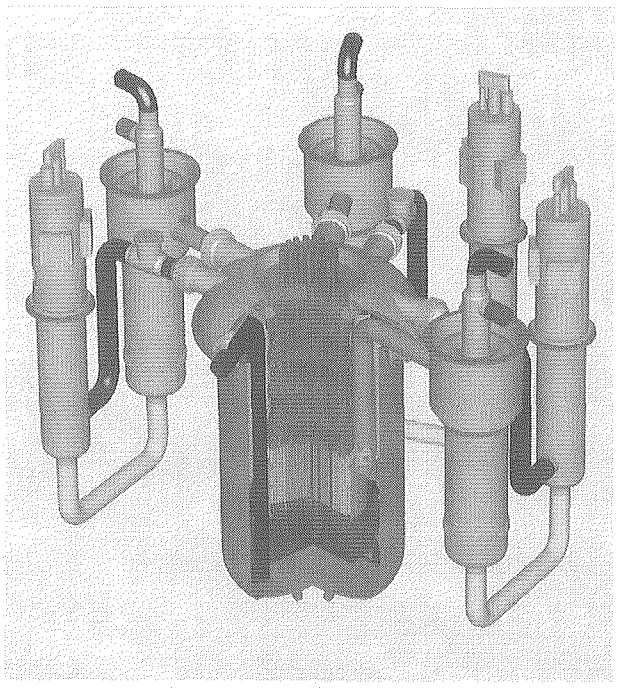


図10　原子炉構造および1次系鳥瞰図

6．プラントシステム設計研究

前述の研究開発の成果を総合し、安全性、経済性のあるシステムとしての成立性を評価し、かつ研究開発の目標を明確にするため、プラントシステムの設計研究を行ってきている。これまでの成果としてループ型大型炉については、ヘッドアクセス方式の概念により出力規模増大に係わる原子炉構造、冷却系等の設計成立性の観点からの検討を行ってきており、130万kWe級プラントまでの見通しを得ている。

また、酸化物（ＭＯＸ）燃料と同様に湿式再処理が可能であり、将来のＦＢＲ燃料として期待されている窒化物（ＭＮ）燃料をナトリウムボンド型燃料として用いる方式についても設計研究を展開した。その結果、水素化ジルコニウムを炉心に少量添加してスペクトルを調整することおよび主ポンプ流量半減時間を20秒程度まで延長することにより、130万kWe級の大型プラントにおいても流量喪失スクラム失敗事象（ＵＬＯＦ）および過出力スクラム失敗事象（ＵＴＯＰ）を想定しても、ほぼドップラー反応度フィードバックのみにより冷却材沸騰を防止できる固有安全性を有する炉心であることが判った。

上記の主ポンプ流量半減時間の大幅な延長に関しては、過渡時の熱応力解析を実施し、冷熱過渡に対する炉構造および冷却系機器の構造健全性を確認するとともに、炉内配管破断等の事象解析も実施してプラントの安全性を総合的に確認した。

なお、炉心設計においては水素化ジルコニウムの添加割合を最適化することにより、径ブランケット層数１層の条件で増殖比1.2を満足できるとともに、炉心径の縮小により原子炉構造への負担が軽減された。

また、原子炉容器上部構造を抜本的に変更した上鏡蓋型原子炉容器および冷却材流路を有する炉内上部構造の耐震性を中心とした構造成立性を検討し、安全性および経済性の向上を図ったヘッドアクセス方式による配管を短縮したループ型大型ＦＢＲの概念を明らかにした(図10参照)。その結果、固有安全性強化のために必要なプラント温度条件の変更、冷却系機器仕様の変更が経済性に及ぼす影響は有意なものでないことが判った。このように設計基準事象における安全余裕が著しく拡大されており、ＭＮ燃料の特長を固有安全性強化に最大限に活かしたＦＢＲ概念を構築することができた。

さて、平成６年度策定の原子力開発長期計画に将来の核燃料リサイクル体系の確立に向けた先進的核燃料リサイクル技術開発、特にアクチニドリサイクルへの取り組みについて示されている。これまで大型炉および先進リサイクルシステムの設計研究を進めてきており、平成６年度より本格的にリサイクル試験炉の研究を開始した。

ＦＢＲの実用化のためには、高燃焼度化、運転サイクル長さ延長等の経済性の向上、受動的安全性の強化等の安全性の向上、環境へ与える負荷の低減、核拡散抵抗性の向上等が必須である。この

条件を満たしつつリサイクルシステムを実現するには、炉心・燃料が次の機能を持つことが重要である。

①　経済性向上および安全性向上を目指し、燃料製造公差の緩和を図りながら、高性能炉心を実現するとともに炉心固有の受動安全性により、ＡＴＷＳ事象を想定した場合にも冷却材沸騰と燃料溶融を防止できる。

②　環境負荷低減のために、マイナーアクチニド（ＭＡ）を炉心へリサイクルして燃焼させ、高レベル廃棄物への移行量を減少できる。

③　核不拡散の強化のために、プルトニウム燃焼の柔軟性を確保するとともに、低除染燃料を隔離された系内で取り扱えるリサイクルシステムである。

このような機能を有する先進的核燃料リサイクルの中に位置づけられる実用リサイクル炉プラント概念の設計検討を実施し、その実現に必要な開発項目を明確にし、開発に必要な試験炉の概念設計検討を行った。現在の実用リサイクル炉の特徴を以下に示す。

①　固有安全炉心および15万 MWd/t の長期運転サイクル炉心

②　ＭＡを含むＭＯＸ燃料炉心および固体廃棄物を削減したダクトレス、短尺化ノズルの燃料集合体（図11参照）

③　プルトニウム燃焼の柔軟性確保のための炉心構成の変更が可能な炉心

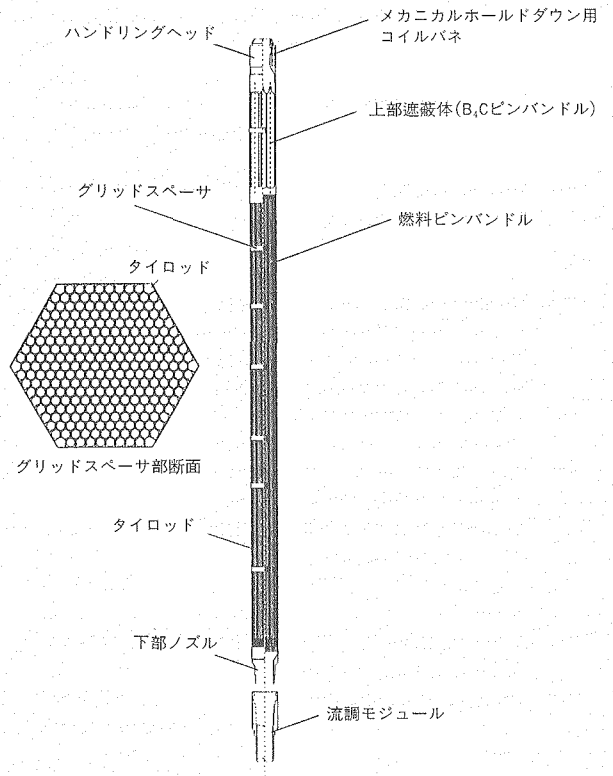


図11　ダクトレス燃料集合体概念図

今後、ＭＮ燃料炉心について、ＭＡ添加量、燃焼度20万 MWd/t への増大の検討を実施する予定である。

リサイクル試験炉は、実用リサイクル炉心がＦＢＲ技術体系の確立に相応しいものとなるよう各種試験・実証を行うものと位置づけられる。そのため、リサイクル炉心開発計画、試験炉での試験内容と試験炉運用を想定し、原子炉出力と試験炉運用を含めた特徴的なプラント構想を検討した。すなわち、

①　炉心径最大径2.5m（炉物理試験），最小径1.6 m（照射試験）

②　燃焼度約15万 MWd/t,最大出力400MWt

③　ダクトレスのＭＯＸおよびＭＮ（ＭＡ添加）燃料炉心

④　P_U増殖から燃焼までの柔軟性を有するための炉心構成変更の容易な引抜型炉心上部機構・交換可能な流調モジュール概念

⑤　ヘッドアクセスループ型炉（主冷却系２系統）とし、大型炉炉物理試験、過渡試験（固有安全炉心の確認を含む）、照射（燃焼）試験を行う構想を検討した。今後は、試験炉プラント概念をさらに詳細化するとともに、想定した種々の前提条件を確認し、リサイクル炉概念の開発および先進的核燃料リサイクル技術開発との協調を図りながら、試験炉での試験シミュレーション解析等を行い、リサイクル試験炉の概念を明確にしていく。

7.　おわりに

ＦＢＲの実用化を目指したＦＢＲ固有の技術開発における研究開発を中心に述べてきたが、これらの研究開発を進めるに当たっては、「もんじゅ」の大型機器システムの開発試験を主体としてきた大洗工学センターを、今後、

①　ＦＢＲ固有の技術体系の確立を目指した「基盤技術開発」

②　「常陽」、大型ナトリウム施設、燃料材料開発施設等を活用した「試験研究」

③　ＦＢＲによる先進的核燃料リサイクルシステムを構築するための「システム開発」

等、広範囲な研究開発の展開が図れる拠点へと発展させる必要がある。

日本は国際的にもＦＢＲ開発をリードすべき状況であり、技術開発の中核として動燃事業団は大

洗工学センターおよび「もんじゅ」を拠点として、ＦＢＲの研究開発を開かれた体制で行い、優れた国内外の人材を結集していく必要がある。

そのため、大洗工学センターでは今後、「常陽」の高度化計画（ＭＫ-Ⅲ計画）の推進と、大型ナトリウム施設、燃料材料試験施設および安全性試験施設について、研究開発の高度化等に向けた整備を段階的に進めていく。また、国内外に開かれ、優れた研究者の結集と研究ネットワークの構築が可能となるよう、海外の研究開発機関、大学および国立研究所等との研究協力の推進ならびに高速炉国際特別研究員制度の活用による人材招聘等を引き続けて行い、国際的な研究開発拠点にふさわしい研究開発環境整備を進めていく予定である。

参考文献

1) H. Tsai, et al. : Trans. 11th Int. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, *1*. C, p. 179 (1991).
2) H. Tsai, et al. : "Behavior of Mixed-Oxide Fuel Elements during an Overpower Transient, "*J. Nucl. Mater*., 204, p. 217 (1993).
3) H. Tsai, et al. : "Behavior of Mixed-Oxide Fuel Elements during the TOPI-1E Transient Overpower Test, " Proc. 1994 Int. Mtg. on Advanced Reactor Safety, Pittsburg, PA (April 17-24, 1994).
4) J. Papin, et al. : "Fuel Pin Behavior under Conditions of Control Rod Withdrawal Accident in CABRI-2 Experiments, " Proc. Int. Mtg. on Sodium Cooled Fast Reactor Safety, Obninsk, Russia (Oct. 3-7, 1994).
5) 深野義隆、他："CABRI-FAST 炉内試験評価(2)：ランプ型過出力時の中空燃料挙動"、*日本原子力学会*、予稿集 E30 (1996).
6) G. Kayser, et al. : "Main SCARABEE Lessons and Most Likely Issue of the Sub-Assembly Blockage Accident, "Proc. Int. Mtg. on Sodium Cooled Fast Reactor Safety, Obninsk, Russia (Oct. 3-7, 1994).
7) J. Aberle, et al. : "Conclusions from MOL-7C/6 on Local Faults in Irradiated Mixed Oxide Fuel Sub-Assemblies, "Proc. Int. Mtg. on Sodium Cooled Fast Reactor Safety, Obninsk, Russia (Oct. 3-7, 1994).
8) Kamide H., Ieda Y., et al. : "Core-Plenum Thermohydraulics under Decay Heat Removal by Natural Circulation -Sodium Experiments for Seven-subassembly Model-, " *Proc. Int. Top. Mtg. on Sodium Cooled Fast Reactor Safety, Obninsk, Russia*, 1. 4, p. 6-64, (1994).
9) Kamide H., Toda S., et al. : "Intersubassembly heat transfer during natural circulation decay heat removal of FBRs-Multi-subassembly sodium experiments-, " *Proc. 3rd JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nucl. Eng., Kyoto, Japan* (Apr. 23-27, 1995).
10) 軍司稔："自己作動型炉停止機構 (SASS)の開発"、*動燃技報 79 号* (1991).
11) U. Imke, et al. : "Status of The SAS4A Code Development for Consequence Analysis of Core Disruptive Accidents, " *Proc. Int. Mtg. on Sodium Cooled Fast Reactor Safety*, Obninsk, Russia (Oct. 3-7, 1994).
12) Kondo S., et al. : "SIMMER-III: A Computer Program for LMFBR Severe Accident Analysis, " *Proc. Int. Conf. on Design and Safety of Advanced Nucl. Power Plants*, Tokyo, Japan (Oct. 25-29, 1992).
13) 野中信之、他："FBR 安全性炉内試験計画 SERAPH (1)：計画の目的と検討の概要"、*日本原子力学会、秋の大会予稿集 D9* (1995).
14) Nonaka N., et al. : "Study of In-Pile Test Facility for Fast Reactor Safety Research:Performance Requirements and Design Features, "*Proc. ENS Class* 1 *Top. Mtg. on Research Facilities for The Future of Nucl. Energy*, Brussels, Belgium (June, 1996).
15) Himeno Y., Miyahara S., et al. : "Engineering Scale Tests on Sodium Leak and Fire Accident and Its Consequences in Auxiliary Building of Fast Breeder Reactors", *Proc. Int. Conf. Liquid Metal Engineering and Technology* (LIMET-88), (1988).
16) 大野修司、川田耕嗣、他、："ナトリウム漏洩燃焼に関する研究"、*動燃技報 92*, (1994).
17) Miyake O., Miyahara S. et al. :"Sodium Pool Combustion Codes for Evaluation of Fast Reactor Safety", *J. Nuc. Sci & Tech 28* [2] , (1991).
18) 高速増殖炉もんじゅ建設所："40% 出力運転中に於ける２次主冷却系ナトリウム漏洩事故について－第４報報告書－"、(Sep. 1996).
19) 広井博、他："「もんじゅ」事故と原因究明の現状" 動燃技報 99、P23 (1996).
20) Seino H., Miyake O. : "Computer Code Development for Sodium Fire and Source Term Evaluation of FBR, " Int. Topical Mtg. on Sodium Cooled Fast Reactor Safety (FRS'9 4), (1994).
21) 田辺裕美、黒羽光男、他："FBR 蒸気発生器の安全性研究"、*原子力工業*、*34*, No. 1, P69, (1988).
22) Hamada H., Tanabe H. :"Analysis of Design Basis Leak Event in a Large LMFBR Steam Generator, " *Int. Conf. on Design & Safety of Advanced Nuclear Power Plants* (ANP92), P18-5, (1992).
23) 宇佐美正行、下山一仁、他："高クロム系鋼の耐ナトリウム－水反応"、原子力学会誌、*33*, No. 4, (1991).
24) 浜田広次、R. Currie, ："PFR 蒸発器での蒸気注入試験時水素挙動解析"、原子力学会春の大会予稿集 (E58), (1995).
25) Miyahara S., Himeno Y. :"Development and Validation of ABC-INTG Code, " Proc. CSNI Specialists Mtg. on Nuclear Aerosols in Reactor Safety, " KfK3800, CSIN95 p. 416, (1985).
26) Miyahara S., Sagawa N., et al. :"Iodine Mass Transfer from Xenon-Iodine Mixed Gas Bubble to Liquid Sodium Pool, (I) Experiment, "*J of Nuc. Sci. & Tech.*, *33*, No. 2, p. 128 (1996).
27) Miyahara S., Sagawa N. :"Iodine Mass Tra-nsfer from Xenon-Iodine Mixed Gas Bubb-le to Liquid Sodium Pool, (II) Develop-ment of Analysis Model, " *J of Nuc. Sci. and Tech.*, *33*, No. 3, p. 220 (1996).
28) 栗坂健一："高速炉機器信頼性データベースの開発"、*動燃技報 98 号*、pp. 18 －31 (1996).
29) Hioki K., Nakai R. : "PC-based Support Programs Coupled with the SETS Code for Large Fault Tree Analysis", *PSA '89, Pittsburgh*, (1989).
30) 近藤悟："高速増殖炉プラントのレベル2-PSA について"、*第５回 PSA に関する国内シンポジウム*、pp. 24 －28 (1990).
31) Nakai R., Kani Y. : "A Living PSA System LIPSAS for an LMFBR, " *PSA '91*, Vienna, (June, 1991).
32) 中井良大、日置一雅、佐久間孝志、可児吉男："高速炉プラントの系統・機器信頼度評価"、*PNC TN9410 91-335* (1991).
33) 佐久間孝志："人的信頼度評価システムの開発"、*PNC TN9410 91-324* (1991).

34) 圷正義、藤原昭和、鈴木惣十、他："「常陽」による高速炉技術開発の成果と将来展望"、*PNC TN9410 92-81* (1992).

35) 道野昌信、沢田誠："「常陽」運転管理システムの開発"、*動燃技報*、**93** (1995).

36) 玉置哲男、山本博樹、佐藤増雄、他："知的警報処理による「常陽」異常時運転支援システム"JOYCAT"'、*原子力学会誌*、**34**, No. 7, pp. 665～667 (1992).

37) 市毛聡、小川徹、遠藤昭："高速実験炉「常陽」における設備保全と機器故障の分析"、*動燃技報*、**77** (1991).

38) 寺門嗣夫、鹿志村洋一："「常陽」制御棒操作自動化システムの開発"、*動燃技報*、**91** (1994).

39) 有井祥夫、冨田直樹、前田彰、他："高速実験炉「常陽」の炉心高性能化計画(MK－III計画)"、*原子力学会誌*、**38**, No7, pp. 577～584 (1996).

40) 立石嘉徳、他："高速炉炉心材料用改良SUS316ステンレス鋼の開発"、日本原子力学会誌、**30**, No. 11, p. 1005 (1988).

41) 鹿倉栄、他："高速炉炉心材料用改良オーステナイト鋼の開発"、日本原子力学会誌、**36**, No. 5, p. 441 (1994).

42) 鹿倉栄、他："高速炉炉心材料としての高強度フェライト／マルテンサイト鋼の開発"、日本原子力学会誌、**33**, No. 12, p. 1157 (1991).

43) Ukai S., et al. : Proc. Int. Symp. on Material Chemistry in Nuclear Environment, p. 891 (March 14-15, 1996)

44) 石川眞、山本敏久、竹田敏一：「高速炉炉心核特性解析システムの高度化」、*日本原子力学会誌*、**36**, No. 11, p. 1031 (1994).

45) 庄野彰、角田弘和、竹村守雄、他：「大型高速炉遮蔽解析手法の開発」、*日本原子力学会誌*、**38**, No. 9, p. 760 (1996).

46) 永田敬、和田雄作、他："高速炉用高温構造設計基準に関する研究開発"、*動燃技報*、**65**, pp. 39-71 (1988).

47) Imazu A., et al.: "Recent Achievements at PNC in the Development of High Temperature Structural Design Methods for FBR Components", *Nucl. Engrg.* Des. 138 (1992).

48) 青砥紀身、和田雄作："既存鋼種とのアナロジイによる新規開発材料の高温材料特性評価手法"、*機械学会論文集A編*、56巻 523号 (1990).

49) 和田雄作："高温ナトリウム中の熱過渡強度に優れた構造材料の開発"、*動燃技報*、**80** (1991).

50) 谷川雅之、永田敬、他："原子炉容器液面近傍縦継手の疲労損傷評価法"、*機械学会論文集A編*、56巻 526号、PP. 1389-1395 (1990).

51) Nagata T., et al.: "Advanced in Elevated Temperature Structural Design Code for FBR", *Post Conf. SMiRT-10, Construction Code & Engineering Mechanics Seminar* **15**, 2A. 1-35 (1989).

52) Kasahara N., et al.: "Advanced Creep-Fatigue Evaluation Rule for Fast Breeder Reactor Components:Generalization of Elastic Followup Model", *Nucl. Engrg. Des.* **155**, pp. 499-518 (1995).

53) Yamashita T., et al.: "Development of Strain Limit Criterion System for Elevated Temperature Structural Design Rules", *13th SMiRT*, I (Div. E), pp. 433-438 (1995).

54) 笠原直人、井上正明："オブジェクト指向過渡熱応力リアルタイムシミュレーションコードPARTS (1)プロトタイプの設計"、機械学会第8回計算力学講演会論文集、pp. 283-284 (1995).

55) 月森和之、岩田耕司："FINASの現状と将来展望"、計算工学会計算工学講演会論文集第1巻第2号、pp. 771-774 (1996).

56) Wakai T., et al.: "Development of Simplified Methods for Fatigue Crack Growth Assesment under Cyclic Thermal Loadings", IAEA Specialists' Meet. on Advanced Structural Integrity Assesment Procedures, San Carlos de Bariloche, Argentina (1994).

57) Ueno F., et al.: "Study on Metallographic Damage Parameter in Creep-Damage-Dominant Condition under Creep-Fatigue Loading", *Nucl. Engrg. Des.* **162**, pp. 85-95 (1996).

58) Morishita M., et al.: "A Conceptual Study on Vertical Seismic Isolation for Fast Reactor Components", *13th SMiRT, Vol.* III (Div. K), pp. 615-620 (1995).

59) Ninokata H. : 14th Mtg. of LMBWG, Brasimone (1991).

60) Ohshima H., et al. : Proc. FRS'94, Obninsk, **2**, pp. 280-289, (1994).

61) Muramatsu T., et al. : "Investigation of turbulence modelling in thermal stratification analysis", *Nucl. Eng. & Des.*, **150**, pp. 81-93, (1994).

62) Maekawa I. : "Numerical diffusion in single-phase multi-dimensional thermal-hydraulic analysis", *Nucl. Eng. & Des.*, **120**, pp. 323-339, (1990).

63) Yamaguchi A., et al. : Proc. NURETH-4, Karlsruhe pp. 398-405, (1989).

64) Shimizu T., et al. : "Distributed parameter analysis for the prediction of the fine structure of flow and temperature fields in wire-wrapped fuel pin bundle geometries", *Nucl. Eng. & Des.*, **120**, pp. 369-383, (1990).

65) 村松壽晴、他：*日本原子力学会誌*、**36**, No. 12, pp. 1152-1163, (1994).

66) 山口彰、他：*原子力学会秋の大会予稿集 D53*, (1994).

67) Muramatsu T. : *Nucl. Tech.*, **113**, pp. 54-72, (1996).

68) 山口彰：原子力学会秋の大会、熱流動部会総合講演 (1996).

69) 田辺裕美、仲井悟、他："2次系削除型FBRシステムの開発"、*日本機械学会 第71期全大会*、**90**. 1991 (1993).

70) 仲井悟、佐藤博之："2重管蒸気発生器の開発－2重管蒸気発生器伝熱流動評価－"、*動燃技報*、**90** (1994).

71) 寺奥拓史、木曽原直之："2重管蒸気発生器の開発－内管リーク検出特性評価－"、*動燃技法*、**96** (1996).

72) Kisohara N., et al. : "Feasibility study on double-wall-tube type steam genera.," Int. Conf. on Fast Reactors& Related Fuel Cycle、*日本原子力学会* (1991).

73) 仲井悟、佐藤博之："2重管蒸気発生器の開発（小型モデルによる2重管蒸気発生器伝熱流動評価）"、*動燃技報* **90** (1994).

74) 若井隆純、町田秀夫、他："確立論的構造信頼性評価法の開発と2重管伝熱管"、*動燃技法* **84** (1992).

75) 浜田広次、田辺裕美："2次系削除型FBR用水素気泡溶解挙動解析コードの開発"、*原子力学会、春の年会* (F50), (1993).

76) Rindo H., et al. : "Research and Development of In-Servise Inspection System for Reactor Vessel of FBRs," *The Second Int. Conf. on Nucl. Engineer., ASME/JSME* (1993).

100号
記念特集号

新型転換炉の研究開発

速水義孝　成尾一輝　福村信男*
望月弘保*2　小池通崇*3　相原永史*4

動力炉開発推進本部
*ふげん発電所
大洗工学センター
*2安全工学部　*3基盤技術開発部　*4実験炉部

資料番号：100－3

Research and Development of Advanced Thermal Reactor

Yositaka HAYAMIZU　Kazuteru NARUO　Nobuo FUKUMURA*
Hiroyasu MOCHIZUKI*2　Mitsutaka KOIKE*3　Nagafumi AIHARA*4
Reactor Development Project, Head Office
* Fugen Nuclear Power Station
*2 Safety Engineering Division, O-arai Engineering Center
*3 Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center
*4 Experimental Reactor Division, O-arai Engineering Center

新型転換炉（ATR）は、昭和41年５月にナショナル・プロジェクトとして自主開発を進めることが決定された。これを受けて動燃事業団は原型炉「ふげん」の開発およびATR実証炉設計のための研究開発を行ってきた。研究開発の成果は「ふげん」に反映され、「ふげん」は昭和54年３月の運転開始以来順調な運転を続けている。また、昭和49年から開始された電気出力606MWの実証炉の設計に反映された。しかし、平成７年８月に原子力委員会で実証炉建設計画の中止が決定され、今までの研究開発成果はとりまとめて今後プルトニウム利用技術の高度化に活用していくこととなった。

本稿では、ATRの研究開発としてこれまでに行ってきたプラントシステムの評価研究、炉物理研究開発、伝熱流動研究開発、部品機器研究開発、安全性研究開発、供用期間中検査技術研究開発、国際協力等の成果についてとりまとめ報告する。

1．はじめに

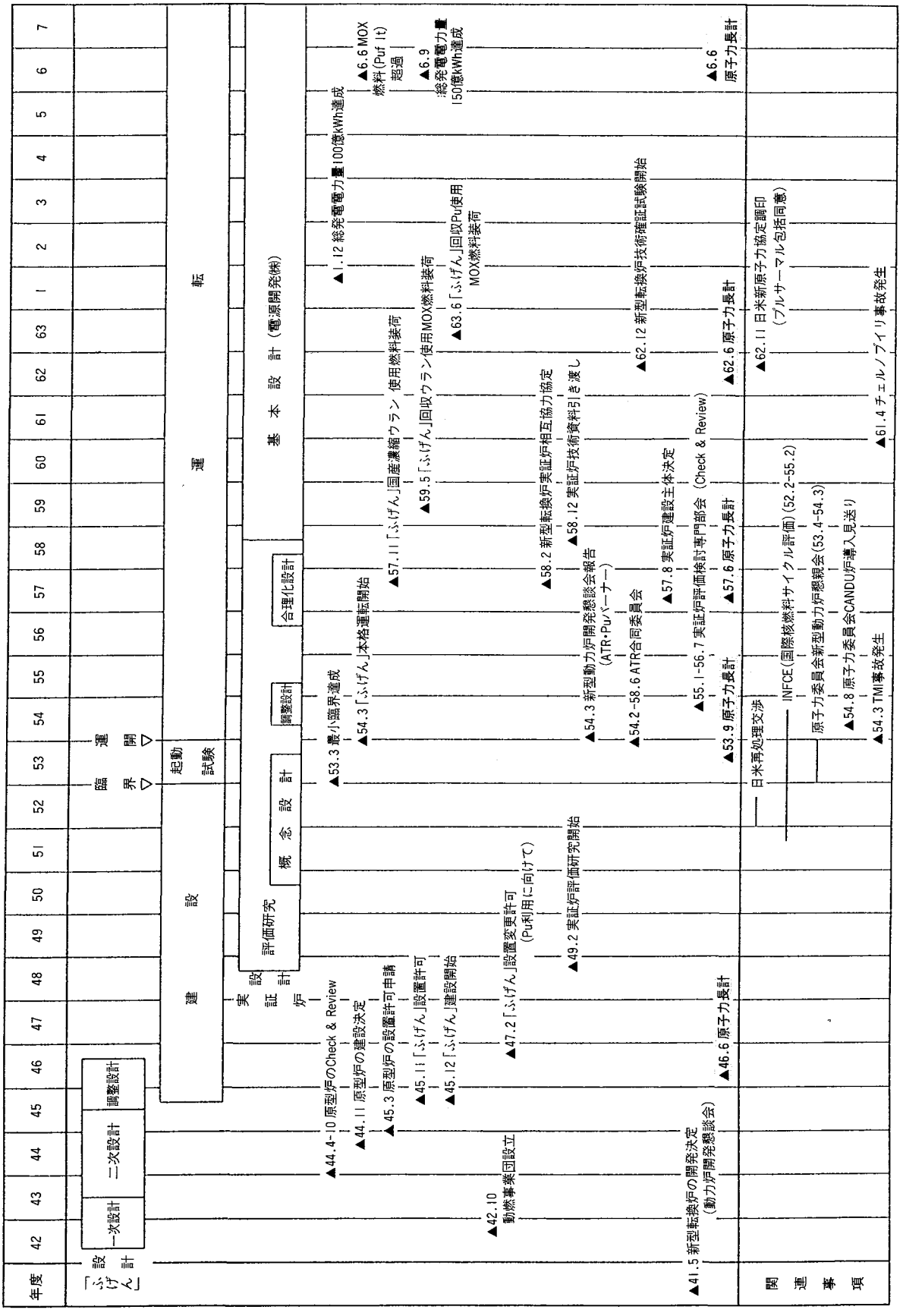
新型転換炉（ATR）は、減速材に中性子吸収の少ない重水を使用し、冷却材に軽水を使用しているため、核分裂で発生した高速中性子が燃料と分離された重水中で十分に減速された熱中性子として燃料に供給される。十分に減速された熱中性子に対してウランとプルトニウムの核特性は大きな差がないこと、さらにプルトニウム同位体間においても差がない。これにより、ATRは、MOX燃料として組成の異なるプルトニウムや高次プルトニウム、またMOX燃料の母材として回収ウランおよび劣化ウランを有効に利用できるなど核燃料利用における柔軟性に富んでいる。

この原子炉の特長から、我が国は以下の炉型戦略上の長所があるとして、昭和41年５月、ナショナル・プロジェクトとして自主開発を進めることを決定した。

①核燃料の利用効率に優れる
②核燃料の多様化が図れる
③高速増殖炉が遅れた場合の補完効果が大きい

ATRは、軽水炉の技術と経験が大幅に活用できることから、実験炉段階を省略して原型炉の開発から着手することとし、原型炉「ふげん」の設計・建設・運転を明確な目標として、研究開発を実施してきた。この開発成果に基づいて、「ふげん」は昭和54年３月運転を開始した。

原子力委員会は、「ふげん」の順調な運転実績を踏まえて、昭和57年８月、実証炉の建設主体を電源開発（株）とし、実証炉に必要な研究開発およびプルトニウム燃料の加工は動燃事業団が行うこ


年度
42
43
44
45
46
47
48
49
50
51
52
53
54
55
56
57
58
59
60
61
62
63
1
2
3
4
5
6
7
「ふげん」
一次設計
二次設計
調整設計
建設
運転
臨界
運開
起動試験
実証炉設計
評価研究
概念設計
調整設計
合理化設計
基本設計（電源開発㈱）
▲42.10 動燃事業団設立
▲41.5 新型転換炉の開発決定（動力炉開発懇談会）
▲44.4-10 原型炉のCheck & Review
▲44.11 原型炉の建設決定
▲45.3 原型炉の設置許可申請
▲45.11「ふげん」設置許可
▲45.12「ふげん」建設開始
▲46.6 原子力長計
▲47.2「ふげん」設置変更許可（Pu利用に向けて）
▲49.2 実証炉評価研究開始
▲53.3 農小臨界達成
▲54.3「ふげん」本格運転開始
▲53.9 原子力長計
▲54.3 新型動力炉開発懇談会報告（ATR・Puバーナー）
▲54.2-58.6 ATR合同委員会
▲55.1-56.7 実証炉評価検討専門部会（Check & Review）
▲57.6 原子力長計
▲57.11「ふげん」回収ウラン使用燃料装荷
▲57.8 実証炉建設主体決定
▲58.2 新型転換炉実証炉相互協力協定
▲58.12 実証炉技術資料引き渡し
▲59.5「ふげん」回収ウラン使用MOX燃料装荷
▲61.4 チェルノブイリ事故発生
▲62.6 原子力長計
▲62.11 日米新原子力協定調印（プルサーマル包括同意）
▲62.12 新型転換炉技術確証試験開始
▲63.6「ふげん」回収Pu使用MOX燃料装荷
▲1.12 総発電電力量100億kWh達成
▲6.6 MOX燃料（Puf It）超過
▲6.9 総発電電力量150億kWh達成
▲6.6 原子力長計
関連事項
日米再処理交渉
INFCE（国際核燃料サイクル評価）（52.2-55.2）
原子力委員会新型動力炉懇親会（53.4-54.3）
▲54.8 原子力委員会CANDU炉導入見送り
▲54.3 TMI事故発生

図Ⅰ　ＡＴＲ開発の経緯

表１　新型転換炉研究開発成果の活用

項　　目	研究開発成果の活用
1.MOX燃料設計・製造技術の開発	○軽水炉および高速増殖炉のMOX燃料設計・製造技術に反映可能
2.炉心管理手法の開発	○軽水炉および高速増殖炉のMOX燃料炉心の炉心管理手法に反映可能 ・Am濃度およびPu組成比の燃焼度への影響評価手法等の開発
3.MOX燃料再処理技術の開発	○軽水炉および高速増殖炉のMOX燃料再処理技術に反映可能
4.保障措置、核物質防護等核不拡散システムの開発	○軽水炉および高速増殖炉でMOX燃料を用いる場合の核不拡散システムに反映可能
5.MOX燃料輸送技術の開発	○軽水炉および高速増殖炉用MOX燃料等の輸送技術に反映可能
6.安全確保技術の高度化	○旧ソ連・東欧への安全協力 ○近隣アジア地域の原子力安全支援
7.モニタリング装置、配管群検査装置等の開発	○圧力管型原子炉（旧ソ連型原子炉等）への設備健全性確認技術として国際技術貢献
8.トリチウム関連技術の開発	○核融合炉技術への貢献・トリチウム分離技術・トリチウム取扱技術

とを決定した。これを受けて、動燃事業団は昭和58年２月、電源開発（株）との間で「新型転換炉実証炉開発に関する相互協力基本協定」を締結し、同年12月に実証炉設計を引き渡した。

昭和62年度からＡＴＲ実証炉に係わる研究開発は、通産省が「新型転換炉技術確証試験」として電源開発(株)に委託して実施することになり、動燃事業団はこの一部を電源開発(株)から受託して実施した。また、動燃事業団独自のATRの研究開発として、実用化に向けてATR基盤技術の開発を「ATR基盤研究」として推進することとした。ATRの基盤研究は、ATR特有な要素技術の基礎となる基盤技術の開発研究で、その目的は安全性を確保しつつ経済性を向上させた実用炉の概念の構築およびそれを裏付ける技術の実現性の見通しをたてることである。ＡＴＲ基盤研究として、実用炉の概念の構築、高性能・高燃焼度燃料の開発およびシビアアクシデント研究を中心とした安全研究を実施してきた。図１にＡＴＲ開発の経緯を示す。

原子力委員会は、平成７年８月25日、実証炉建設計画および実用化計画を念頭に置いた研究開発の中止を以下の理由等により決定した。

1) 電源開発(株)の実証炉建設計画が10年間にわたり、１年ずつ延伸され、抜本的かつ効果的な合理化設計を十分実施しえなかったため、結果として、革新技術の導入、燃料価格の大幅低下等により経済性が向上している他の電源と比して大幅に経済性が悪化した。

2) ATRはプルトニウム等を柔軟かつ効率的に利用でき、また、MOX燃料利用にかかわる世界的な実績を有するものの、軽水炉によるMOX燃料利用計画の進捗等によって、MOX燃料を利用する炉としての役割等は、他によって代替されうる環境が生じて来つつあり、その状況が当分の間継続する見通しである。

原子力委員会は、その決定の中で、今後ATRの研究開発として以下の研究を進めることとした。

①　将来の核燃料の需給動向の変化に備え、プルトニウム、回収ウラン等を柔軟かつ効率的に利用できるとのATRの特長を活かしていくための調査・研究を進める。

②　地元との信頼関係を確保しながら、「ふげん」の特長を活かし、プルトニウム利用技術開発施設、国際的共同研究施設等として利用していく。

今までのATRにおける自主技術開発成果および今後の開発の成果は、我が国の軽水炉でMOX燃料を利用推進していく上で役立つのみならず、旧ソ連・東欧および近隣アジア地域の原子力安全支援に活用していくことが期待されている。

平成元年までの研究開発の成果は、「動燃技報No.73 (1990．３)」に詳細に記述している。この報告書では、従来の研究成果も一部レビューしながら、その後の研究開発成果を中心に述べることとする。

調査研究および「ふげん」の利用によって、今後、成果の反映が期待される項目を表１に示す。

2．研究開発の概要

2.1　開発の基本方針

ATRの研究開発は、以下の考え方で進めた。

①　ATRは我が国のエネルギー・セキュリティを確保するため、国外からの技術導入によらず、設計・建設・運転にいたる技術を、自主技術開発で進める。

②　炉心性能、熱水力性能、安全性、燃料集合体、圧力管集合体などのATR特有技術開発のため、我が国にノウハウが蓄積されるように大洗工学センターに実規模試験装置（重水臨界実験装置、大型熱ループ、コンポーネントテストループ、安全

性試験施設、圧力管モニタリング試験装置）を建設し、システム設計ができるように開発を行う。
③　一方、ATRの燃料交換機などのプラント機器の開発は、我が国の原子炉技術としてメーカーにノウハウが確実に蓄積されるよう産業界の技術育成に心がけ、次の大型炉に引き継がれるようにする。

この方針に沿って、炉心性能と安全性の研究および燃料・圧力管集合体の開発のため、大洗工学センターに重水臨界実験装置(DCA)、大型熱ループ（HTL)、安全性試験装置（SEL)、およびコンポーネントテストループ（CTL）を昭和44年暮れから45年初めにかけて建設した。

この大洗工学センターの試験装置、東海事業所の燃料開発施設によって、「ふげん」の設計・建設のための開発を進めた。「ふげん」が運転開始した以降は、「ふげん」の運転・保守技術の開発も加えながら、実証炉のための研究開発を幅広く進めてきた。

2.2　研究開発成果の概要

原子炉の基本的な性能に係わる炉心特性、安全性については、実規模試験装置を用いて現象を解明し、それに基づいて設計手法および設計コード・解析コードを開発した。

圧力管集合体、燃料集合体、シールプラグ等のATR特有の重要な部品機器については、これら機器の重要部を試作試験し、製作性および機能・性能について見通しを得た上で、実物大の設計・試作を行った。実物大の試作体についてCTLの試験により、信頼性の評価と耐久性の確認を行った。

主要な開発成果を以下に示す。

(1)　炉心設計技術

重水臨界実験装置による炉物理試験、大型熱ループによる熱流動試験を行い、ATRの炉心特性に係わる現象を解明し、それに基づいて解析コードおよび設計手法を開発した。

(2)　燃料開発

海外のSGHWR、ハルデン炉等を利用した照射試験、大洗工学センターにおける熱流動特性・流力振動耐久試験、および東海事業所における燃料集合体の製作性試験等によってMOX燃料を開発した。MOX燃料として「ふげん」用の28本燃料、出力および燃焼度を向上した実証炉用36本燃料については開発を完了し、さらなる出力と燃焼度向上を図った54本燃料については現在開発を実施している。

(3)　安全性評価技術

安全性試験施設を用いて、ATRの事故時の熱流動現象の解明を行い、工学的安全防護施設の性能、機能の実証と安全性解析コードの開発を行った。また、漏洩検出系、ほう酸急速注入系等ATR特有な安全に係わるシステムの開発を行った。現在、シビアアクシデント研究およびアクシデントマネジメントのための研究を実施している。

(4)　ATR特有機器の開発

コンポーネントテストループおよび圧力管モニタリング装置を用いて圧力管集合体、ISI機器等のATR特有機器の性能、信頼性を実証した。また、圧力管については、設計基準を確立した。圧力管の余寿命評価手法については、現在開発を実施中である。

(5)　システム設計技術

開発した解析コードや設計手法を駆使して、実証炉の概念構想、それに続く概念設計、さらに実用炉の構想を検討した。実証炉の概念設計の成果は、電源開発（株）に引き渡した。

(6)　成果の他分野への反映

自主技術開発で確立したATR技術を用い、海外の原子力発電所の安全性向上に貢献している。

①チェルノブイリ事故に対する安全解析

②マイクロフォン漏洩検出系による旧ソ連製原子炉の安全性向上支援への協力

③IAEAおよびOECD/NEAにおける旧ソ連製原子炉の安全性向上支援への協力（専門家会合、ASSET、OSART等への出席）

2.3　研究開発成果の反映

(1)　実証炉計画への反映

①　動燃事業団は、実証炉の設計研究として「新型転換炉評価研究」を昭和49年に開始し、「ATR合同委員会」（昭和54年2月電気事業者と事業団の間に設置）および「新型転換炉実証炉評価検討専門部会」（昭和55年1月原子力委員会に設置）の審議結果を反映して、一層の経済性向上を図り、昭和56、57年度に「合理化設計」をとりまとめた。

②　動燃事業団は、実証炉の建設主体となった電源開発(株)と昭和58年2月に「新型転換炉実証炉開発に関する相互協力基本協定」を締結し、昭和58年12月にこれまで動燃事業団が進めてきた研究開発の集大成としての実証炉設計の引き渡しを行った。

③　動燃事業団は、昭和62年に電源開発(株)に対し、これまでの研究開発成果に基づき、圧力管本数の削減(648本→616本)による原子炉本体の小型化、

表2 新型転換炉技術の軽水炉等への活用（実績）

項　　目	軽水炉等への活用
1.ATR自主技術開発	○国内メーカの育成、国内原子力技術基盤の確率 ○関連技術がメーカに定着 ○国際的な重水炉研究に貢献
2.独自発想による機器の開発	○軽水炉にも採用、国内に定着 ・希ガスホールドアップ装置、長寿命型中性子検出器の開発
3.海外技術の国産化、高度化	○多数の軽水炉に採用 ・電気式油圧制御、再循環ポンプ等
4.水素注入による原子炉冷却材の水質改善技術の開発	○軽水炉の炉内構造物等の中性子照射下での応力腐食割れ防止技術として採用
5.化学除染剤による一次冷却系統除染技術の開発	○軽水炉における効果的な被ばく低減技術として貢献
6.ATRマイクロフォン漏洩検知システムの開発	○旧ソ連型原子炉の安全性向上に寄与
7.最新技術の原子力への積極的応用(AI等)	○ファジイ制御技術の原子力分野への適用に貢献
8.自主技術開発による「ふげん」の安定運転	○国際核燃料サイクル評価(INFCE)において、我が国のプルトニウム利用の国際的理解の増進に貢献 ○我が国のエネルギーセキュリティを確保する観点から核燃料の多様化に柔軟性を持つ原子炉として国の原子力施策に貢献 ○国民の理解の増進に寄与
9.ATR解析コード	○チェルノブイリ事故の事故事象解明に貢献
10.MOX燃料照射データの蓄積	○MOX燃料設計指針等の基準策定に寄与

蒸気ドラムの小型化等の合理化策を提案した。

(2) 軽水炉等への活用

ATRの研究開発成果は、自主技術開発を通じて国内メーカの育成等国内原子力技術基盤の確立に寄与するとともに、旧ソ連原子炉の安全性向上に寄与している。

表2に活用の実績を示す。

3. プラントシステムの評価研究

本章では、ATRの特長をふまえた燃料利用の特性について述べ、次に原型炉「ふげん」に続き実用化を目指して経済性の向上を図ったATRの設計研究、大型炉構想について述べる。

また、それらの設計、評価に必要なコードシステムの開発についても述べる。

3.1 ATRの燃料利用特性

(1) ATRのPu利用特性

「ふげん」における多数のMOX燃料の使用経験より、^{241}Amの蓄積効果とPu組成比について考慮する必要があることがわかった。そこで重水臨界実験装置（DCA）の実験データを基にPu同位体と^{241}Amの核特性を精度良く評価できるように改良、整備したWIMS-ATRコードを用い「ふげん」の燃焼特性を解析した。結果を図2に示す[1]。同図からATRでは^{241}Amの効果は^{10}B濃度で0.2ppmとそれほど大きくはないが、この効果を考慮する事により炉心管理コードによる炉心寿命の予測精度を向上することがわかった。

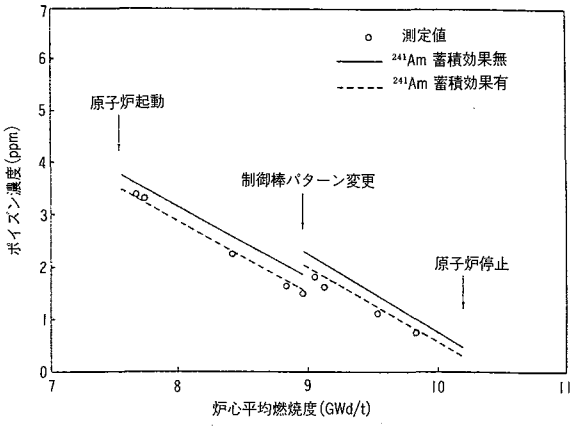


図2 原子炉運転中のボイズン濃度変化（第9サイクル）

また、マイナーアクチニド（MA）核種である^{241}Am、^{243}Amおよび^{237}NpをふげんタイプBMOX燃料に0.1wt%程度添加し核種変換量を評価したところ^{241}Amで20GWd/t時に約65%消滅し、反応度劣化の補償も^{239}Puを約0.1wt%増加させるだけでよいことが判った。さらに高次Pu燃料として核分裂物質比（Puf/全Pu）が約41%のPu燃料も燃やせることを評価した。

一方、再処理でPuと同時に分離される回収ウラン特性についても評価したが、熱中性子が軟らかいというATRの炉特性から回収ウランを天然ウランと混合することなく濃縮して燃やすと濃縮工場の廃棄ウラン程度（0.2wt%）にまで燃やし切れることが判明した。

(2) 燃料利用特性評価に係わる解析コードの改良・整備

ATRでは「ふげん」の運転実績データおよびDCAの実験データを基に核特性解析コードの種々の改良・整備を重ねてきたが最近の核データの動向を取り入れ核データライブラリーの交換（JENDL-3.2の採用）、エネルギー群数の倍増（69群→172群）、MAや高次プルトニウム対応のため

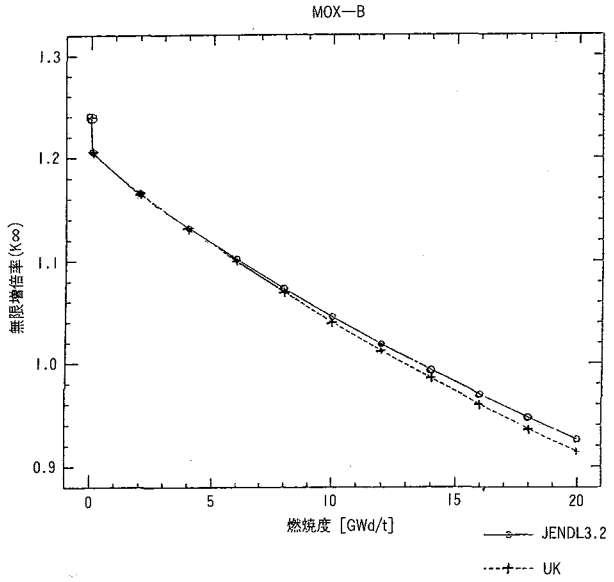


図３　MOX-B燃料 格子計算結果(無限増倍率)のライブラリ比較

の崩壊系列の拡張等を行った。

この結果を「ふげん」MOX-B燃料格子に対しオリジナルのUKライブラリと比較したものを図3に示す。新ライブラリの無限増倍率(K∞)の燃焼劣化が緩やかであることがわかり、従来の固有値の過少評価傾向が改善され、炉心管理の精度向上が期待される。

3.2　ATRの設計研究

実証炉の設計研究は、電気出力を60万kWeとし、昭和50年度に基本構想を検討し、概念設計、調整設計、合理化設計、基本設計、設計合理化作業を実施し、電源開発(株)との基本協定（昭和58年２月）および技術情報管理協定（昭和58年12月）を結びこれらの資料を引き渡した。その後、電源開発(株)は、基本設計、設計合理化作業を実施し、Gd入燃料、軸方向高富化度分布付燃料の採用により設計合理化を実施した。その後これらに係わる確証試験を昭和62年から実施したが、原子力委員会決定により平成７年８月に経済性等の理由から実証炉建設の中止が決定された。動燃事業団は、電源開発(株)の実証炉設計と並行して実用化のための評価研究を実施し、大型炉や炉心最適化研究を実施した。この結果物量を大幅に増加させることなく1,350MWeの出力を達成できる炉心の成立性を得た[2]。

3.3　ATRの設計性能評価コードシステムの開発

ATRの設計性能評価コードは、軽水炉等で実績のある汎用コードに加え、ATRの特長を活かした独自のコードを作成し、大洗工学センターの開発施設における試験結果および「ふげん」の経験に基づき改良してきた。

炉心性能評価コードとして格子計算コード（METHUSELAH-II、WIMS-ATR)、三次元拡散コード（CITATION)、三次元核熱コード（LAYMON)等を開発整備した。熱水力特性評価コードとして、ヒートバランス偏差解析コード（MOCAHB)、限界熱流速（CHF)確率解析コード(DERIV)、熱水力特性コード(HAPI、HAPI-M）等を開発整備した[3]。

安全評価コードシステムは、運転時の異常な過渡変化解析コードシステムおよび事故解析コードシステムに分類される。前者には反応度投入事象解析とプラント過渡事象解析があり、REACT、LAYMON-2A、EUREKA-ATR、FATRAC等がある。後者には、炉心冷却能力の低下、冷却材喪失および主蒸気管の破損対象があり、大LOCA、中小LOCA解析用のCONPOL、SENHOR、HITSL、LOTRAC、SITLA、HEATUP等がある[4]。これらのコード群により燃料健全性やECCSの性能を評価することができる。この他に設計基準外事象まで網羅して安全性を定量的に評価できるPSA評価手法や潜在的に持っているリスクの定量的なシビアアクシデント評価手法のためのSALIAN、LAUNCH、HESTIA等のコード整備を実施している。

また建設費、燃料サイクル費、発電原価を算出するHERAコードを開発し、1,350MWeの大型炉のコストを評価し、同規模の軽水炉と比べ約8%高を評価した。

4.　炉物理研究開発

重水臨界実験装置（DCA）を用いた臨界実験データの蓄積により、ATR炉心の核特性把握、解析コードの開発および炉心技術の高度化の実証を行った。特に冷却材ボイド反応度と燃料クラスター内局所出力分布の測定技術の開発を行い、プルトニウムを用いた場合の冷却材ボイド反応度の負側移行の現象を解明するとともに、燃料クラスター内局所出力分布の低減を実証した。

4.1　重水臨界実験装置（DCA）の概要

DCAは、ATRの炉物理に関する研究開発を行うために建設された最大出力１kWの臨界実験

表3　DCAのマイルストン

1967年6月	DCA建設計画作成
1968年3月	概念設計完成
1968年4～11月	詳細設計完成
1968年12月	着工
1969年12月	完成
1969年12月28日	初臨界
1970年4月	原型炉ウラニウム炉心試験開始
1972年7月	原型炉プルトニウム炉心試験開始
1977年7月	新型転換炉大型炉のための試験開始
1980年6月	新型転換炉実証炉のための予備試験開始
1983年3月	新型転換炉実証炉のための試験開始
1987年12月	新型転換炉技術確証試験
1993年9月	未臨界度測定試験のためのDCA改造
1995年7月	未臨界度測定試験開始

装置であり、ATRの炉心部を模擬した構造に作られている。炉心部を収める炉心タンクは直径約3m、高さ約3.5mの円筒形で、炉心部は、カランドリア管をグリッド板に正方格子状にあけられた所定の穴に固定し、その中にクラスター燃料と冷却材を入れた圧力管を吊り下げた構造となっており、炉心タンク低部より重水を給水し、重水水位調整によって反応度制御を行う柔軟な能力を備えている。

DCAは昭和44年12月に初臨界を迎えて以来、今日まで約2800回の臨界回数を数えている。この間、原型炉「ふげん」を対象にウラン燃料装荷炉心の実験、「ふげん」および実証炉を対象としたプルトニウム燃料装荷炉心の実験等を行い、多くの炉物理データを蓄積してきた。これらのデータを基に核計算コードの精度向上と炉物理現象の解明を図り、「ふげん」の運転管理および実証炉の核設計コードの開発等に役立ててきた[5]。

これまでのDCAのマイルストンを表3に示す。

4.2　DCAの特徴と研究成果

DCAはATRの模擬炉心であることから、その核特性は、減速材である重水と冷却材である軽水の二重減速効果、クラスタ燃料を収めた圧力管型であることによる非均質性効果、中性子エネルギー依存度の強いプルトニウム燃料の使用等に起因し格子内の中性子挙動が複雑である。また、格子間隔（格子ピッチ）が大きく減速材対燃料体積比が大きいことから中性子スペクトルは軟化し、中性子経済が良好である。さらに、各圧力管に収められた燃料クラスターは、相互に重水減速材を挟んで空間的隔たりがあることから、隣接格子間の核的結合が弱く、格子の独立性が強いので多様な燃料を利用出来る等の特徴を有している[6]。DCAではこれらの特徴を踏まえ、格子ピッチ、燃料種類、冷却材ボイド率、制御棒本数等、種々の実験パラメータを変化させて格子および炉心の各種炉物理量を測定し、ATRの炉物理特性を把握すると共に核計算精度を明らかにしてきた。

ここでは、DCA実験で得られた多くの成果の中で、特に安全性の観点から重要な冷却材ボイド反応度と熱利用効率の向上の観点から重要な局所出力分布の炉物理量について取り上げる[7),8)]。冷却材ボイド反応度は装荷燃料をウランからプルトニウムに変えるとATRの場合、負側に移行する。これはプルトニウムがウランと異なり、0.3eV付近の熱中性子エネルギー領域において非常に大きな共鳴吸収断面積を持つため、冷却材のボイド化に伴う中性子スペクトルの硬化により、0.3eV付近における中性子の共鳴吸収の増大に起因する現象であることが、DCA実験によって解明された。

プルトニウムによる熱中性子の共鳴吸収効果は、冷却材喪失時の反応度を負側へ改善する上では好都合であるが、一方では燃料クラスター外層部での中性子表面吸収が強まり、クラスター内の局所出力分布の勾配（局所出力ピーキング係数）が大きくなって熱利用効率の低下をもたらす。この問題を改善するために、燃料クラスター内の外層の燃料富化度を内層より低富化度に調整した2

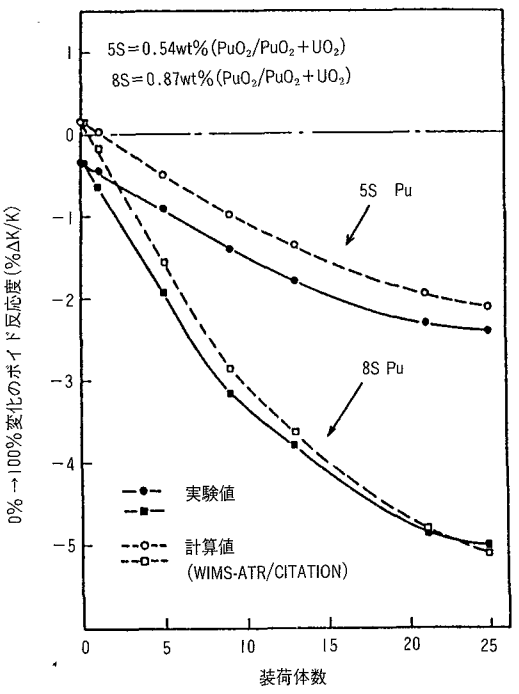


図4　プルトニウム燃料装荷体数の違いによるボイド反応度(0%→100%)と計算値の比較
(25.0cmピッチ)

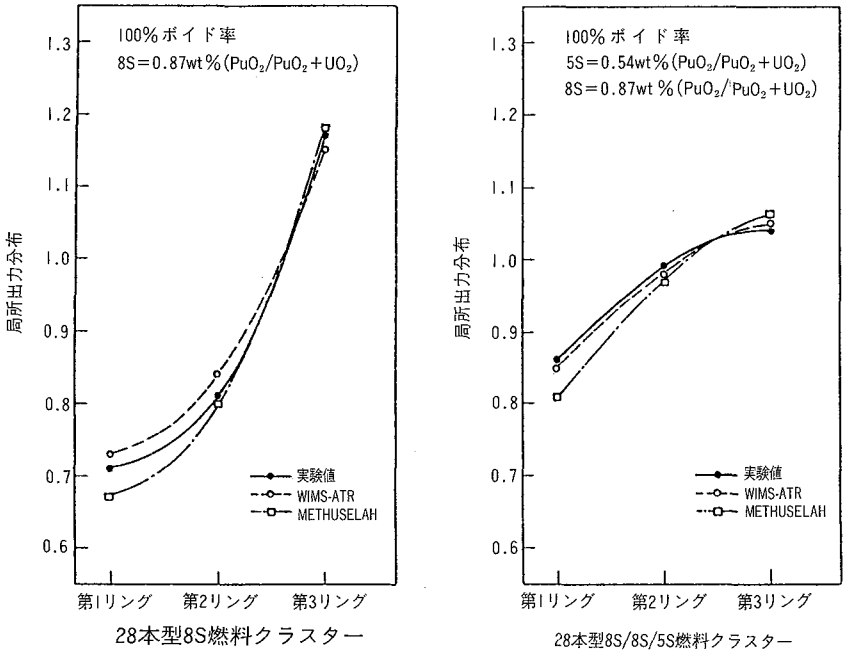


図5　局所出力分布の実験値と計算値の比較(25.0cm格子ピッチ)

色配列クラスターを用いた測定を実施し、この方式によって効果的に局所出力分布が平坦化（局所出力ピーキング係数が低減化）することをDCA実験によって実証した。

DCA実験を通じて、プルトニウム燃料の利用に際し、安全性および熱利用効率の向上を同時に実現できることが確認されたことにより、「ふげん」では炉内プルトニウム燃料装荷割合をこれまで最大約70%まで増やしており、プルトニウム燃料の利用特性に優れた炉型であることが実証されている。冷却材ボイド反応度と局所出力分布のDCA実験および解析結果の一例をそれぞれ図4および図5に示す。

現在、DCAは核燃料施設における臨界安全管理の向上に資することを目的に、未臨界度測定機能を追加した炉心改造を行い、ATRの炉物理研究を通じて培ってきた技術を踏まえて、未臨界度測定技術に関する研究開発を実施している。

5.　伝熱流動研究開発

ATRのプロジェクトがスタートした時点より、主に14MWの大型熱ループ(HTL)を用いて限界熱流束に関係する実験的研究[9]と解析で限界熱流束を予測する手法の開発[10),11)]を行なってきた。限界熱流束に関係する研究は、「ふげん」の初装荷燃料である28本クラスター燃料から36本、54本燃料へと移り変わっており、現在までに約1万点のデータに基づいて設計評価式を開発し設計に適用してきた。本報告では、前報告[9]の時点から進捗した項目および限界熱流束試験研究以外の伝熱流動現象に関して述べる。

5.1　高性能54本クラスター燃料の限界熱流束

「ふげん」においては、これまでに28本および36本クラスター型MOX燃料を開発し、照射試験等を通じて燃料の健全性、燃料設計手法の妥当性を確認してきている。一方、軽水炉においてもMOX燃料を利用する計画が具体化される等高燃焼度MOX燃料利用技術の高度化が望まれている。このため、ATRを利用して現在の軽水炉における高燃焼度燃料に相当する集合体燃焼度55GWd/tを目標とする高燃焼度MOX燃料の開発を行っており、「ふげん」における照射試験を計画している。

試験は、大洗工学センター原子炉工学室の14MW大型熱ループ（HTL）を用いて「ふげん」の定格運転条件を包含するよう冷却材条件、ガドリニア（Gd）添加燃料棒相対出力等をパラメータにして限界熱流束（CHF）を測定する試験を行うとともに、得られた試験データに基づいて、従来の「ふげん」熱水力設計用CHF相関式（最下限式）の高燃焼度54本燃料への適用性について評価した。試験の結果から、高燃焼度54本実規模模擬燃料集合体のCHFは、ガドリニア添加燃料棒相対

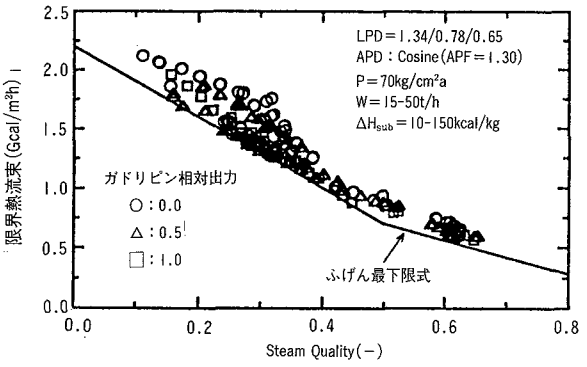


図6　ＣＨＦと蒸気クォリティとの関係

出力を0.0～1.0の範囲に変化させたいずれの場合においても、図6に示すように「ふげん」CHF相関式を上回っており、高燃焼度54本燃料にも従来の「ふげん」CHF相関式が適用できることが確認できた。

5.2　流量振動現象の解明

流量振動については、ATRが長い出入口管を有している特徴を考慮するとともに、ATRの運転条件を包含する非常に広い条件について、実規模試験によって研究を行なってきた。これらの結果を、入力を流量と潜熱の積で割った無次元の加熱入力と無次元サブクール度の関係でまとめ、自然循環モードにおいては、大型熱ループ(HTL)のように出口管の水平部の傾きが0度である場合には、図7に示すように高出力不安定と低出力不安定の二種類の流量振動が存在することが明らかになった[12]。流量の安定域は、それぞれの圧力に対応するデータを曲線で結んだ半円状の領域の内側である。低出力不安定は炉心出口クォリティが若干正になった所で生じている。このような流量振動の原因を明確にするため、HTLの出口管の水平部角度を1、2、3度と変更できるように改造し、高温・高圧蒸気および空気／水の体系で流量振動試験を実施した。この結果、低出力領域で流量振動が生じる原因は、炉心から発生する蒸気泡の流動様式が気泡流と分類されるものであるが、出口管の水平部でこれらの蒸気泡が合体して間欠的に抜けていくことであることを実験的に明らかにした。また、この振動を防ぐ方法は、出口管の傾を僅か2度以上傾ければよいことも判明した。この結果は、出口管を持たない軽水炉や出口管の水平部に2度の傾きを持つATR安全性試験装置（SEL）のような場合には、低出力域の流量振動は発生しない結果[13]を裏付けている。

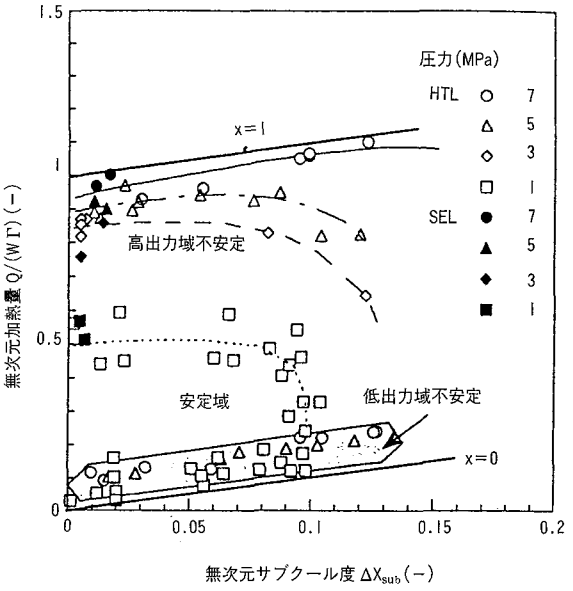


図7　自然循環時の安定限界

高出力時の不安定は、出口クォリティが1に近くなっている状態で発生しており、HTLとSELの装置による差異は、無次元数で整理した場合高出力不安定に対してほとんど生じていない。流量振動閾値は図8に示すように、出口管の長さ、燃料本数、燃料発熱分布等には大きくは左右されない。また、流量が多い場合この閾値はドライアウト限界出力よりも上側に存在し、通常は顕在化していないことも明かになった[14]。

5.3　蒸気ドラム内の流動現象の解明

ATRの蒸気ドラムの中には、炉心で発生した気液二相流を分離する気水分離器が多数配列されている。物量削減を目的として蒸気ドラムの寸法

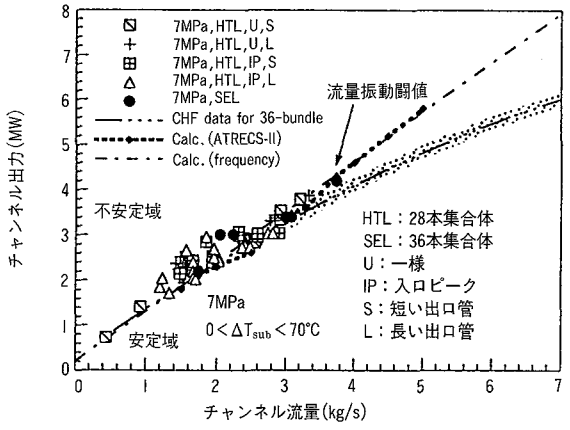


図8　強制循環時の安定限界

を縮小するために、気水分離器の性能を向上する研究を行った。

気水分離器の分離性能は、多くのパラメータによって支配されているため、代表的な形状についてのみ試験を実施し、気水分離器内部の気泡/液滴/液膜/蒸気コアの4つの速度を考慮した解析が行なえる手法を開発検証し、気水分離器内部での流動が評価出来るようにした。気水分離器から流出する蒸気中に含まれる微小液滴挙動[15),16)]と、分離水が水面を叩いて発生させる蒸気泡の挙動[17),18)]に関しては、予め単相の流動場を解き、その流動場に液滴もしくは気泡をモンテカルロ法によって発生させ、粒子一つ一つの運動を追いかけることによって評価する手法を開発した。

この結果、従来の気水分離器の3倍程度の性能を有する気水分離器形状が解析的に求められるようになり、計算に基づいて製作した分離器で良好な性能が得られる事が分かった。図9に気水分離器で未分離の液滴が実験体系での蒸気空間を運動する軌跡を示した。この結果から得られる空間の液滴存在率は、実験結果とほぼ一致している事が明かになった。この開発した解析コードを用いて、気水分離器の性能を正確に予測し、適切な設計が行えるようになった。

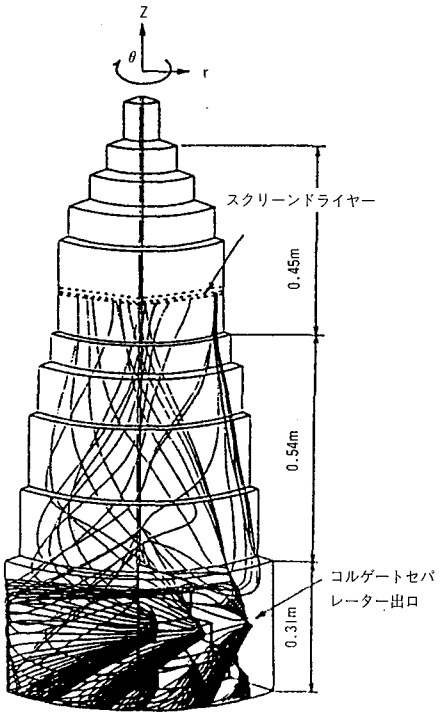


図9　液滴の蒸気空間中の挙動

6.　部品機器研究開発

ATRの炉心部を構成している重要な部品機器には、燃料集合体、圧力管集合体およびシールプラグなどがある。大洗のコンポーネント・テストループ（昭和44年建設）を使用して、これらの機器の性能および耐久性を確認・実証してきた。また、「ふげん」の運転・保守を通じ、開発機器の性能を実証し、信頼性向上をめざすとともに、化学除染法の開発等の運転保守技術の高度化の研究開発を進めてきた。さらに、圧力管監視試験片の照射後試験技術の確立を行うとともに、圧力管材料の照射特性を解明してきた。そして、「ふげん」の経験・実績と研究開発の成果を反映させながら、実証炉のための燃料集合体、圧力管集合体および出口管二相流エロージョン特性[19)]等に関する試験研究を実施してきた。

ここでは、最近実施した圧力管材料試験・評価、原子炉冷却系の化学除染法の開発および燃料集合体の耐久試験・評価について記す。

6.1　圧力管材料試験・評価

圧力管は、Zr-2.5Nb合金製で、内部に燃料集合体を収納するために高い高速中性子照射を受ける第一種容器である。「ふげん」では輸入材を使用しているが、実証炉では、動燃事業団が開発した国産材の使用を予定していた。安定供給および品質保証を目的として、実証炉用圧力管の国産化開発を昭和60年から開始し、信頼性の高い圧力管製造技術を確立した。国産圧力管の基本データを取得し、圧力管の設計基準を確立することを目的に、昭和62年から平成7年にわたって、「新型転換炉技術確証試験」として圧力管材料試験、圧力管照射試験および圧力管ロールドジョイント部健全性確認試験を実施した。そして、「ふげん」で照射して得られた圧力管照射材料データを取り入れて総合評価を実施した。

圧力管材料試験では、引張試験、物理的性質測定試験、静的破壊靱性試験、動的破壊靱性試験、水素遅れ割れ試験、すき間腐食試験[20)]、および疲労試験を実施した。ここで、水素吸収に伴う経年劣化を考慮して、水素吸収量をパラメータにして試験を行った。また、線型破壊力学におけるき裂進展理論とモンテカルロ法による確率論的破壊力学解析手法を用いたPROFRAM3解析コードを開発した。そして、これら圧力管材料試験データを組み込んで、圧力管の破損確率評価を実施した。

圧力管照射試験では、ふげん発電所の炉心で照射した各種試験片（引張、破壊靱性、腐食、水素

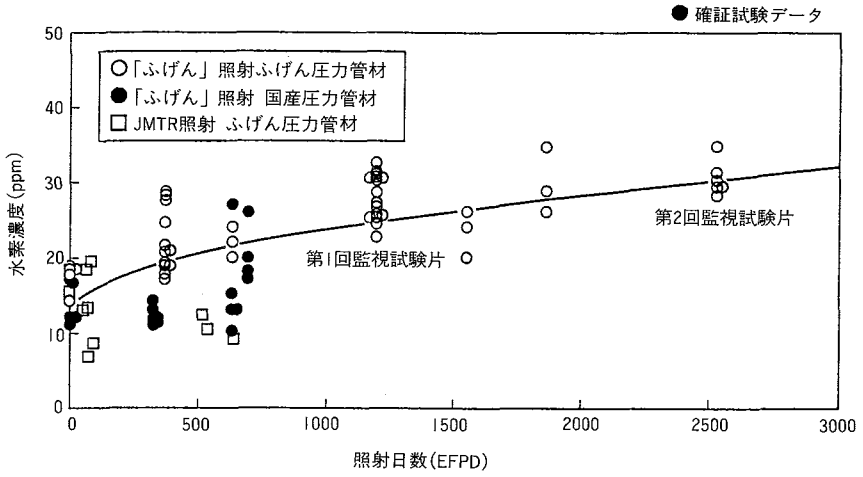


図 10　圧力管材の水素濃度変化

吸収、クリープ)の定期的な照射後試験等により、照射特性に関する系統的なデータを得た[21)~24)]。また、炉外クリープ特性試験も実施した。図10に照射に伴う圧力管の水素吸収の変化（監視試験を含む)を示す[25),26)]。これによると、30年後の水素濃度は約50ppm となる。「ふげん」での圧力管設計水素濃度は211ppm/30年であるので、実際は水素吸収が低く水素脆化も小さいことがわかった。図11に、応力加速照射クリープ試験の結果を示す[27)]。これによると、許容クリープ量が5.5%以上であり、「ふげん」の設計値2.3%は十分裕度のあることがわかった。

圧力管ロールドジョイント部健全性確認試験では、ロールドジョイント部の健全性を確認するために、定温保持試験、熱サイクル試験、LBB（破断前漏洩）試験[28)]および残留応力緩和試験を実施した。これらの試験により、ロールドジョイント部の水素吸収特性、耐久性、LBB 特性および残留応力緩和特性を明らかにした。

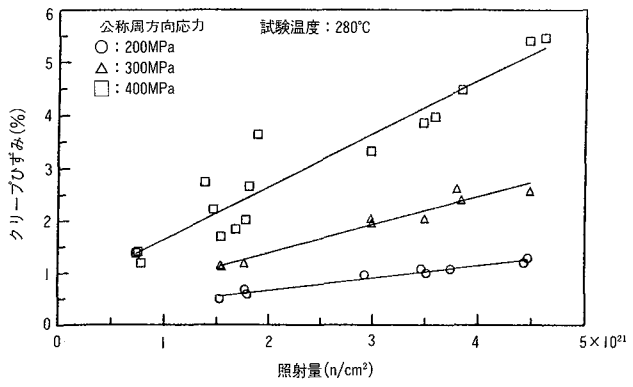


図 11　照射内圧クリープ試験における
クリープひずみと照射量の関係
（すべて確証試験データ）

これまで蓄積してきた各種試験データおよび試験片の情報を分類・整理し、パソコンにより検索可能なようにデータベース化を行った。圧力管の種類(輸入材、国産材)、照射の有無、各種材料特性等に分類した。そして「ふげん」圧力管の寿命評価を行うための諸特性の経年予測式の計算、設計値に対する安全裕度の計算（寿命評価）機能を有するプログラムを開発した。また、PROFRAM3解析コードにより、ふげん圧力管の破損確率評価を実施し、圧力管破損確率が十分低いことを明らかにした。ここで、経年変化のメカニズムに基づいた定量式を作成し、クリテイカル因子である水素遅れ割れのメカニズムを明らかにした。また、水素遅れ割れしきい値の時系列変化およびロールドジョイント部残留応力に分布関数を取り入れた。そして、大洗のコンポーネント・テストループで、約37000時間使用した圧力管を解体し、残留応力緩和に関するデータを使用した。

6.2　原子炉冷却系の化学除染法の開発

「ふげん」では平成元年および平成３年の定期検査時に、供用中の原子力発電所として我が国で初めて、原子炉冷却系統全体に化学除染を適用し(燃料集合体を含まず)、大幅な被ばく低減に成功した。この化学除染に先立って、昭和52年から除染剤の選定、構成材料健全性確認試験評価等[29),30)]を実施し、除染条件を決定した。化学除染を実施するためには、除染剤の性能に加えて、その除染剤

が原子炉冷却系統構成材料に悪影響を及ぼさないことを確認する必要がある。このため、「ふげん」の構成材料を考慮した各種試験片について全面腐食試験を実施した。局部腐食試験として、「ふげん」構成材料の特徴を考慮して、出入口管に使用されているステンレス鋼のSCC試験、圧力管の水素脆化試験および圧力管ロールドジョイント部の健全性確認試験等を実施した。平成元年からは、原子炉停止期間の短縮を目的に、燃料集合体を含む化学除染の検討を行った。燃料集合体を除染剤クリデコン203で除染し、その後、コンポーネント・テストループで実機運転圧力・温度・水質条件下で運転をし、このサイクルを繰り返して、燃料集合体の健全性を確認した。また被覆管等材料の引張試験を行い、除染剤の影響を確認した。その結果、除染剤クリデコン203が燃料集合体に構造・材料上において、悪影響を及ぼさないことを確認した。

6.3　燃料集合体の耐久試験・評価

燃料集合体の二相流中での圧力損失測定および流力振動特性試験は、コンポーネント・テストループを用いて実施した。また、36本燃料集合体の耐久性を確認するため、実機を模擬した高温高圧二相流下の耐久試験を実規模大燃料を用いて実施した。燃料の耐久性の実証で重要なポイントである燃料被覆管とスペーサのフレッテイング腐食に着目し、フレッテイング腐食量等を測定し[31]、36本燃料集合体の耐久性が確保される見通しを得た。

7.　安全性研究開発

ATRの安全性に関する研究[32]は、多岐にわたっているが、主要な研究は、配管破断事故の評価を行なう手法の開発とシビアアクシデントに関する研究である。研究の目的は、設計基準となる事故の解析が適切な裕度をもって行なえるように現象解明を行なうことおよび、原子炉施設が潜在的に持っているリスクを定量的に評価する手法を構築することである。また、万一設計基準事象を越える事象が発生した場合に、シビアアクシデントへの拡大防止を行い、影響緩和を行うための手法を研究する。

7.1　設計基準事象評価手法の高度化

(1)　破断解析コードへの統計的手法の適用

これまでの配管破断解析手法[33]を高度化し設計基準事象を適切な裕度をもって精度良く評価できるようにするため、燃料、流路、機器の製作公差と相関式の持つ誤差が伝熱流動に及ぼす影響等を考慮しつつ評価できる手法の開発を行ってきた。

本評価手法では、配管破断事故を最適予測できるコードSALIAN(気泡間のスリップ比やドリフトフラックスモデルに基づき、特性曲線法を適用して質量保存、運動量保存、エネルギー保存の式を差分化している1流体1速度モデルの破断解析コード）を用いて、流路体系、相関式の入力初期値をこれらの確率密度関数に基づいた解析条件をモンテカルロ法を用いて所定回設定して熱水力解析を行い、最適評価モデルを用いた決定論的な時系列の解析解の周りに一定の拡がりを持った曲線群が得られるようにしている[34]。各種の破断実験を実施し、それを解析することによって開発した手法を検証した。検証した事象の代表例として、下降管150mm破断の実験における被覆管温度解析の例を図12に示す。

(2)　配管破断時の逆止弁閉鎖挙動

逆止弁近傍や遠く離れた位置での配管破断によって、逆止弁が急閉鎖した場合に発生する圧力上昇の解析手法と弁体が弁座に衝突した場合の健全

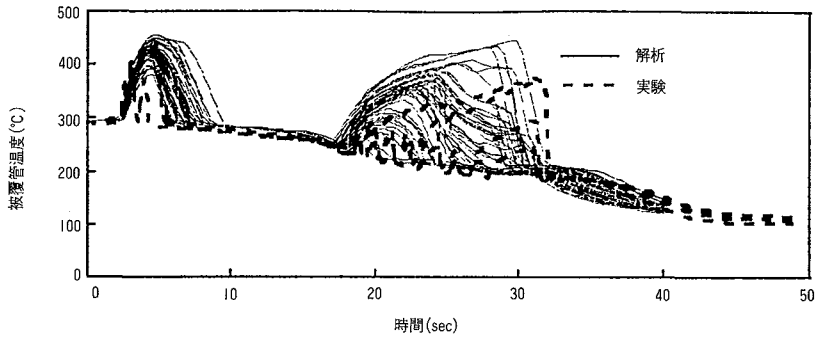


図12　150mm下降管破断時の挙動

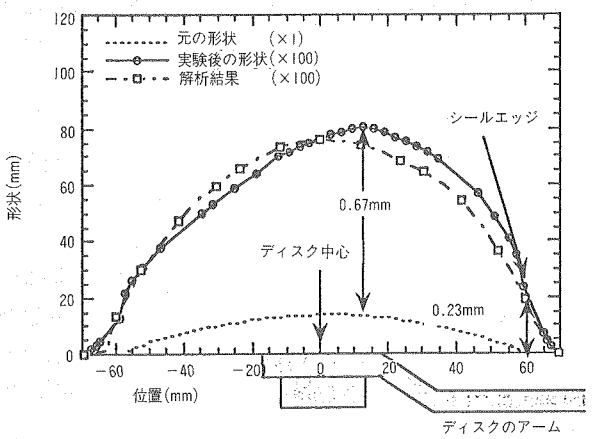


図 13　実験前後の逆止弁ディスク形状

性を評価する手法を、6インチの逆止弁を用いた模擬試験を行なって開発してきた[35]。

試験の結果、弁直近破断の場合には、逆止弁内に発生する蒸気泡が圧力パルスを吸収するため、水撃現象は発生しないが、弁体が弁座を高速で打ち付けるため弁体にわずかな塑性変形が発生することが明かになった。しかしながら、この変形が冷却材を漏らすことはなかった。一方、逆止弁から遠くで破断が発生すると、水撃現象が発生するが弁は健全であることが分かった。

熱水力に関しては、HITSL コード[36]で解析し、弁体の閉鎖速度が実験結果と一致することが検証できた。弁体・弁座等の構造の挙動に関しては、DYNA-3D コードを適用して、図13に示すように変形測定結果とほぼ一致する解析結果を得た。

7.2　シビアアクシデント研究

ATR を対象にしたシビアアクシデント研究は、①事象推移評価手法に関する研究、②ソースターム評価手法に関する研究、③拡大防止と影響緩和手法に関する研究の3分野に分けて実施した。事象推移評価手法に関する研究はさらに3分野に分割し、重水系を考慮した炉心冷却および反応度事故時の重水中ボイドによる負の反応度投入等を評価する手法の整備、反応度事故時等のカランドリアタンクの健全性を評価する構造機器の健全性評価手法の整備を行った。ソースタームに関しては、格納容器内に放出されたソースタームや冷却材の挙動を評価する格納容器内挙動評価手法について研究を行った[37]。

LOCA を起因事象として、非常用炉心冷却系（ECCS）や補給水系が多重に故障して期待できない場合にも、ATR の重水冷却系が除熱源として利用できる点を考慮した、炉心冷却を解析する手法を開発してきた。炉心から冷却材が失われ燃料が高温になった状況下では、主に①燃料被覆管および圧力管／カランドリア管の輻射伝熱[43),44)]、②圧力管のバルーニング判定、③接触コンダクタンス[38]、④カランドリア管の限界熱流束の4つのモデルが重要である。これらの物理現象をモデル化するために実験を行い、得られた相関式もしくは実験定数を解析コードに組み込み、事故時のプラント挙動が解析できるようにした[39]。図14は重水によって燃料からの崩壊熱を除去できることを実証した実規模、実材料の試験装置を示している。

反応度事故時等に炉停止系が機能喪失した場合には、高出力チャンネルの燃料が先行して溶融し、圧力管とカランドリア管が破損して冷却材である軽水が重水減速材中に噴出し、ボイドを発生させて重水を排除するとともに、重水の純度を劣化させて大きな負の反応度を投入する。したがって、①重水中に発生するボイドモデル、②ボイドによる負の反応度投入モデル、③重水劣化による負の反応度投入モデルを実規模の試験に基づき構築した[40]。図15は、圧力管が破損した場合の水中に発生する気泡の割合を計測した結果を、すべてが蒸気

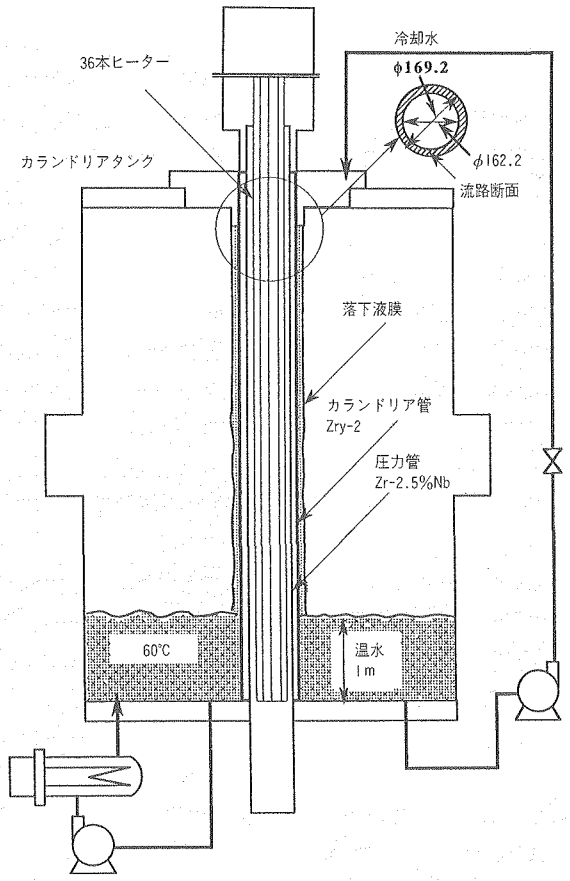


図 14　実規模幅射伝熱試験装置

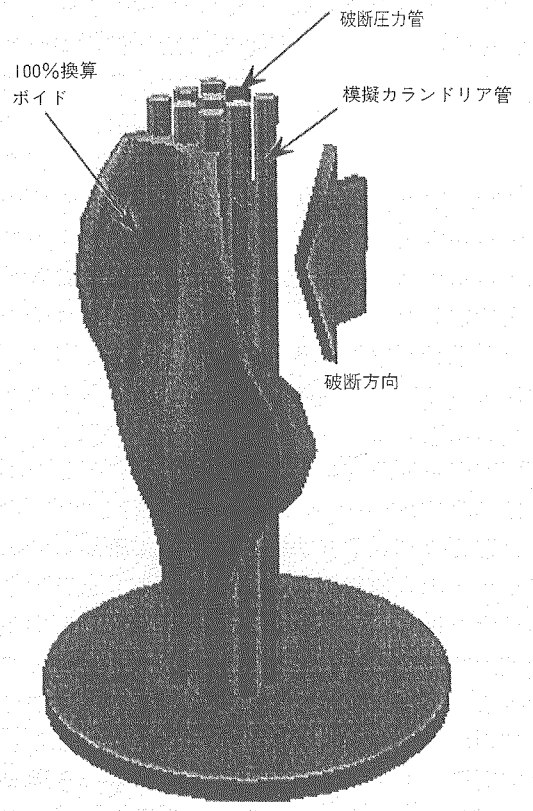


図15　圧力管破断後の蒸気泡形状

泡で構領域に換算して示している。この事象における平均出力等の大部分の燃料は、溶融することなく冷却されることが明かになっている。

圧力管が破損した後は、高温高圧の軽水と溶融燃料との混合物が重水中に噴出するため、軽水噴出による衝撃圧力発生および溶融燃料による蒸気爆発が考えられる。この時の衝撃圧力に対するカランドリアタンクの健全性が評価できなくてはならない。このため、ATRのカランドリアタンクを1/6スケールで製作し、タンクの中心部および周辺部に衝撃圧力上昇を模擬できるような爆薬を設けて衝撃応答を計測し、その挙動が流体/構造連成コードで解析できるようにした[41]。

シビアアクシデントが生じてしまうと、放射性物質が炉心から周囲に放出される。この時の放射性物質挙動に関しては、カナダBTF(Blowdown Test Facility)実験データを国際協力によって入手し、燃料から放出される放射能形態、配管に付着する放射性物質量等を評価できるようにしている。格納容器内のFP移行挙動に関しては、CONTAINコードを整備して評価できるようにしている。CONTAINコードが保有する基本的な機能については、イギリスのFALCON実験に基づくCSNI ISP-34の解析コンテストに参加して予測精度を確認した[42]。

8.　供用期間中検査技術研究開発

ATRの原子炉冷却材圧力バウンダリーを構成する機器には、炉心を構成する圧力管集合体および再循環系を構成する出入口管群、蒸気ドラム、下部ヘッダー、配管等がある。これらの機器については原子炉の供用中にわたって構造強度的健全性を確認するために供用期間中検査（ISI：In-service Inspection）の計画的実施が義務付けられている。

ISI時の被ばくの低減および検査期間の短縮、検査精度の向上を目的として行ったISI技術の研究開発について述べる。

8.1　圧力管ISI技術の研究開発

「ふげん」の圧力管は原子炉炉心の圧力バウンダリーを構成する重要機器であるため、ISIの実施が義務付けられている。

また、圧力管材料は炉内耐圧容器部材として我が国では初めて使用されたジルコニウム・ニオブ合金（Zr-2.5%Nb）であることから、照射クリープ変形に伴う内径の経時変化、疵の有無、内面状態などの追跡調査を行っていくことが安全審査時の付帯条件となっており、これを「圧力管モニタリング」と称している。これらの検査は高放射線環境下（3×10^5R/h）で実施されるため、遠隔操作により非破壊的に種々の検査が行える圧力管検査技術の研究開発を行った。

(1)　圧力管ISI装置の開発

昭和44年度から49年度にかけて試作圧力管モニタリング装置を設計・製作し、総合モックアップ試験[45]を行った。昭和52年度にこの装置を「ふげん」に搬入し、圧力管23体の超音波探傷、内径測定、内表面観察などの供用前検査[46]（PSI）を実施した。

次に、昭和52年から燃料交換装置を利用し遠隔操作で圧力管に着脱でき、超音波探傷、内径測定、内表面観察の3種類の機能を備えた小型の圧力管モニタリング装置[47)~50)]の開発を行った。そして、昭和58年に大洗工学センターで炉外における機能・性能の確認を行ったのち「ふげん」に搬入し、同59年（「ふげん」第4回定期検査）に圧力管10体のISIおよび圧力管照射特性の測定を実施し、圧力管モニタリング装置の実用化を達成した。これにより、試作圧力管モニタリング装置と比べ1/100の被ばく低減および1/10の検査期間短縮を図っ

た。その後、本装置により計画的に圧力管の検査が行われている。

また、この成果を基に、圧力管伸び測定およびロールドジョイント部超音波探傷、圧力管下部延長溶接管部の超音波探傷検査を行う装置を開発し「ふげん」に適用した。

さらに、以上の成果を基にATR実証炉用のISI装置として、圧力管と上部延長管の内表面観察検査を行う装置および下部延長管溶接部の超音波探傷検査を行う装置の開発の一部を「新型転換炉技術確証試験」として電源開発(株)から受託して行った。

(2)　圧力管非破壊検査技術の開発

1)　圧力管超音波探傷技術の開発

圧力管モニタリング装置による超音波探傷検査(UT)において、探傷性能に影響する超音波の周波数および帯域、探触子寸法、屈折角、水距離等の因子についてATR条件下における最適値を工学的・試験的に検討した。これを基に、従来探傷周波数が5MHzであったのを10MHzに高めるとともに周波数帯域を10±4MHz以上に広げ、振動子径6.35mmの平面型探触子を用い、水距離30mmで入射角26°(屈折角45°)で探傷する条件の組み合わせが最適であることを明らかにした。以上の探傷条件において、長さ5.0mm×深さ0.05mm幅0.06mm以上の軸方向および円周方向の内・外面疵がS/N≧3で漏れなく検出(図16)できるようになった[51]。

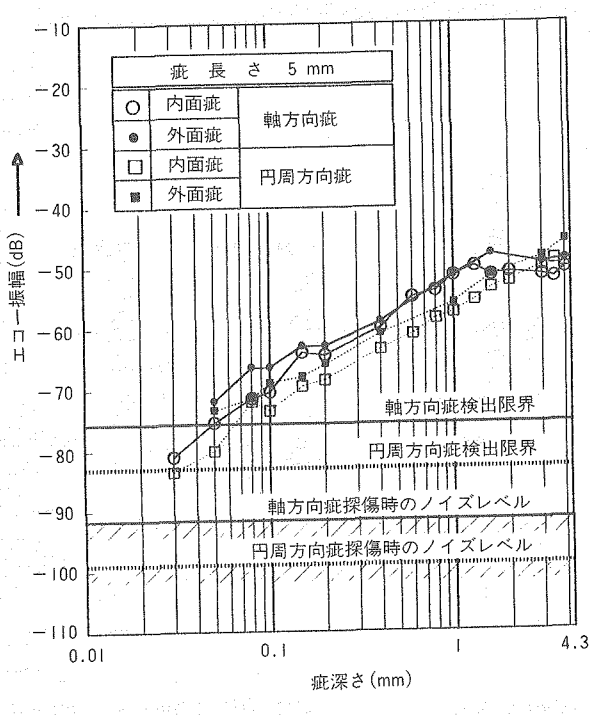


図16　圧力管超音波探傷検査性能

また、UTによる疵寸法の定量測定を可能とするために圧力管のような薄肉材料でも疵深さが測定できるよう、端部エコー法を改良して、疲労クラックを±0.6mmの精度で測定できるようにした。

さらに、圧力管の内面に生成する酸化膜の厚さが厚くなると超音波信号が乱されるので、原子炉運転30年で予想される酸化膜厚さ(約50μm)に余裕を見込んで100μm厚さまでの酸化膜に対する影響を把握し、UT結果の評価精度を向上した。

2)　圧力管内表面観察技術の高度化

内表面観察では、小型の耐放射線性白黒テレビカメラを用いて検査を行っている。これをカラー化して情報量を増やし酸化膜の生成状態、腐食状態、クラッド付着状態、疵とゴミの区別等がより明確に検査できるよう性能の向上を図るために、小型の耐放射線性カラーテレビカメラを開発[52]した。このカメラは1×10^6R/hの高放射線下で集積2×10^7Rまで使用できる。

3)　圧力管酸化膜厚さ測定技術の開発

圧力管の内面に生成する酸化膜厚さの経時変化を測定できるようにするため、渦電流法のリフトオフ効果を利用して±5～10μmの精度で非破壊的に酸化膜厚さを定量測定する技術を開発した。

4)　圧力管下部延長管超音波探傷技術の開発

圧力管下部延長管にはステンレス鋼の異種金属溶接部(SUS304とSUS403改良鋼)がある。ステンレス鋼は結晶粒子が粗く、従来UTが困難であった。このため、超音波の周波数およびビーム形状の最適化、高出力の探触子および探傷器の採用等ステンレス鋼に対するUT技術の高度化を図り、振動子口径1/2インチで5MHzの広帯域探触子を用いて長さ10mm×深さ0.56mm(肉厚の2%)の疵がS/N＞3で検出できるよう性能向上した。

5)　圧力管水素化物測定技術の開発

圧力管については水素吸収に伴う水素化物(ZrH_2)の増大による破壊靱性値の低下がクリティカルな経年劣化因子である。このため、供用期間中の圧力管の水素濃度をモニタリングしていくことは、健全性評価および寿命評価の精度向上に極めて有効である。健全性評価を目的とした検出限界50ppmおよび経時変化測定を目的とした検出限界10ppmの開発目標に対し、従来技術では渦電流法によりせいぜい500ppmの検出が行える程度であり、従来技術と開発目標の間には大きな差がある。このため、高周波(100MHz)の超音波を用い、水素化物からの後方散乱波に対してフィルタリング処理やウェーブレット解析による波形解

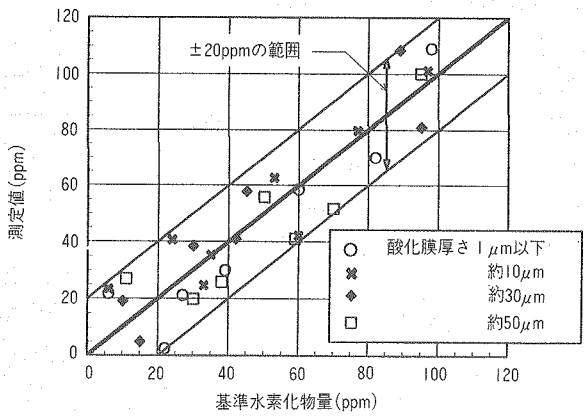


図17　水素濃度測定結果

析を行うという新規な手法を開発した。性能検証の結果、検出限界および測定精度共20ppmで定量測定できることを確認し(図17)、従来技術の数十倍の性能向上を達成した。

8.2　再循環系機器ISI技術の研究開発

(1)　再循環系機器ISI装置の開発

「ATR特有な機器・配管のISI装置を優先的に開発することとし、開発にあたっては放射線線量率及び検査数量等を考慮して装置自動化のレベルを決める」との基本方針[53]に基づいて開発を行った。

半自動式ISI装置として、「ふげん」で最も溶接シーム数の多い管口径6インチを対象とした中口径配管ISI装置および蒸気ドラムの主蒸気ノズル取付溶接部を対象とした主蒸気ノズル部ISI装置の開発を行った。

また、自動式ISI装置として、主蒸気管および下降管セーフエンド溶接部を対象とした主蒸気管セーフエンド部ISI装置および下降管セーフエンド部ISI装置の開発を行った。

さらに、遠隔自動式ISI装置として出口管の溶接部を対象とした出口管ISI装置[54]および入口管ノズル溶接部を対象とした入口管ノズル溶接部ISI装置の開発を行った。試作試験を行い、それぞれ所定の機能を有していることを確認した[55]。

(2)　要素技術の開発

検査の高速化、合理化、性能向上を目的に次に示すセンサーの試作開発および検査技術の研究開発を行った[55]。

①複数の探触子を一体に組み込んで広範囲の検査を可能とするマルチ探触子の試作開発

②超音波探触子から被検体へ超音波を伝播するための接触媒質なしで探傷を可能とし、探触子の走査速度を高速化して検査の合理化と検査時間を短縮するノンカプラント探触子の試作開発

③超音波周波数分析法による疵深さ測定技術開発

④厚肉ステンレス鋼鋳造材の探傷を可能とする探触子の試作開発

⑤超音波パルスの可視化装置の試作開発

9.　国際協力

9.1　カナダ原子力公社（AECL）との協力

動燃事業団は、CANDU炉の開発主体であるカナダのAECLと重水炉の基礎的研究開発の範囲内で技術協力を行うために、炉物理、熱流動、安全研究、圧力管等の分野における協定を1971年9月27日付けで締結し、その後、5年毎に、延長してきた。AECLとの協力は以下の考え方で進めてきた。

1)動燃事業団が単独で実施すれば、多くの費用と時間がかかるものについては、そのデータを購入する。

2)共通の技術については、開発をより効率的に進める観点から、情報交換を行う

最近10年間における主要な協力内容は以下のとおりである。

①シビアアクシデント研究に関する情報交換

②炉内シビアアクシデント試験データの購入取得・圧力管材料の照射特性、水素吸収特性、水素遅れ割れ特性等に関する情報交換

③20年間の照射履歴を持つ圧力管の照射後試験データの購入

今後、「ふげん」の運転を継続するに際しては、特に、圧力管の経年劣化およびシビアアクシデント研究について、協力を進めていく。

9.2　旧ソ連・東欧への原子力安全技術支援

科学技術庁は、図18に示すような旧ソ連・東欧諸国の原子力安全向上のための支援を実施している。動燃事業団は、ATRの自主技術開発によって培った圧力管型炉技術、特に、「ふげん」の開発・設計・建設・運転を通じて蓄積した設計・解析評価技術および運転保守技術を基に、IAEAが実施している旧ソ連製の黒鉛減速圧力管型炉（RBMK）の安全性レビュー作業、運転安全性向上策の検討作業等への協力、OECD/NEAが実施している旧ソ連製原子炉の安全研究計画の策定作業への協力、および日露二国間協力によって我が国が実施しているRBMKの安全向上を目的としたマイクロホン漏洩検出系技術の協力等に貢献し

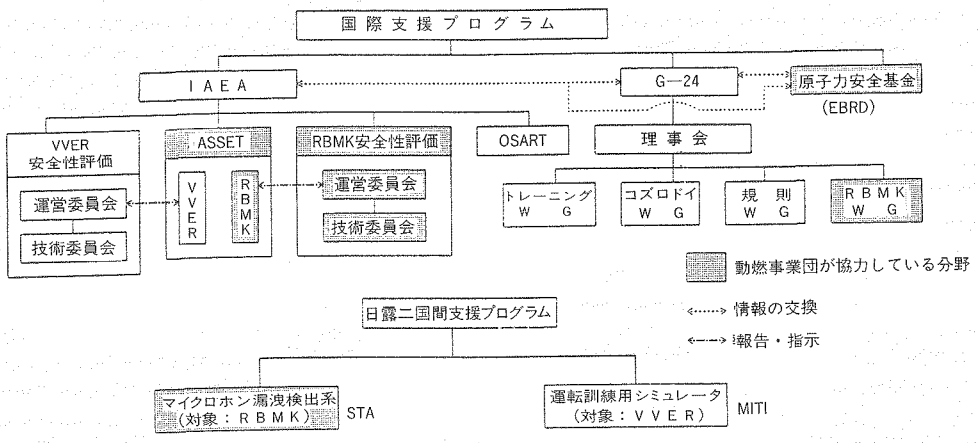


図 18　ATR 技術が寄与している旧ソ連・東欧諸国の原子力安全向上支援プログラム

ている。さらに、原子力安全研究協会が科学技術庁の委託で実施している「国際原子力安全交流派遣事業」（日本から専門家を旧ソ連・東欧諸国に派遣して技術交流を行うことで安全性向上を支援する事業）に対しても協力している。

マイクロホン漏洩検出系の協力については、動燃事業団が開発した技術を基に、ロシアの漏洩検出系の高度化を行うために実施しており、科学技術庁から（株）ペスコへの委託で実施しているものである。本協力は、平成5年から始まって平成8年に終了する。その成果は、ロシアにおいて高く評価されている。

今後、動燃事業団は、以上の協力に加えて、原子力発電の導入計画のあるアジア諸国に対しても、自主技術開発の経験をベースとして原子炉安全技術の協力を行うことを計画している。

10.　おわりに

ATR の研究開発については、平成7年8月25日の原子力委員会の決定を受けて、今後以下の考え方で調査・研究および「ふげん」の運転に必要な研究開発を進めていく。

① 将来の需給動向の変化に備えて、プルトニウム、回収ウラン等を柔軟かつ効率的に利用できるという ATR の特長を活かした調査・研究を進めていく。

② 「ふげん」を利用して、核燃料リサイクル進展のための研究開発（MOX 燃料の高燃焼度化、高次化 Pu、燃料仕様、炉心管理等の技術高度化等の実証試験）を進めていく。

③ 今まで開発してきた ATR 技術および今後進める研究開発の成果を体系的にかつ、利用しやすい形で取りまとめるとともに、プルサーマルへの技術の反映、自主技術開発に基づく国際貢献を進めることとする。

参考文献

1) Y.Shiratori, T.Furubayashi, et al. : "Operating Experience with MOX Fuel Loaded Heavy Water Reactor", *Jour. of Nucl. Sci. & Tech., 301,* p78 (1993).
2) 福村信男、猪原敏照、他、: "太径圧力管を用いた高度化炉心の研究", *PNC TN 1410 95-019* (1995).
3) H.Kato, et al. : The Hitachi Hyoron *62*,724 (1980).
4) Y.Hayamizu, et al. : *The Hitachi Hyoron 67*, 905 (1985).
5) 奈良義彦、八谷雄喜、他："重水臨界実験装置「DCA」20年間の成果と今後の展開", *原子力工業、34, 9～11*、(1988).
6) 大洗工学センター特集、*動燃技報 73*, p122 (1990).
7) Kowata, Y., Fukumura, N :" Study on Coolant Void Reactivity of Pressure-Tube-Type Heavy Water Lattice by the Substitution Method", *Nucl. Sci. & Eng., 99*, (1988).
8) Fukumura, N. : "Measurement of Local Power Peaking Factors in Heavy-Water Moderated Plutonium Lattices", *Jour. of Nucl. Sci. & Tech., 18, 4* (1981).
9) 前田誠一郎、他7名："ATR 炉心設計手法の高度化"、*動燃技報 94* (1995).
10) S. Sugawara and Y. Miyamoto : "FIDAS:Detail Subchannel Analysis Code Based on the Three-Fluid and Three-Field Model", *Nuclear Engineering and Design, 120* (1990).
11) T. Sakai and S. Sugawara :"Application of Three-Fluid Code FIDAS to Dryout Prediction for Rod Bundles", *Proc. of ICMF Conf., 1* (1991).
12) H. Mochizuki : "Experimental and Analytical Studies of Flow Instabilities in Pressure Tube Type Heavy Water Reactors", *Journal of Nuclear Science and Technology, 29, 1* (1992).
13) H. Mochizuki : "Flow Instabilities in Boiling Channels of Pressure-Tube-Type Reactor", *Nuclear Engineering and Design, 149* (1994).
14) H. Mochizuki : "Density Wave Oscillation Beyond Dryout Under Forced Circulation", *Proc. of ICONE-4, New Orleans*, USA (1996).
15) H. Mochizuki :"Development of a Steam Performance Analysis Code", *Proc. of ICMF'91, Tsukuba, 2* (1991).
16) H. Mochizuki and Y. Hirao : "Development of ATR

Type Steam Separator Performance Analysis Code and Its Validation, (I) Carryunder Characteristics", *Journal of Nuclear Science and Techmnology*, *28, 12* (1991).

17) H. Mochizuki and Y. Hirao : "Development of ATR Type Steam Separator Performance Analysis Code and Its Validation, (II) Carryover Experiments", *Journal of Nuclear Science and Techmnology*, *30, 10* (1993).

18) H. Mochizuki and Y. Hirao : "Development of ATR Type Steam Separator Performance Analysis Code and Its Validation, (III) Validation of Code for Carryover", *Journal of Nuclear Science and Techmnology*, *31, 8* (1994).

19) M.Koike,H.Baba : "Erosion-Corrosion Experiments and the Quantitative Equations under Water-Vapor Two-Phase Flows", *Proc. 1988 JAIF International Conference on Water Chemistry in Nuclear Power Plants* (Tokyo, Japan), *2*, p.532 (1988).

20) 小池通崇、水野淳一、他："高温純水中のZr-2.5wt%Nb合金とSUS403Mod.のすき間腐食"、*日本原子力学会誌*、*37, 6*, p.526 (1995) .

21) M.Koike,T.Asada :"Irradiation Creep and Growth of Pressure Tubes in HWR Fugen", *Journal of Nuclear Materials*, *159*, p.62 (1988).

22) 小池通崇、浅田隆、他："新型転換炉「ふげん」圧力管材料の照射および照射後試験"、*動燃技報*、*66*, p.20 (1988).

23) K.Ohara,Y.Abe,et al. :"Effects of Neutron Irradiation on Mechanical Properties of Heat-Treated Zr-2.5Nb Pressure Tube in Prototype Advanced Thermal Reactor FUGEN", *Proc. 96 CNS Conference* (Fredericton, Canada), *2, D3* (1996).

24) C.K.Chow, C.E.Coleman, M.H.Koike,et al. : "Properties of an Irradiated Heat-Treated Zr-2.5Nb Pressure Tube Removed from the NPD Reactor",*Proc. Zirconium in the Nuclear Industry: Eleventh International Symposium, ASTM STP 1295* (1996).

25) M.H.Koike, T.Akiyama, et al. : "Mechanical Properties Change by Irradiation and Evaluations for the Heat-Treated Zr-2.5Nb Pressure Tube", *Zirconium in the Nuclear Industry : Tenth International Symposium ASTM STP 1245*,p.183 (1994).

26) M.H.Koike, S.Onose,et al. : " Hydrogen Pickup and Degradation of Heat-Treated Zr-2.5wt%Nb Pressure Tube",*JSME International Journal SeriesB*, *36*, *3*, p.464 (1993).

27) 小池通崇、宇野謙一："熱処理Zr-2.5Nb 圧力管材料のクリープ特性に関する研究、熱クリープ特性と照射クリープ特性"、*原子力学会「1996春の年会」予稿集*,*J19*.

28) M.H.Koike, T.Takahashi, ot al. : " Leak -Before-Break Experiments on Heat-Treated Zr-2.5wt%Nb Pressure Tube ", Int.J.Pres. Ves. & Piping,*43*, p.39 (1990).

29) M.Koike,S.Iba,et al.: "Development and Experience of Chemical Decontamination for the Fugen Nuclear Power Station (II) ", *Proc. 1991 JAIF Int.Conf.on Water Chemistry in Nuclear Power Plants* (Fukui, Japan) p.716 (1991) .

30) 小池通崇、揖場敏、他："新型転換炉ふげん発電所における系統化学除染技術の開発と経験"、*日本原子力学会誌*、*38*, *5*, p.382 (1996).

31) 菅原正幸、小鷹幸三、他："新型転換炉実証炉燃料集合体の炉外耐久試験"、*動燃技報*、*79*,p.58 (1991).

32) Mochizuki, H.:"Safety Research Relevant to Thermal Hydraulics of the Advanced Thermal Reactor", *IAEA-TECDOC-738*, (1994).

33) 大洗工学センター特集、*動燃技報*、*73*, P149 (1990).

34) H. Mochizuki, N. Kawamata : "An Evaluation Method of Thermal-Hydraulic Fluctuations for LOCA with the Statistical Method", *ICONE-3, Kyoto, 1* (1995).

35) H. Mochizuki : "Evaluation Method of Check-Valve Integrity during Sudden Closure using Thermal-Hydraulic and Structural Analyses", *NURETH-8*, Kyoto, 投稿中.

36) 石井裕治、速水義孝："HITSLコードによる逆止弁閉鎖挙動実験解析"、*日本原子力学会「1991年秋の大会」 E39* (1991).

37) 望月弘保："新型転換炉のシビアアクシデントに関する研究"、*原子力安全シンポジウム*、原子力委員会 (1993).

38) H. Mochizuki and M.A. Quaiyum : "Contact Conductance between Cladding/Pressure Tube and Pressure Tube/Calandria Tube of the Advanced Thermal Reactor (ATR)", *Journal of Nuclear Science and Technology*, *31, 7* (1993).

39) H. Mochizuki, et al. : "Core Coolability of an ATR by Heavy Water Moderator in Situations Beyond Design Basis Accidents", *Nuclear Engineering and Design*, *144*, (1993).

40) H. Mochizuki : "Inherent Safety of the Advanced Thermal Reactor (ATR) during Hypothetical Accidents", *SARJ-93, Tokyo*, (1993).

41) H. Mochizuki and Y. Takabe : "Study of Impulsive Pressure Response in a Tank", *ASME PVP Conference, Minneapolis, USA* (1994).

42) H. Seino, et al.: "OECD/CSNI International Standard Problem Number 34 (ISP-34) Calculation by the CONTAIN Code at PNC", *NEA/CSNI/R 94*, *27*, (1994).

43) 稲田卓、他："燃料集合体からの輻射による崩壊熱除去特性"、*日本原子力学会「1996年春の年会」 B34*, (1996) .

44) H. Mochizuki: "Heat Removal Characteristics from a 36-rod Fuel bundle in a Tube by Radiative Heat Transfer during LOCAs without Emergency Coolant Injection", *NURETH-8*, Kyoto, 投稿中.

45) 成尾一輝、柴藤英造、他："新型転換炉原型炉「ふげん」圧力管モニタリング装置モックアップ"、*日立評論*、*594* (1977).

46) 今泉清："「ふげん」の運転前検査について"、*動燃技報 33*, (1980).

47) 成尾一輝、谷本健一、他："「ふげん」の圧力管検査装置の開発と使用実績"、*動燃技報*、*52*. (1984).

48) T.Kitahara, K.Naruo, et al. : "Development of Pressure Tube Inspection Equipment for the FUGEN (ATR)", *Proc. of an International Symposium on Advances in Nuclear Power Plant Avilability, Maintainability and Operation, Munich*, (1985).

49) K.Naruo, T.Nakamura : "Development of Pressure-Tube Inspection Equipment and Experience in FUGEN (ATR)", *Journal of Nuclear Science and Technology 30, 7*, pp.638～647, (1993).

50) 「ふげん」特集、*動燃技報*、*69*, p101 (1989)

51) 成尾一輝："疵検出条件の最適化によるATR圧力管の超音波探傷技術高度化"、*日本原子力学会「1995秋の大会」予稿集*

52) 成尾一輝、菊池晧："耐放射線性カラーテレビカメラの開発"、*日本原子力学会「昭和63年会」予稿集 A38*

53) 金子淳、尾鳴弘行、他："「ふげん」のISI装置の開発と使用実績"、*動燃技報*、*58*, (1986).

54) 谷本健一："動燃におけるロボット"、*原子力工業 30, 4* (1984).

55) 大洗工学センター特集、*動燃技報*、*73*, p143 (1990).

100号記念特集号

「ふげん」における開発成果

池田　博　　西村　弘　　樋口常久
伊藤孝志　　今野　猛　　新澤達也*

新型転換炉ふげん発電所
*動力炉開発推進本部

資料番号：100— 4

Development Results in Fugen

Hiroshi IKEDA　Hiroshi NISHIMURA　Tsunehisa HIGUCHI
Takashi ITO　Takeshi　KONNO　Tatsuya NIIZAWA

Fugen Nuclear Power Station
*Reactor Development Project, Head Office

「ふげん」は、本格運転を開始して以来17年間にわたり安定的な運転を行い、この間の総発電電力量は約166億kWh、発電時間は約10万時間、平均設備利用率は約66%に達している。また、炉心に装荷したMOX燃料はこれまでに638体に及んでおり、MOX燃料を世界的にも最大級に安定かつ安全に利用してきた実績を有するとともに、我が国において初めて核燃料リサイクルの輪を完結させた発電炉である。

これらの実績は、長年の運転経験に基づく設備面・管理面での改善やATR型炉特有の課題に対する技術開発等によるところが大きい。

今後も「ふげん」は、その特長を活かし、プルトニウム利用技術開発施設、国際的共同研究施設等として運転を継続していく。

1. はじめに

新型転換炉（ＡＴＲ：Advanced Thermal Reactor）原型炉「ふげん」（電気出力16万５千kW）は、重水減速沸騰軽水冷却圧力管型の国産動力炉として、昭和42年から開発を進めた。「ふげん」は昭和45年12月に建設に着手し、世界で初めてウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（ＭＯＸ燃料）を本格的に利用した発電用熱中性子原子炉として、昭和54年３月に本格運転を開始した。以来17年余にわたる順調な運転の過程を通じ、我が国の原子力産業界に「自主技術開発」を定着させるとともに、熱中性子炉におけるＭＯＸ燃料利用体数としては世界最大の実績を得るに至っている。

「ふげん」は本格運転を開始して以来、平成８年８月末現在の総発電電力量は約166億kWh（初送電からは約169億kWh）、発電時間は約10万時間、平均設備利用率は約66%に達している。また、炉心に装荷したＭＯＸ燃料は、合計638体に及んでいる。

「ふげん」は長期にわたり安定的かつ良好な運転を行い、優れたＭＯＸ燃料利用実績や我が国初の核燃料リサイクルの輪の完結等、核燃料リサイクル政策を一部先行的に具現化、実証し、国内外の理解を深めるのに大きく貢献した。また、これまでのＡＴＲの開発、運転・保守管理技術等を通じて国内原子力産業に蓄積、育成された技術は、軽水炉の安全性、信頼性の向上、高速増殖炉の開発等に役立ってきた。

ＡＴＲ実証炉については、平成７年８月25日、原子力委員会が電気事業連合会の実証炉建設計画見直しの申し入れを受けて、経済性の問題を理由として建設計画の中止を決定した。

一方、同日の原子力委員会決定の中で、「ふげん」の今後については、『地元との信頼関係を確保しながら、「ふげん」の特長を活かし、プルトニウム利用技術開発施設、国際的共同研究施設等として利用していくことが適当』とされている。これを受けて、今後「ふげん」では、核燃料リサイクルの確立への貢献、国際的な原子力安全確保への貢献および燃料・材料の照射等の利用といった研究開

発課題にも取り組んで行こうとしている。

本報告では、「ふげん」のこれまでの運転実績と技術成果の概要について紹介する。

2．開発経緯

昭和41年５月に原子力委員会は、①核燃料の多様化（プルトニウム利用が可能である）が図れること、②核燃料の利用効率がよく、天然ウラン所要量およびウラン濃縮量を節減できること等をＡＴＲ開発の意義として評価し、その自主開発を決定した。ATRは、軽水炉で得られた建設および運転上の技術経験を活かすことができ、逆にこの開発によって得られた多くの技術経験は、再び軽水炉に還元し得るとの相乗的開発効果も期待された。

ＡＴＲ開発をナショナルプロジェクトとして進めるにあたり、開発主体として昭和42年に動燃事業団が設立され、原型炉「ふげん」の概念設計が開始された。

昭和44年５月、原子力委員会においてＡＴＲのチェック・アンド・レビューが実施され、原型炉の開発・建設計画が決定された。

「ふげん」は、昭和45年３月に原子炉設置許可申請、同年11月30日に設置許可を得て、12月には建設が開始された。

一方、大洗工学センターでは炉心核特性、炉心熱除去・流動特性、安全性等に係わる現象および特性解析と設計・解析コードの開発のための実規模試験装置を設置し研究開発を進めるとともに、圧力管集合体等の耐久性や性能実証を行い、ＡＴＲキーコンポーネントの健全性を確認した。

建設工事は順調に推移し、昭和52年６月には全機器の据え付けを完了した。総合機能試験を経て、昭和53年３月15日からは炉心への燃料装荷を開始し、最小臨界炉心を達成した。時に昭和53年３月20日午後２時49分、世界の原子力情勢は、米国カーター政権の厳しい核不拡散政策の影響下、再処理工場の運転を控え、また、原子力の平和利用と核不拡散の両立の道を探る「ＩＮＦＣＥ（国際核燃料サイクル評価）」の議論が進む中、日本独特のコンセプトで開発したＡＴＲの発進に世界の注目が集まった瞬間である。

その後、１年間にわたり炉心特性、プラント特性、機器性能等の確認のため起動試験を実施し、昭和54年３月20日、最終使用前検査に合格し、本格運転を開始した。

昭和56年７月原子力委員会は、「ふげん」の順調な建設・運転ならびに昭和48年から動燃事業団が進めていたＡＴＲ実証炉の設計研究等の成果を踏まえ、

①　天然ウラン所要量の削減等、核燃料の有効利用

②　原子力分野における自立性の向上

をＡＴＲ実用化の意義として、電気出力60万kWの実証炉の建設主体を電源開発㈱とし、実証炉に必要な研究開発およびプルトニウム燃料の加工は動燃事業団が行うことを決定した。これを踏まえ、さらに経済性向上のための実証炉設計の見直しを行い昭和58年にはこの集大成として「合理化設計」をまとめ上げ電源開発㈱に引き継いだ。なお、昭和62年度からは、実証炉関連の技術開発は「新型転換炉技術確証試験」として電源開発㈱を主体に実施され、動燃事業団はこれを受託、実施してきた。

一方、「ふげん」は、本格運転開始以降も着実な実績を積み重ね、安定かつ良好な運転により、プラント設計の成立性について実証するとともに着実なＭＯＸ燃料装荷実績、特に、自からの使用済ＭＯＸ燃料の再処理によって得られたプルトニウムを再利用し、我が国において初めて核燃料リサイクルの輪を完結させる等、ＡＴＲ技術の成立性の実証、高度化を果してきた。

しかし、平成７年７月に、電気事業連合会より実証炉建設計画について、経済性の理由から見直し要請が出されるに及んでＡＴＲの開発は急展開を見せるに至った。原子力委員会は、この要請を受け検討の結果、実証炉の建設を中止すること、および将来の核燃料の需給動向の変化に備えプルトニウム、回収ウラン等を柔軟かつ効率的に利用できるＡＴＲの特長を活かしていくための調査・研究は継続することを決定した。また、「ふげん」等ＡＴＲ関連施設のその後の活用の在り方について、前述の方針を示した。

3．運転実績

「ふげん」は、ＡＴＲの原型炉として、昭和54年３月20日の本格運転開始以来、約17年間の運転を通してシステム技術の開発と実証を図ってきた。

特に、ＭＯＸ燃料利用については、平成８年８月までに装荷した燃料集合体総数1,199体のうちＭＯＸ燃料は638体を占めており、核分裂性プルトニウム約1,170kgを含む約1,500kgのプルトニウムを装荷している。これは、一つの原子炉での実績としては世界でも他に類を見ない実績となっている。また、昭和63年には、「ふげん」の使用済ＭＯＸ燃料の再処理によって得られた核燃料を再利用し、我が国において初めて核燃料リサイクルの輪を完結させる等、我が国の核燃料リサイクル政策を一部先行的に具現化、実証し、国内外の理解を

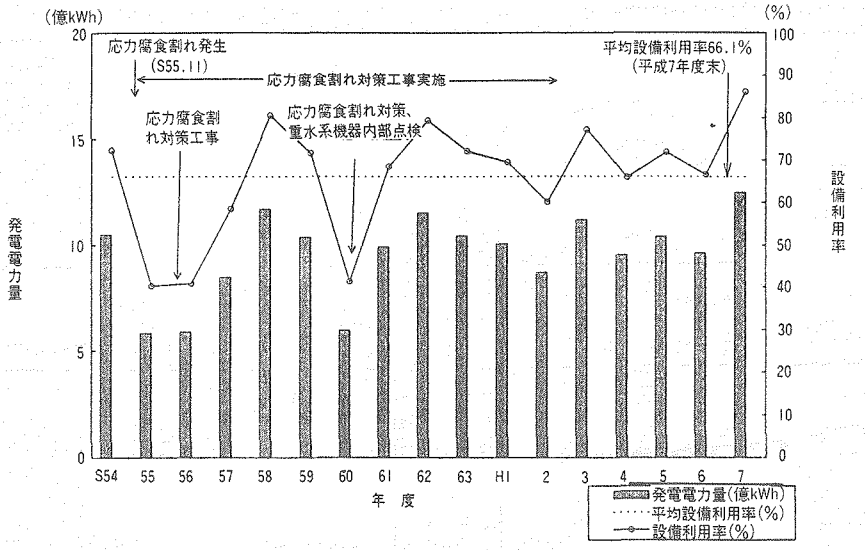


図１　発電電力量・設備利用率の年度推移

深めるのに大きく貢献してきた。

「ふげん」では、運転開始後も発電所の安全性、信頼性を向上させるため、種々の設備改善、水質改善、被ばく低減を図るとともに、経年変化に対応して発電所の健全性を維持するため、所要の設備取替、補修を実施している。

一方、これまでの運転を通して、いくつかのプラント停止を含む事故・故障等を経験したが、いずれもＡＴＲの設計の本質に起因した不具合は発生していない。これらの事故･故障等については、その時点で設備面、管理面について徹底した再発防止対策を実施してきた。

なお、発電所の運営管理は、実用軽水炉と同様であり、ＡＴＲ原型炉固有の特殊性は特にない。

本格運転開始以降平成８年８月末までの総発電電力量は約165億5,300万kWh、総発電時間は約10万3,000時間、平均設備利用率は65.6%に達している。このように、設備利用率は国内の実用プラントと比較しても遜色のない値となっており、「ふげん」は実用炉と同等の信頼性を有しているといえる。発電電力量および設備利用率の推移を図１に示す。

3.1　炉心・燃料管理[1)]

「ふげん」では、炉心管理関連の計画作成、原子炉運転時の監視、運転データの評価および解析コードの評価・改良等、炉心管理業務のほぼすべてを発電所において実施している。

このように計画作成（plan）、運転および監視（do）、評価（see）の繰り返しを一貫して運転現場で行う「ふげん」の炉心管理手法は、効率的でプラント状態に応じて迅速な対応のできる炉心管理を行う上で不可欠である。

「ふげん」は、ＭＯＸ燃料とウラン燃料を装荷した炉心構成であるが、減速材と冷却材が分離され減速材に重水を用いていることから、重水領域で十分減速された熱中性子が燃料集合体に供給される。このため、プルトニウムの共鳴吸収の影響を受けにくく、ＭＯＸ燃料を用いる場合もプルトニウム同位体組成比に係わらず、ＭＯＸ燃料中の核分裂性物質量を一定とすることでウラン燃料と区別することなく同様に利用できる特徴を有している。これらのことから、運転においては同一の熱的制限値(最大線出力密度、最小限界熱流束比、最高燃焼度）によって管理することができる。

燃料の燃焼に伴う反応度補償は、重水中にボロン-10を溶解し、この濃度を調整することにより行っており、出力ピーキングはサイクル中徐々に小さくなる。そのため、出力分布は運転に伴って平坦化し、燃料の熱的パラメータはサイクル初期から徐々に緩和されていく。また、ＡＴＲの炉心管理技術を実証するため、各サイクル毎に重水中ボロン-10濃度の測定結果や、最大線出力密度の実績値等を予測解析値と比較評価し、コードの改良を行ってきている。その結果、サイクルの炉心寿命は、12カ月運転において±７日の精度で予測可能である。最大線出力密度および重水中ボロン濃度の予測と実績を図２に示す。

一方、原子炉運転中の燃料の健全性確認は、定期的に原子炉冷却材中のヨウ素-131濃度を測定することにより行っている。この結果、これまでに燃料破損は１体も認められていない。これは、適

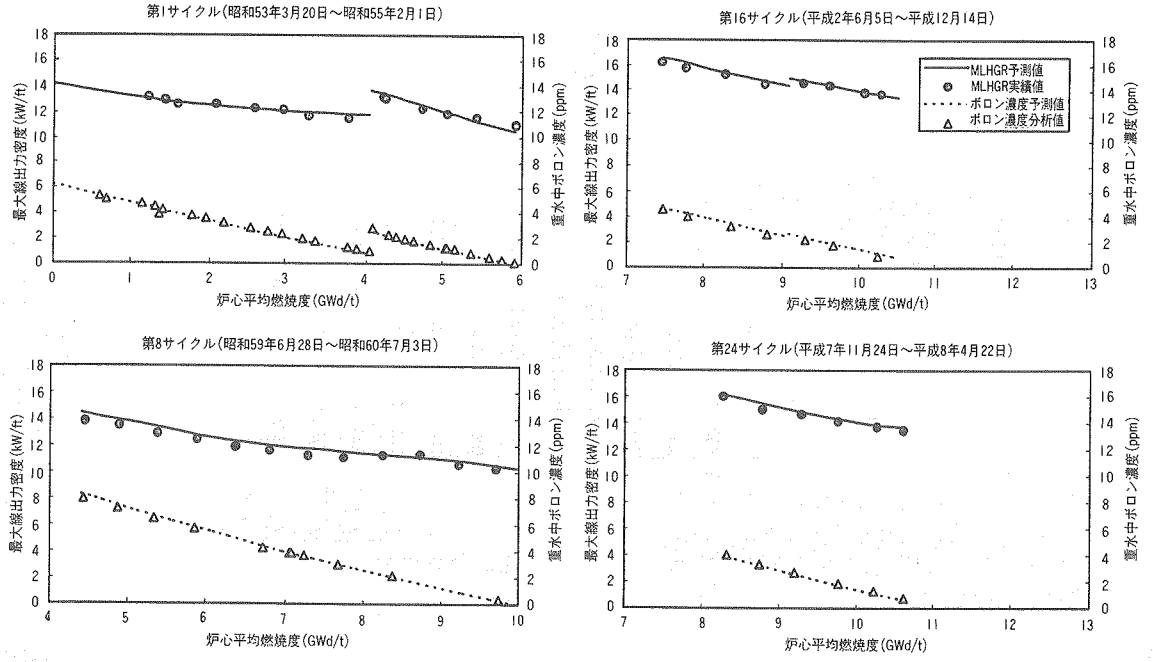


図２　最大線出力密度(MLHGR)および重水中ボロン濃度の予測と実績

切な炉心・燃料管理の成果によるものといえる。

3.2　運転管理

「ふげん」は、原子炉の構造が圧力管型であり、減速材として重水を使用していることから、原子炉の運転特性および燃料の取扱いに特徴を有しているが、原子炉の冷却方法は沸騰軽水冷却型のため、プラントの運転特性はＢＷＲに類似している。このため、運転手法は軽水炉のそれと基本的に変わるところはない。

「ふげん」では、昭和53年３月より開始した１年間の起動試験ならびにその後の運転を通して的確な運転体制の整備に努めるとともに、運転員の教育も計画的に実施してきた。また、定期試験等により設備の機能の健全性が維持されていることを確認するとともに、設備改良や運転手法の改善については、確実に運転手順書に反映し、安全・安定運転に努めてきた。

(1)　運転体制

「ふげん」においては、運転操作、監視を24時間連続して行えるように３交替勤務を行っている。また、教育・訓練を充実させることを主目的として、４班３交替１日勤直体制としている。

当直班では、当直長の指揮の下に、運転操作、定期試験、監視および巡視点検、異常時の対応操作を行っている。運転開始当初には、定期検査時のプラント管理もすべて当直において実施していた。しかし、作業の円滑化を図るため、第２回定期検査以降は、当直班とは別のグループが定期検査に係わる作業の工程調整、アイソレーション(点検対象機器の電気的・機械的な隔離操作)の検討・実施・復旧、試運転等、運転操作に関するすべての管理を実施するように改善した。

(2)　運転手順書

運転手順書は、通常の運転操作と運転監視のための手順書、定期試験のための手順書、巡視点検のための手順書および事故時対応のための手順書から構成されており、操作全般がカバーされている。これらの手順書は、プラント運転実績、「ふげん」ならびに他プラントのトラブルを反映し、逐次改善や充実を図ってきている。特に、トラブル反映に関しては、手順書の面からの徹底した原因の分析を行い、その再発防止の観点から水平展開を図って類似した手順書全体にわたり改善してきた。

(3)　教育・訓練

教育・訓練については、ＯＪＴを中心に、所内の机上集合教育および「ふげん」型コンパクトシミュレータを体系的に組み合わせて運転員の教育訓練を実施している。また、「ふげん」のみならず国内外の事故・故障等の経験も適宜反映し、カリキュラムの見直しを実施している。

さらに、ＢＴＣ（ＢＷＲ運転訓練センター）のシミュレータを使用した教育・訓練も実施しており、知識および技能の維持向上を図っている。

3.3　保守管理

「ふげん」における保守管理は、予防保全を基本とした日常点検、定期検査および設備改善により故障発生の未然防止を図り、設備・機器の信頼性を高水準に維持することを目的としている。

これまでの運転経験と13回の定期検査を通して、予防保全を基本とした適切な保守管理手法を確立してきた。なお、保守管理にあたっては、広範な技術を有する人材育成、同一機器に関する業務調整の円滑化を図るため、昭和60年からは、それまでの「機械」、「電気」、「計装」グループの体制から「原子炉本体」、「原子炉冷却系」、「重水冷却系」、「燃料取扱設備」等の系統別に管理する体制に変更し、現在に至っている。

(1)　定期検査

「ふげん」の定期検査は、「原子炉等規制法」に基づき実施しているが、同時に発電設備を有しているため「電気事業法」に基づく検査も実施している。

定期検査では、「長期定期検査計画」を基本とし、日常点検や過去の定期検査の経験ならびに「ふげん」や他のプラントで発生した不具合経験を十分検討し、年度の定期検査計画に反映して設備機器の点検整備および試験・検査を実施している。また、定期検査時には、設備機器の経年変化対策、機能改善および信頼性向上対策、作業の省力化、被ばく低減等のための改良工事も併せて行ってきた。

これまでに13回の定期検査を実施し、圧力管集合体、入口管、上昇管等の供用期間中検査技術を確立するとともに、燃料交換装置、制御棒駆動装置、重水循環ポンプ等のＡＴＲ特有機器の分解点検手法を確立してきた。

なお、昭和55年に応力腐食割れ(SCC)が発見され、この対策のため長期停止を余儀なくされたが、これ以外には、特有機器を含めその他の機器についても定期検査を長期化させるような事故・故障等による補修改良工事はなかった。ＳＣＣ対策が完了した第10回定期検査以降は、「ふげん」と同時期に運転を開始した実用軽水炉なみの定期検査日数で実施してきている。

(2)　設備改善

「ふげん」では、運転実績、保守実績および軽水炉の経験を反映して、主として各定期検査時に設備維持や改良のために必要な改造工事または取替工事を行ってきた。

特に、ＳＣＣ対策および腐食・浸食対策は予防保全の観点から計画的に実施するとともに、供用期間中検査の強化により健全性の確認を実施してきている。定期検査実績を表１に示す。

3.4　化学管理

「ふげん」の化学管理は、原子炉冷却材（軽水）と減速材（重水）の水質管理が主要なものである。

原子炉冷却系は、再循環系、原子炉冷却材浄化系、主蒸気系、給・復水系等により構成されており、基本的な系統構成はＢＷＲと同様である。

原子炉冷却材の水質は、ＳＣＣ抑制のための水素注入により、昭和60年度から溶存酸素を低減した以外は運転開始以降の水質変化はほとんどなく、管理目標値以内で安定に管理している。このほか、炉水中放射能濃度等についてもＢＷＲ並みの値で推移している。原子炉冷却材の水質管理目標値と実績を表２に示す。

重水系は、重水を冷却するための重水冷却系と重水中の不純物除去等を行う重水浄化系から構成されており、いずれも閉ループ構成となっている。重水の水質は、電導度、pH 等が管理目標値以内となるように維持管理している。重水水質の重要管理項目である電導度を上昇させる要因としては、重水の放射線分解によって生じる過酸化重水素がある。過酸化重水素は、重水浄化系脱塩器のイオン交換樹脂を酸化分解して樹脂寿命を短縮させる。また、樹脂の分解生成物をさらに酸化分解し、硝酸イオン、硫酸イオン等を生成するため、電導度を上昇させる。

過酸化重水素によるイオン交換樹脂の酸化分解は、種々の調査、試験の結果、重水浄化系の脱塩器に通水する重水温度を低下させれば大幅に抑制できるという知見が得られた。これらの知見を反映し、昭和60年度に重水浄化系の重水温度を49℃から20℃まで冷却する冷温化設備を設置、運用を開始した。この結果、重水電導度の大幅な改善と樹脂寿命の延長が図れた。

電導度を上昇させるその他の要因としては、イオン交換樹脂中に残留している微量の塩素によるものがある。これについては、極低塩素化樹脂を開発・採用することにより、さらに電導度を低下させることができた。重水の水質管理目標値と実績を表３に示す。

以上のように、「ふげん」における原子炉冷却材および重水の水質管理は、運転経験の積み重ねや種々の技術開発によって課題を解決し、管理技術の向上を図ってきている。

表1　「ふげん」の定期検査実績

定期検査	第1回	第2回	第3回	第4回	第5回	第6回	第7回	第8回	第9回	第10回	第11回	第12回	第13回
開始日（解列）	昭和55年2月1日	昭和56年4月20日	昭和57年9月24日	昭和59年2月15日	昭和60年7月3日	昭和62年1月7日	昭和63年4月16日	平成元年7月19日	平成2年12月14日	平成4年4月26日	平成5年8月18日	平成7年1月6日	平成8年4月22日
並列日	昭和55年4月24日	昭和56年10月10日	昭和58年1月24日	昭和59年6月28日	昭和60年12月21日	昭和62年3月31日	昭和63年6月27日	平成元年10月30日	平成3年4月30日	平成4年7月21日	平成5年11月16日	平成7年4月25日	平成8年7月16日
完了日	昭和55年5月15日	昭和56年11月5日	昭和58年2月17日	昭和59年7月19日	昭和61年1月10日	昭和62年4月17日	昭和63年7月20日	平成元年12月21日	平成3年5月23日	平成4年8月20日	平成6年1月7日	平成7年5月18日	平成8年8月8日
定期検査期間*	84日(105日)	174日(200日)	123日(147日)	135日(156日)	172日(192日)	84日(101日)	73日(96日)	104日(156日)	138日(161日)	87日(117日)	91日(143日)	110日(133日)	86日(109日)
定期検査の主な特徴	・本格運転開始後初めての定検であるため可能な限り多くの設備の点検・整備を実施	・余熱除去系配管等にSCCが発見され、それに対する予防対策工事を計画的に実施	・D一再循環ポンプインターナルの分解点検を行い、国産機の健全性を確認	・圧力管モニタリングを初めて行い、内径測定、内表面検査、超音波探傷等の実施	・重水系機器の内部点検を重点的に行い、重水系機器の健全性を確認	・発電機の分解点検 ・圧力管の軸方向伸び測定を実施	・最短工程での定期検査を実施	・A/C一再循環ポンプの分解点検を実施 ・原子炉冷却系Aループの系統除染 ・第2回目の圧力管モニタリングを実施	・原子炉冷却系Bループの系統除染 ・SCC予防対策工事が完了	・第3回目の圧力管モニタリングを実施 ・原子炉起動前系統健全性確認検査を実施	・新しい長期定期検査計画にしたがって点検を実施	・第4回目の圧力管モニタリングを実施 ・EHCの更新（デジタルEHC）	・タービン精密点検の実施
主要改造工事	(1)炉浄化系改造 (2)重水浄化系改造 (3)給水系クリーンアップライン改造 (4)圧力管、上昇管配管支持装置取替	(1)余熱除去系配管改造 (2)燃料交換機改造 (3)固形化供給タンク配管材料取替 (4)モニタリングポスト改造 (5)炉浄化系非再生熱交換器、遮蔽冷却系熱交換器の伝熱管の施栓	(1)高圧注水系配管取替 (2)給水系、ドレンベント系配管材料取替 (3)遮蔽冷却系管束取替 (4)廃棄物処理建屋漏洩検出装置設置 (5)B一蒸発濃縮器加熱バスケット取替	(1)高レンジエリアモニタ設置 (2)高レンジモニタリングポスト設置 (3)主給水流量調節弁取替 (4)気体廃棄系再結合器および排ガス復水器材料取替	(1)蒸気放出プール冷却系熱交換器、第3，4給水加熱器材料取替 (2)重水冷温化システム設置 (3)炭酸ガス系改造 (4)原子炉建屋床ドレン、機器ドレンサンプポンプ改良 (5)固形化蒸発缶形状改良 (6)高レンジ排気筒ガスモニタ設置	(1)蒸気タービンの低圧内部車室リブ溶接部補修	(1)第5給水加熱器管台取替 (2)排ガス系復水器管束取替 (3)アニュラスシール取替 (4)移動式放射能観測車搭載機器取替	(1)湿分分離器胴肉盛溶接補修 (2)廃液フィルタ変更 (3)A一蒸発濃縮器加熱バスケット取替 (4)ドライクリーニング装置変更 (5)廃棄物処理設備増強	(1)プロセス計算機取替	(1)給水加熱器ベント系配管材料取替 (2)湿分分離器内部構造物支持枠等の材料取替 (3)給水流量制御用補助盤更新（ファジィ制御採用）	(1)燃料交換装置改造（圧力容器の構造変更等） (2)炉浄化系再生熱交換器、非再生熱交換器の材料取替 (3)給水加熱器ドレン系配管材料取替	(1)第5給水加熱器胴材料取替 (2)湿分分離器計器取付用座設置 (3)主蒸気管系モニタ取替	(1)重水系サンプポンプ予備機設置・取替および重水浄化系配管のルート変更 (2)一次冷却材計測装置の更新 (3)鉛直方向地震加速度検出器設置 (4)中央制御室換気系排風機予備器設置・取替
SCC予防対策工事		(6)高圧注水系、低圧注水系、余熱除去系配管取替工事	(6)炉浄化系、再循環系配管の材料取替工事 (7)工安系ノズル付近のIHSI工事	(5)給水系配管の材料取替工事 (6)炉浄化系戻り配管の材料取替工事	(7)再循環系Aループ配管、逆止弁等の材料取替工事 (8)再循環系BループのIHSI工事	(2)主蒸気系配管の材料取替工事	(5)蒸気ドラムノズルセーフエンド材料取替工事	(6)入口管の一部（8本）の材料取替工事 (7)下部ヘッダ胴中央部材料取替工事 (8)蒸気ドラムノズルセーフエンド材料取替工事	(2)入口管の一部（8本）の材料取替工事 (3)下部ヘッダ胴中央部材料取替工事 (4)蒸気ドラムノズルセーフエンド材料取替工事				
総線量当量	2.36人Sv	15.00人Sv	7.10人Sv	6.70人Sv	11.44人Sv	4.10人Sv	4.47人Sv	6.16人Sv	7.24人Sv	2.54人Sv	2.63人Sv	2.35人Sv	3.06人Sv

＊定期検査開始日（通常は解列の日）から並列までの期間を示す。（　）内は定期検査開始日から定期検査完了日までの期間を示す。

表２　原子炉冷却材の水質管理目標値と実績

項　目	単 位	管理目標値	実 績 値(注)
電導度	μS/cm	1.0　以下	0.06～0.10
pH	——	5.5～8.5	6.8～7.3
塩素イオン	ppm	0.2　以下	＜0.001
シリカ	ppm	2　　以下	0.001～0.017
ホウ酸	ppm	2　　以下	＜0.005
溶存酸素	ppm	0.4　以下	0.0001～0.009

（注）　実績値は、平成７年度の値を示す。

表３　重水の水質管理目標値と実績

項　目	単 位	管理目標値	実 績 値(注)
電導度	μS/cm	5.0　以下	0.34～0.70
pD	——	4.5～8.5	5.7～7.4
塩素イオン	ppm	1.0　以下	0.001～0.017
シリカ	ppm	1.0　以下	0.007～0.074
不溶性不純物	ppm	0.5　以下	＜0.001

（注）　実績値は、平成７年度の値を示す。

3.5　放射線管理[1)]

「ふげん」の放射線管理は、実用軽水炉と同様の原子炉冷却系の放射性腐食生成物（クラッド）による外部被ばく管理と重水炉特有のトリチウムによる内部被ばく管理とがある。

外部放射線による主な被ばく源は、原子炉冷却系機器・配管であり、クラッドの付着・蓄積によりそれらの線量当量率は増加傾向にある。これに伴って定期検査等における線量当量も増加傾向にあったが、

①　給水系への酸素注入による機器の腐食の抑制、給・復水系ホットドレンオフによるクラッドの炉心への持ち込み量の低減

②　第８回定期検査および第９回定期検査時に、国内の原子力発電プラントとして初めて実施した原子炉冷却系の系統化学除染をはじめ、機器単体の化学除染

③　点検機器・配管周辺の遮蔽の設置

④　高線量当量率下作業用機器の自動化等

を行い、近年における定期検査の総線量当量は、ほぼ横這いで推移している。

一方、トリチウムによる内部被ばく防止のため、重水系機器類のフランジ部のリップシール、弁のベローシール化等のトリチウムの漏洩防止対策および分解点検部の乾燥、トリチウム除去系での換気によるトリチウム濃度の低減、トリチウム防護服等の着用、トリチウムモニタによる作業環境の確認等のトリチウム防護対策を行っている。

その結果、トリチウムによる内部被ばくは、十分低いレベルに管理されており、各定期検査における線量当量は外部線量当量に比べ、無視できる程度である。定期検査における総線量当量の推移を図３に示す。

3.6　放射性廃棄物管理

「ふげん」において発生する放射性廃棄物は、気体廃棄物、液体廃棄物および固体廃棄物に大別される。運転に伴って施設から環境に放出される気体廃棄物および液体廃棄物については、それらの放射性物質の低減措置を行い、原子炉施設保安規定等に定める放出管理目標値ならびに法令に定められた濃度限度を下廻るよう管理するとともに、合理的に達成可能なレベルまで十分低く抑えるよう努めてきた。

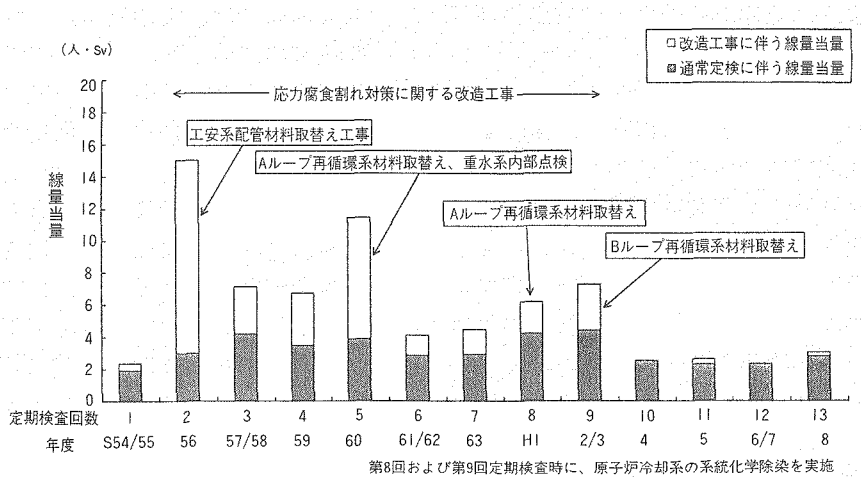


図３　定期検査期間中の総線量当量の推移

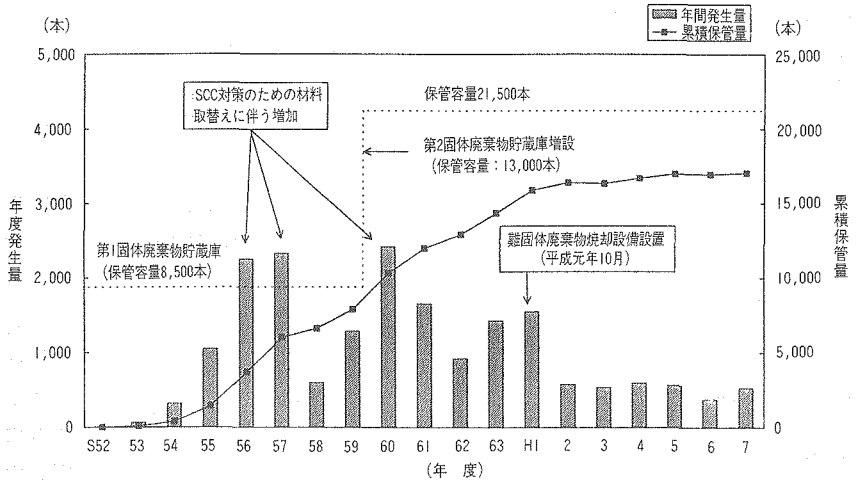


図4　放射性固体廃棄物の発生量・保管量推移

固体廃棄物については、昭和60年度に固体廃棄物貯蔵庫の増設、平成元年度に雑固体廃棄物焼却設備の設置と使用済イオン交換樹脂貯蔵タンクの増強を図り、プラント供用期間中に発生する廃棄物を貯蔵できるようにしている。

(1)　気体廃棄物

気体廃棄物のうち、放射性希ガスおよび放射性ヨウ素については、燃料破損がないことから十分低く、かつ、ここ数年は放出管理の充実を図ってきたことから検出限界値以下となっている。また、トリチウムは、重水中のトリチウム濃度が原子炉の運転に伴って上昇するため、放出量もこれに伴って増加する傾向にあったが、昭和63年度から重水のサンプリング分析作業時に換気系に移行する水蒸気状のトリチウムを脱湿剤（モレキュラシーブ）により吸着回収し、放出量の低減化を図っている。これにより、気体トリチウムは放出管理目標値以下で推移している。

(2)　液体廃棄物

「ふげん」におけるトリチウム以外の液体廃棄物の主放出源は洗濯廃液である。このため、平成元年度にドライクリーニング装置を導入し、放出放射能量の低減化を図った。また、機器ドレン処理系についても、廃液の蒸発濃縮処理や中空糸膜フィルターによる処理により、ここ数年は検出限界値以下となっている。液体トリチウムについては、機器の開放点検内容等によって変動するが、放出管理目標値以下で推移している。

(3)　固体廃棄物

固体廃棄物のうち、雑固体廃棄物については、可燃性と不燃性に分けて固体廃棄物貯蔵庫に保管している。その保管容量は、200ℓドラム缶で21,500本であるが、年間平均発生量が約1,500本であり、平成6年度には保管容量の限界に達することが予測された。このため、平成元年度に焼却処理能力が約355,000kcal/hの焼却炉を導入し、可燃性雑固体廃棄物の焼却処理を行っている。これにより、平成2年度以降は可燃性雑固体廃棄物が大幅に減少したため、年間平均発生量（保管量）の増加分を年間150本程度と大幅に抑えることができた。

固体廃棄物の発生量、保管量の推移を図4に示す。

4.　技術成果

「ふげん」は、原子炉の冷却系が沸騰軽水冷却であることから設備上はＢＷＲに類似した面が多く、運転管理、保守管理、放射線管理等のプラント管理面では、実用軽水炉の経験や知見の多くが反映可能であるが、一方で ①燃料にＭＯＸ燃料を使用すること、②原子炉の構造が圧力管型であること、③減速材に重水を使用すること等の特徴を有している。

このため、ＡＴＲ型炉特有のプルトニウム利用技術、プラント運転手法、検査技術、重水取扱技術等を確立するとともに、水質管理、被ばく低減、計算機利用等においては、実用軽水炉へも反映できる原子炉基盤技術の開発、高度化を図ってきた。

これらの技術成果のうち、代表的なものを紹介する。

4.1　プルトニウム利用技術

「ふげん」は世界に先駆けてＭＯＸ燃料を本格的

に使用する熱中性子炉であり、これまでに使用したＭＯＸ燃料の総数は世界の中にあっても群を抜いた実績となっている。平成８年８月末までに原子炉に装荷したＭＯＸ燃料集合体の総数は638体であり、核分裂性プルトニウム約1,170kg を含む約1,500kg のプルトニウムを装荷してきている。この間、標準ウラン燃料および照射用燃料も含めて合計1,199体の燃料集合体を装荷してきたが、燃料破損は１本も無く、極めて順調な運転実績をあげることによりプルトニウム利用技術の確立とその実証に大きく貢献している[2]。

「ふげん」は、圧力管型重水炉であることから中性子経済に優れているだけでなく、燃料の多様化にも柔軟に対応することができる。核分裂により発生した中性子は、温度約70℃以下でかつ燃料体積の約８倍もある重水領域で十分に減速された熱中性子となって燃料に供給される構造になっているため、燃料近傍で減速される構造の軽水炉に比べてプルトニウムの共鳴吸収の影響や、中性子再生率 η の中性子スペクトル依存性の影響を受け難いという特長を持っている[3]。このため「ふげん」では、核分裂性プルトニウムと U-235を区別することなく利用することができ、ＭＯＸ燃料中の核分裂性物質濃度を一定（現行標準タイプＢ燃料で2.0wt%）とすることで、同一の燃焼度（約17 GWd/t）を得ることができる。通常、燃料製造で使用する原料プルトニウム中の同位体組成比は常に一定ではないことから、このような簡素な燃料仕様は、燃料製造面での合理化に貢献し得るものである。特に今後、軽水炉の高燃焼度化によりプルトニウムが高次化していくことや、ＭＯＸ燃料の高燃焼度化を図っていくことが予想されるが、ＡＴＲ型炉の場合、プルトニウム同位体組成の違いが燃焼度に与える影響が小さいため、ウラン燃料と同一の燃焼度を得るために余分に添加するプルトニウムの量が軽水炉に比べて少なくて済み、燃料製造コストの低減とプルトニウム資源の節約の面で優れた特長を有している。

また、プルトニウムを利用する熱中性子炉においては、Pu-241の崩壊（半減期14.4年）による核分裂性プルトニウムの減少および中性子吸収体である Am-241の蓄積の影響を定量的に評価する必要がある。このため、「ふげん」の実績と大洗工学センターの重水臨界実験装置（ＤＣＡ）での実験データを基にプルトニウム同位体組成や Am-241の核特性を精度良く評価できるように、解析コード（WIMS-ATR および POLESTAR）の改良を行った。これにより、例えば炉心の運転可能日数の予測解析では、±７日の精度で予測可能である[4]。

一方、「ふげん」で使用したＭＯＸ燃料の健全性を確認するため、サイト内の燃料検査装置等により漏洩検査、外観検査、寸法検査等を実施しており、これまでの結果からは異常なデータは全く得られていない。また、このうちの２体の使用済ＭＯＸ燃料について照射後試験を行っており、燃料棒の伸び、ＦＰガス放出率等について評価した結果、これらのＭＯＸ燃料の照射挙動が、従来の軽水炉用ウラン燃料の試験から得られている知見とほぼ同様であることを確認した。このことからＭＯＸ燃料の設計においても、多くのウラン燃料の照射データを活用できることが示された。

使用済燃料は、これまでに照射用燃料を除いて965体を取り出し、そのうち478体を東海再処理工場へ輸送した。昭和63年には「ふげん」の使用済ＭＯＸ燃料34体を東海再処理工場で再処理して得られたプルトニウムを用いたＭＯＸ燃料４体を再び「ふげん」に装荷し、核燃料リサイクルの輪の完結を実証している。この時にリサイクルしたプルトニウム中の核分裂性同位体組成比は、装荷時に60.1%であったものが18.3GWd/t 燃焼後の取り出し時には48.9%まで低下し、高次化したプルトニウムでも「ふげん」において有効に利用できることを併せて実証した。これらは、核燃料サイクルにおけるプルトニウム利用の技術的基盤を固めるのに大きな役割を果たした。

この他、「ふげん」はＭＯＸ燃料開発のための照射ベッドとしても貢献した。標準燃料として使用している設計燃焼度20GWd/t の28本クラスタ燃料からの高燃焼度化・高性能化を図るため、36本クラスタ燃料の試験照射を計画的に行ってきた。このうち、設計燃焼度40GWd/t の36本クラスタガドリニア燃料の照射については現在も行っており、平成９年１月で約39GWd/t を達成する予定である。さらに、設計燃焼度55GWd/t を目指した54本クラスタ燃料集合体の照射試験についても現在計画中である。

4.2　プラント運転手法[1),5),6)]

「ふげん」は、重水減速沸騰軽水冷却型原子炉であることから、原子炉まわりの運転特性は以下の特徴を有している。

① 燃焼に必要な余剰反応度の制御は、重水中のボロンの濃度調整で行っていること、中性子移動面積が大きく炉心内の中性子分布が平坦化していることから、制御棒はほとんど全引抜状態

で運転できる。

② 出力上昇や降下時の反応度制御はボイズン濃度調整および制御棒のいずれでも可能であり、柔軟な運転対応操作が可能である。

③ 冷却材ボイド反応度係数はほぼ零であることから、原子炉再循環ポンプの速度切替は、低速(450rpm)／高速(900rpm)の2段切替であり、原子炉出力への影響はほとんどない。

④ 原子炉冷却系は蒸気ドラムを有する独立2ループ構造であり、蒸気ドラム内の冷却材保有量が少ないため、プラント過渡時には、適切かつ迅速な水位制御が要求される。

「ふげん」は上記の特徴を踏まえ、運転開始より得られた運転実績、運転経験、他プラントおよび「ふげん」での事故・故障等の反映、機器の改造等に応じた運転操作改善により、運転手法を確立してきた。

主要な運転操作の改善を以下に示す。

(1) 給水調節弁切替え操作[7]

プラント主要操作の一つに、給水調節弁の切替え操作があげられる。給水流量調節弁は、各ループに主給水調節弁・低流量調節弁の各々2個設けられているため、プラントの起動・停止時には給水調節弁の切替え操作が必要である。低流量調節弁から主給水調節弁への切替え操作は、原子炉出力がおよそ7～8％で実施していた。しかし、蒸気ドラム内の冷却材保有量が少ないため、この出力領域における蒸気ドラム水位は、出力変化、給水流量変化、タービンバイパス弁の開度変化に伴うボイド変化等の要因により不安定な領域であった。そのため、昭和57年に低流量調節弁の改善を行い、蒸気ドラム水位が不安定となる出力領域をさけて、より安定した領域で弁切替え操作を行うように改善した。さらに、低流量調節弁は、蒸気ドラム水位のみで制御する単要素制御（PI）を採用していたが、制御性の向上を目的として、制御要素を蒸気ドラム水位偏差だけではなく、原子炉出力、タービンバイパス弁開度等複数要素によるファジィ理論を採用した制御システムの開発を行い、平成4年に我が国で初めて原子力プラントに適用した。これにより、低出力領域でのプラントの安定性、運転操作性の向上が図れた。

(2) 燃料交換作業[8),9)]

「ふげん」の燃料交換作業は、炉心下側から燃料交換装置により、中央制御室から遠隔で行っている。燃料交換作業は、燃料移送機、燃料出入機、トランスファーシュート、燃料移送機の四つの機器を使用するが、その運用については運転員の経験的知識に頼る部分が大きかった。そのため、これまでの燃料交換実績、運転員の知識やノウハウを計算機に取り込んだＡＩツールを利用してモデル化した計算機システムを開発し、平成7年に実機に適用した。本システムにより、燃料交換作業が遠隔自動化され、燃料交換作業の信頼性向上、迅速化を図ることができた。

(3) 燃料プレコンディショニング

プラントの起動時に燃料被覆管の健全性の確保のため、出力上昇速度の管理を行っているが、実用軽水炉の経験を参考とし、また最新の知見を取り入れ、上昇率を変更した。また、プラント起動時の定格出力運転初期に、プラント定常運転中の制御棒操作時においても燃料に与える影響を軽減するために、燃料のプレコンディショニング（燃料エンベロープの形成、重畳）を行っている。従来は出力を下げて実施していたが、その後の知見により出力を下げずに効率良く行う運転方法を確立した。

(4) 原子炉再循環系の脱気運転

原子炉冷却材中の溶存酸素濃度が応力腐食割れ発生要因のひとつであることから、プラント起動前に原子炉冷却材中の溶存酸素濃度を0.2ppm以下に脱気している。

「ふげん」において当初考えられていた脱気方法は、原子炉冷却系を真空にして脱気を行う方法であった。しかしこの方法では、原子炉冷却材浄化系のポンプにキャビテーションが発生した。このため、第1回定期検査時に設備改造を行い、国内のＢＷＲと同様に原子炉冷却系の真空による脱気運転を原子炉起動時に採用している。

4.3 圧力管の検査技術と健全性評価

(1) 圧力管の検査技術

「ふげん」の圧力管の材料であるジルコニウム合金（Zr-2.5wt％Nb）が炉心耐圧容器材料として我が国で初めて使用されたことならびに中性子照射による照射クリープ特性を有していることから、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成している機器に対する定期的な供用期間中検査(ISI)に加え、照射クリープ量を追跡調査していく圧力管モニタリングを実施している。

圧力管の検査は、高い検査精度と、高放射線環境下での作業であることから、検査員の被ばく低減と検査時間の短縮化が要求されるため、専用の検査装置を計画的に開発して実用化を図ってきた。

特に圧力管の内部は、検査時に高放射線環境（約3×10^5R/h）となるため、遠隔操作型の検査装置

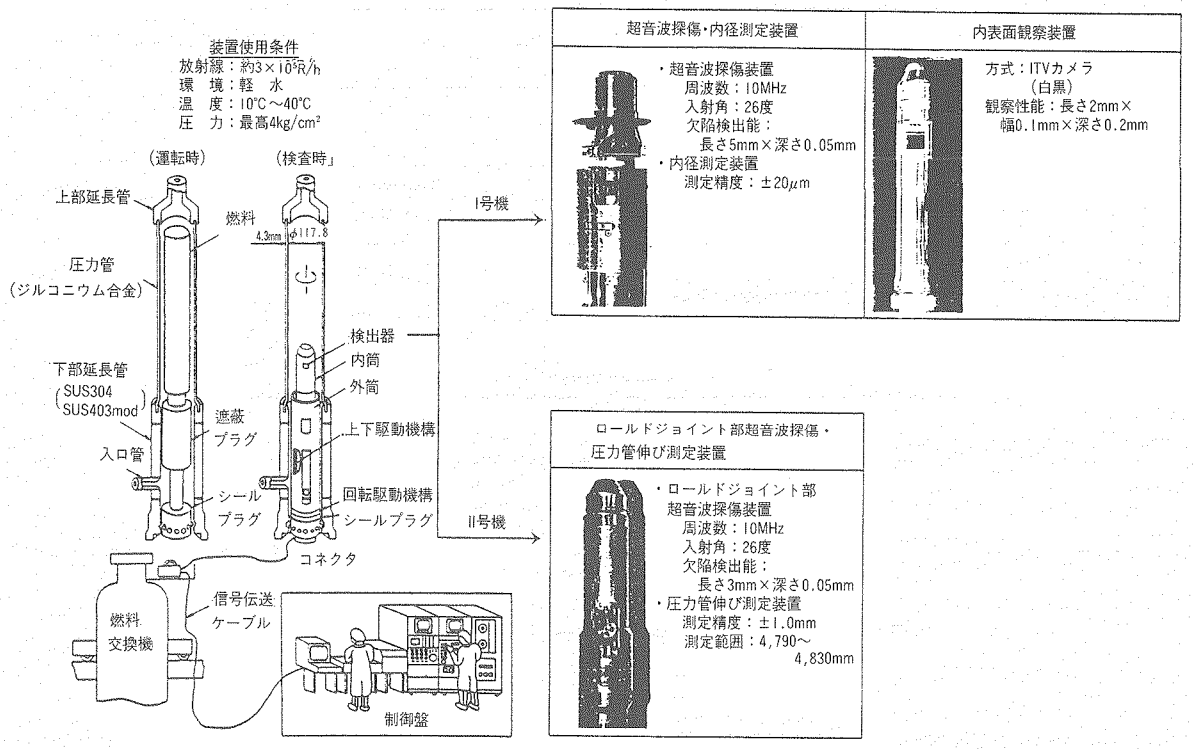


図５　圧力管検査装置

の開発を進めた。昭和52年度から昭和56年度にかけて燃料交換装置を利用して遠隔操作で圧力管に着脱できる小型の圧力管検査装置を大洗工学センター（大洗）で試作開発するとともに、検査技術の開発改良を行い、実用化の見通しを得た。

これらの開発成果をもとに圧力管検査装置Ｉ号機およびII号機を製作し、順次「ふげん」の圧力管検査に適用して改良を図り、実用化を達成してきた。さらに現在、最新の技術知見を反映するとともに、検査装置Ｉ・II号機の機能を統合して検査時間の短縮化を図る新型圧力管検査装置の設計・製作を進めている。圧力管検査装置Ｉ号機およびII号機の概要を図５に示す。

①　圧力管検査装置Ｉ号機

圧力管検査装置Ｉ号機は、圧力管の超音波探傷試験と内径測定を行う装置と内表面観察を行う装置の２種類の検査装置から構成されている。

昭和56年度から昭和57年度にかけて当該装置を設計・製作し、昭和58年度に大洗で炉外における機能および性能を確認した。「ふげん」の第４回定期検査（昭和59年３月）以降、圧力管のＩＳＩと追跡圧力管４体および最大集積中性子照射圧力管１体の圧力管モニタリングに本検査装置を定期的に使用している。

②　圧力管検査装置II号機

圧力管検査装置II号機は、圧力管とステンレス鋼製の上部・下部ロールドジョイント部の超音波探傷試験および圧力管伸び測定の２種類の検査機能を備えている。

この装置は、大洗で開発したロールドジョイント部の超音波探傷技術を基に昭和59年度から昭和60年度に設計・製作し、昭和61年度に大洗で炉外における機能および性能の確認を行った後、「ふげん」の第６回（昭和62年２月）および第10回定期検査（平成４年６月）において使用した。

これまでの検査結果によると、超音波探傷および内表面観察のいずれにおいても異常は認められておらず、圧力管の健全性が維持されていることを確認している。また、圧力管の照射クリープ特性は、図６に示すとおり予測値と非常に良く一致しており、圧力管設計の妥当性も確認している。

(2)　圧力管材料の照射後試験

圧力管材料の健全性は、圧力管検査装置による検査の他、「原子炉等規制法」および「電気事業法」の技術基準にしたがって、原子炉内で照射している監視試験片によっても確認している。

監視試験片の照射後試験は、技術基準上からは引張試験片と衝撃試験片によるものとなってい

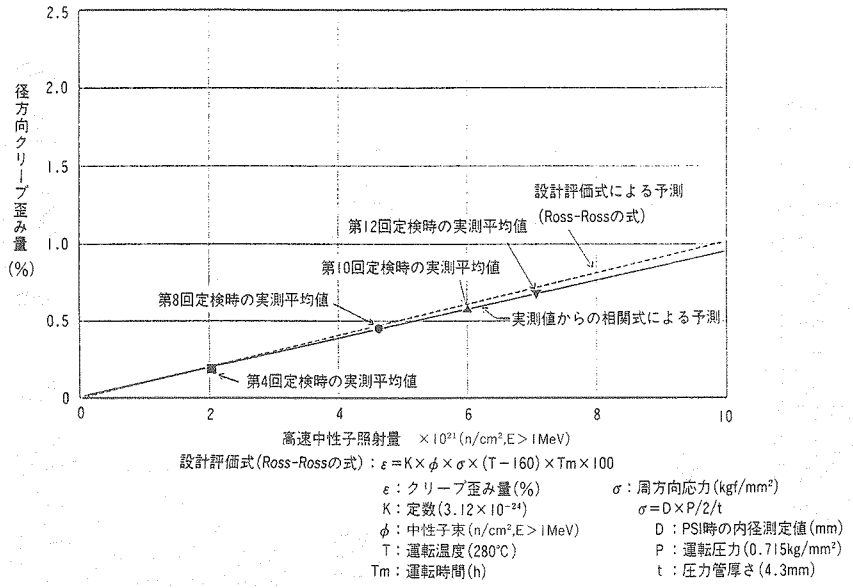


図6　径方向クリープ歪み量と高速中性子照射量の関係

る。しかし、圧力管材料は十分な延性を示すものの水素を吸収した状態では脆化するおそれがあるという材料の特殊性を考慮して、靱性特性を評価するために、衝撃試験片に代えて曲げ試験片を用いている。さらに、腐食量と水素吸収量の評価のために、腐食試験片を追加している。

これまでに、第4、8および10回定期検査時に監視試験片を取り出し、大洗の照射材料試験施設に輸送して照射後試験を実施した。

設計照射量(30年間)約3×10^{22}n/cm²(>1MeV)に対して、第10回定検時に取り出した監視試験片の積算照射量は約7×10^{21}n/cm²(>1MeV)であった。これまでの照射後試験の結果、圧力管の引張強さ、破壊靱性値、水素吸収量等の材料特性は設計範囲を十分満足しており、その健全性を確認している。試験結果の一例として、破壊靱性値の評価結果を図7に示す。

(3)　圧力管の健全性評価

圧力管検査装置による超音波探傷試験、内表面観察、照射クリープ量の追跡調査等の結果に異常が認められていないこと、および監視試験片による照射後試験で評価した機械強度、腐食量、水素吸収量のいずれも設計値を満足していることから、「ふげん」の圧力管の健全性は十分確保されており、今後も維持されるものと判断している。

また、プラント運転中は、熱遮蔽のために圧力管とカランドリア管の間隙部に炭酸ガスを流しており、この炭酸ガス中の湿分を常時監視することでロールドジョイント部を含め圧力管からの漏洩がないことを確認している。これまで炭酸ガス中の湿分上昇は認められていない。

なお、ＣＡＮＤＵ炉では、圧力管のロールドジョイント部において、過度の拡管によって生じた残留応力による割れの発生が運転開始数年後に報告されているが、「ふげん」においては、ロールドジョイント部の施工に際して厳密な品質管理を行うとともに、施工後に応力除去を行い接合部の残留応力を低減しているため、同様の割れは発生していない。

4.4　新型転換炉特有機器の信頼性と保守性

(1)　シールプラグ

シールプラグは、圧力管下端部に装着され、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する重要な機器

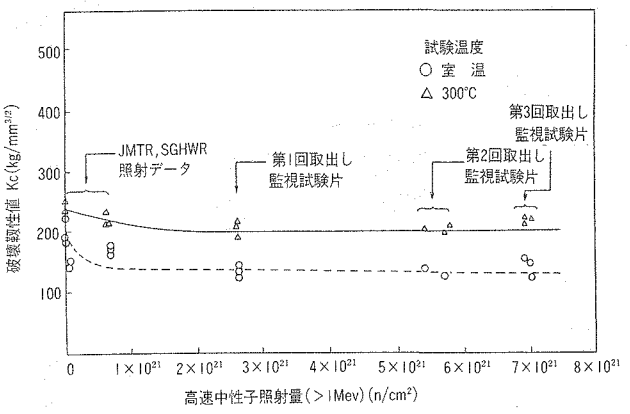


図7　圧力管監視試験片の破壊靱性値と照射量

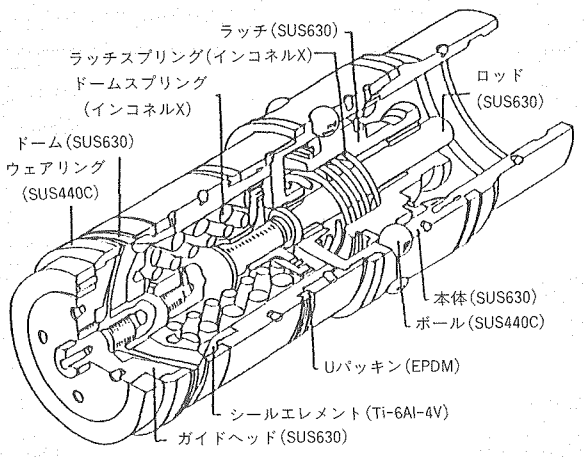


図8　シールプラグ構造図

であることから、冷却材の漏洩がなく、燃料交換装置によって容易に着脱できるものを独自に開発して使用している。シールプラグの構造を図8に示す。

現在「ふげん」では、316体（炉心装荷体数224体、予備数92体)のシールプラグを保有しており、燃料交換時に取り外されたシールプラグを整備済の予備品と交換する運用を行っている。第13回定期検査までに延べ1,685体の取替えを実施した。また、運転中のシールプラグからの漏洩については、シールリーク検出装置で常時監視しており、シール性能も極めて良好であることを確認している。

燃料取出時に取り外されたシールプラグは、次期装着用として分解点検を行い、予備品として整備しておくことにより、定期検査工程および計画停止期間の短縮を図っている。

昭和62年度計画停止時にクラッドによるシールプラグの固着を1回経験した。しかし、シールプラグの交換を燃料取出時に行い、使用済シールプラグを再装着しない運用や、シールプラグを着脱する際に燃料交換機から炉心側へ給水することでクラッドの噛み込みを防止する対策を講じることで、その後不具合は発生していない。

(2)　燃料交換装置

燃料交換装置は、運転中に原子炉下部から燃料交換ができるように設計された「ふげん」特有の設備である。本装置の構造を図9に示す。

燃料交換装置は、昭和53年の燃料初装荷以来、第13回定期検査までに24回の燃料交換を行い、総計3,594体の燃料を取り扱った。現時点では、燃料の健全性確保の観点から、燃料交換は原子炉停止時に行っている。

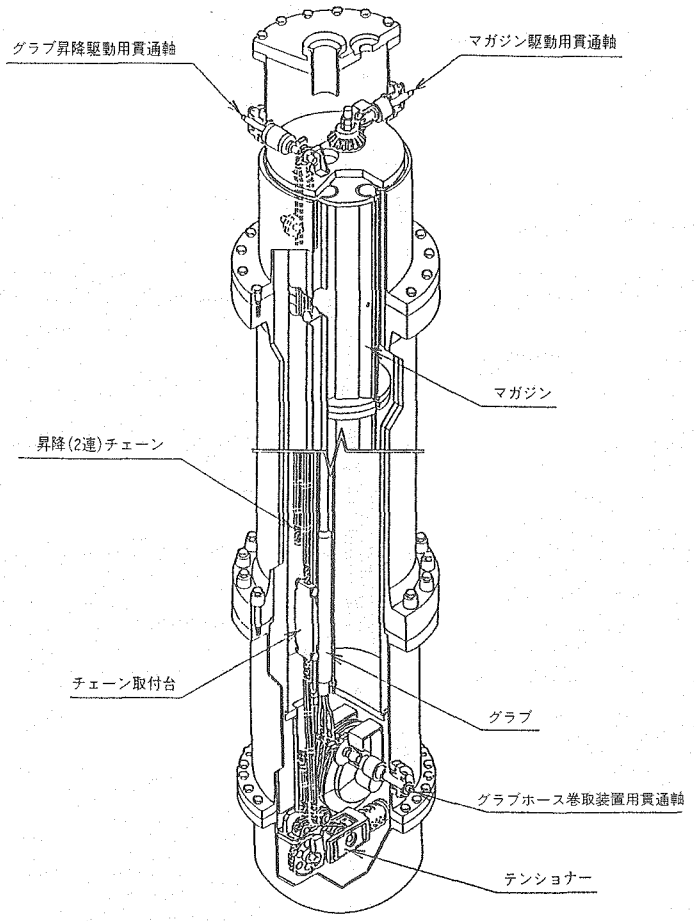


図9　燃料交換装置構造図

燃料交換装置の分解点検は、第11回定期検査まで毎回実施していたが、それまでの点検実績、装置改造の効果等を総合的に評価して、以降2定期検査毎に実施している。また、駆動機構をユニット化して点検調整済の予備ユニットと一括交換する等、点検工程の短縮化に努めてきた。さらに、平成4年度以降、信頼性向上、保守性向上、被ばく低減等を目的として長期的な改造計画を定め、計画的に装置の改造・更新を進めている。第11回定期検査において、グラブ昇降駆動系、上部ヘッドおよび下部ヘッドの改造、第12回定期検査において、人工知能技術を適用した制御装置への更新、第13回定期検査において、油圧装置の更新を行った。今後、クラッド除去装置の設置等を計画している。

燃料交換装置は、主として燃料集合体から剥離し浮遊するクラッドに起因した駆動部の動作不良等、開発段階では予期しなかったトラブルを経験した。このため、クラッド対策、駆動部の簡素化等の的確な改善を行うことで信頼性の向上を図っ

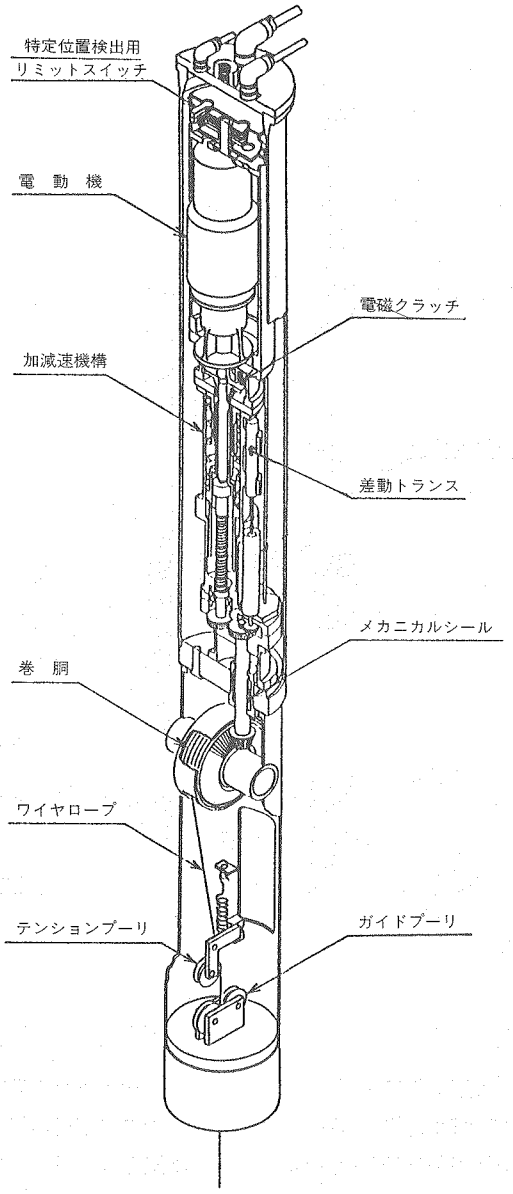


図10　制御棒駆動装置構造図

ており、近年順調に燃料交換を行っている。

(3)　制御棒駆動装置

制御棒駆動装置（ＣＲＤ）は、電動機駆動－ワイヤドラム方式で原子炉上部に設置されており、軽水炉と異なる構造であることから、主要部品の開発試験、機能確認試験、試作装置による特性試験、耐久試験等を行い、「ふげん」用として独自に開発した。ＣＲＤの構造を図10に示す。

ＣＲＤには、制御棒をカランドリアタンクの重水中で連続的に引抜きまたは挿入することにより出力制御を行う機能と、スクラム信号により電磁クラッチを開放して制御棒を２秒以内に炉心に落下させる緊急停止機能がある。

全49台のＣＲＤのうち、動作頻度が高い出力自動調整用の4台については定期検査毎に、動作頻度が低い安全棒用の45台については５定期検査以内に全数の点検整備を行っている。また、定期検査毎にＣＲＤ全数について作動検査およびスクラム検査を行い、性能、機能の健全性を確認している。プラント運転中には、出力調整に使用していないＣＲＤについて、週１回の頻度で動作確認を行っている。

第13回定期検査までに延べ205台のＣＲＤの分解点検を実施したが、性能、機能に影響を及ぼす異常が認められていないこと、またスクラム検査等においても当初の性能が十分保持されていることから、高い信頼性が実証されている。

さらに、制御棒とＣＲＤの分離および結合が重水中トリチウムの拡散を防止するグローブボックス型の専用の交換装置を用いて通常の装備で行えること、炉心に据え付ける前に炉心を模擬した専用の試験設備で性能および機能の確認ができること等、保守点検性も優れている。

(4)　重水循環ポンプ

重水循環ポンプは、重水漏洩防止の観点からポンプ部とモータ部が一体となった回転軸シールのないキャンドタイプを採用している。このポンプの構造を図11に示す。

本ポンプの分解点検の周期は、主にモータ部に設けられたスラスト軸受の摩耗量を基に定めてい

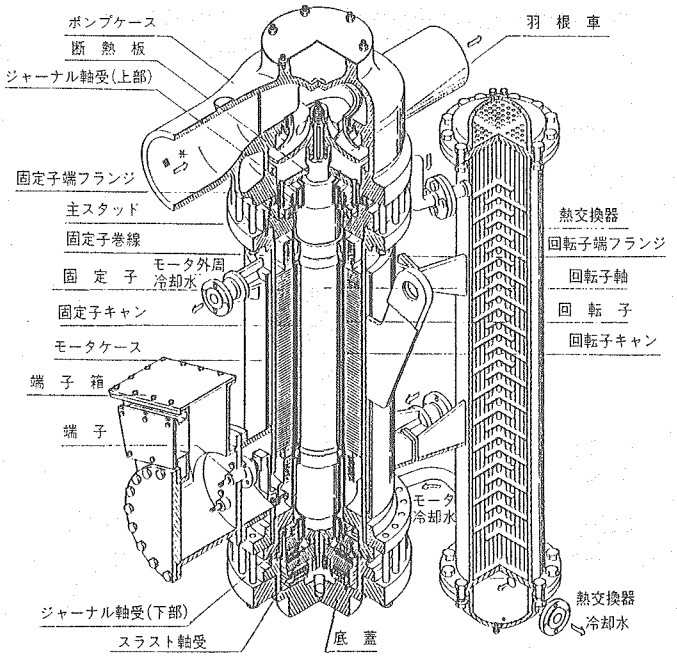


図11　重水循環ポンプ構造図

る。第７回定期検査までは、試作機の試験データに裕度を取り２定期検査毎に分解点検を実施していたが、それまでに蓄積された摩耗量の実績データ等を評価し、以降３定期検査毎に分解点検を行っている。軸受については、分解点検時の外観検査、寸法検査等の結果を基に再使用の判断を行っているが、さらなる長寿命化を目指し、第11回定期検査から摺動面の材質を変更したものと順次交換している。さらに、運転中のスラスト軸受の摩耗量を常時監視する装置を試作し、データ採取を継続している。

分解点検に際しては、重水中に含まれるトリチウムによる内部被ばくを低減する観点から、分解前にポンプ内部に乾燥空気を通気して乾燥することでトリチウム濃度を下げるとともに、汚染拡大防止のための仮設クリーンハウスを設け、必要に応じてトリチウム防護服を着用して作業を行っている。

重水循環ポンプは、プラント運転中に停止等のトラブルもなく安定した運転を継続しており、高い信頼性を実証している。また、本ポンプの分解点検を通じて重水系機器の保守技術も確立した。

4.5　重水リサイクル技術[1),5),10)]

「ふげん」の減速材である重水は、天然水中に約0.02%しか存在せず、原子炉の減速材として使用できる原子炉級重水（99.7%以上）とするためには大規模な重水製造プラントが必要であり、高価なものとなっている。また、我が国には重水製造プラントはなく、かつ重水が国際規制物質（昭和63年に国際規制物質から除外された）であったことから海外からの輸入に依存せざるを得ないというセキュリティ上の観点からも重水精製プラントの導入による重水リサイクル技術の確立が重要であった。

このため、原子炉運転に伴う重水浄化系のイオン交換樹脂の交換により発生した劣化重水（軽水が混入して重水濃度が原子炉級重水よりも低下した重水）を精製（原子炉級重水に再濃縮すること）して再利用するために二つの重水精製プラントを導入し、重水のリサイクル運用を確立した。

第１段階として、95%以上の高濃度劣化重水を精製するため、水電解法による重水精製プラントを設置した。このプラントは重水精製装置Ⅰとして、昭和54年４月から運用を開始した。

水電解法による重水精製装置Ⅰは、処理重水中の重水濃度が高く、精製量が比較的少ない場合に経済的に精製できるもので、我が国では日本原子力研究所の研究用重水炉の重水精製に適用された実績がある。重水精製装置Ⅰは、昭和54年４月に実用運転開始以来、平成８年３月までに544バッチの精製運転を行い、高濃度劣化重水約111t（100%重水換算重量）を処理して約48.2t（100%重水換算重量）の製品重水を精製した。

第２段階として、95%以下の低濃度劣化重水の精製については、基礎的開発を相模中央化学研究所、北海道工業開発試験所、理化学研究所等の協力を得て開発を進めていた水・水素同位体交換反

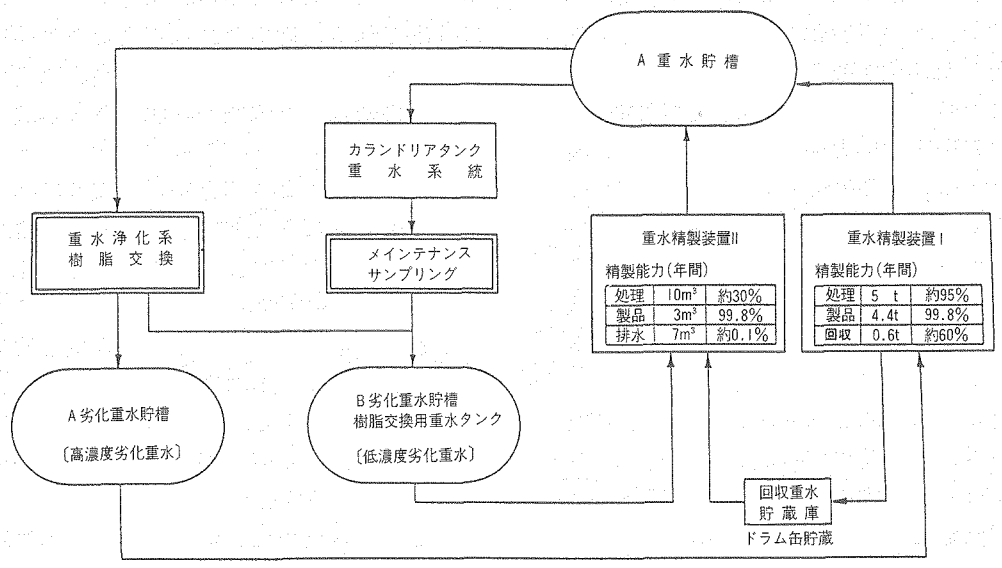


図12　「ふげん」の重水運用リサイクルの概念

応法による水素同位体分離技術を適用することとした。この技術に関する実用化開発として、「ふげん」に設置したパイロット試験装置にて各種特性試験を実施し、その成果に基づき重水精製装置IIを設計・建設した。

重水精製装置IIは世界初の疎水性白金触媒を用いた水・水素同位体交換反応法による実用プラントとして、昭和62年10月に運転を開始した。運転開始以来、平成８年３月までの運転で劣化重水を約40.2t(100%重水換算重量)処理し、約37.2t(100%重水換算重量)の製品重水を回収した。

重水精製装置IIの運用を開始することによって図12に示すように「ふげん」で発生する劣化重水のほぼ全量を再利用できることとなった。その結果、海外からの重水購入が不要となり、経済的な運用が可能なった。

重水精製装置Ⅰの導入・運用実績の蓄積によって重水電解技術の信頼性が実証されたこと、および重水精製装置IIの導入・運用によって、疎水性白金触媒を用いた我が国独自の気液分離型交換反応塔システムによる水素同位体分離技術が実用規模で実証されたことにより、「ふげん」独自の重水リサイクル技術を確立することができた。

4.6　水素注入技術[1),11)]

「ふげん」の原子炉冷却材系の機器・配管のＳＣＣの発生を予防するために、我が国で初めて水素注入により、原子炉冷却材中の溶存酸素濃度を低減する水質改善法を導入した。

ＳＣＣは、炭素含有量が0.03%以上のSUS304ステンレス鋼材等の溶接熱影響部等の高い残留応力を持つ部位で、かつ鋭敏化してＳＣＣに対する感受性が増大した部位が酸化性の比較的高い水質環境に曝された時に発生する。一般的には図13に示すように材料因子、応力因子、環境因子の３因子が重畳した時にＳＣＣが発生するとされており、水素注入は環境因子を除去する水質改善法である。

水素注入の導入にあたっては、表４に示すように昭和57年より技術検討を行い、炉外での材料試験と並行して昭和59年７月から１年間にわたり水素注入試験を実施した。この試験結果に基づき、昭和60年12月から連続的な水素注入を継続して現在に至っている。

以下に「ふげん」で実施した水素注入試験と材料健全性確認試験の結果を中心に「ふげん」における水素注入法の概要を紹介する。

(1)　水素注入方法

「ふげん」では図14に示すように、水素は給水ポンプの上流側から給水系に注入されて蒸気ドラムに流入した後、原子炉冷却材とともに炉心部を通って炉心部での水の放射線分解を抑制し、溶存酸素の発生量を低減した後、主蒸気とともに復水器に排出される。排出された水素は非凝縮性ガスとして復水器からエゼクタで気体廃棄物処理系へ導かれ、再結合器上流側から注入される酸素と再結合される。

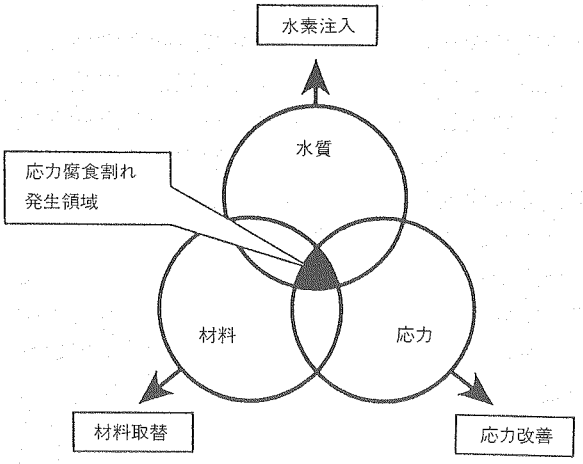


図13　水素注入法によるSCC防止の概念

表４　水素注入法の開発経緯

	昭和57年	昭和58年	昭和59年	昭和60年	昭和61年	昭和62年	昭和63年	平成元年	平成２年	平成３年
予備調査										
短期水素注入試験										
連続水素注入										
インプラント材料試験										
炉外材料試験										

(2)　水素注入による溶存酸素濃度低減効果

水素注入を行うことにより、原子炉冷却系各部の溶存酸素濃度は図15に示すように変化する。横軸に示す給水中水素濃度は1ppmが10.2Nm³/hの水素注入量に相当し、水素注入量を増加させるにしたがい溶存酸素濃度が低下する。

(3)　水素注入によるＳＣＣ感受性低減効果

水素注入による原子炉冷却材水質の改善によってSUS304材のＳＣＣ感受性が低減されていることを確認するために、熱処理によって鋭敏化させたSUS304試験片を用い、水素注入量を変化させて異なる溶存酸素濃度条件下で低歪引張試験(SSRT)を行った。この結果、溶存酸素濃度10ppb

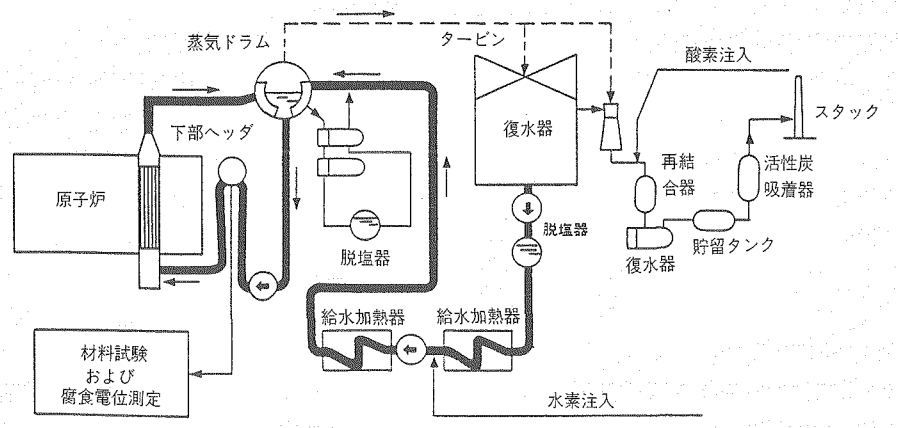


図14　水素注入時の概略系統図

以下にすることにより、粒界型ＳＣＣ(IGSCC)が全く発生しなくなることを確認した。

また、腐食電位の測定を行い、溶存酸素濃度10 ppbでのSUS304材の腐食電位が-250mV (SHE)であることを確認した。この値はIGSCC発生防止臨界電位とされている-230mV (SHE)とよく一致している。このように溶存酸素濃度を低減することによりＳＣＣ感受性が低減することを明らかにした。

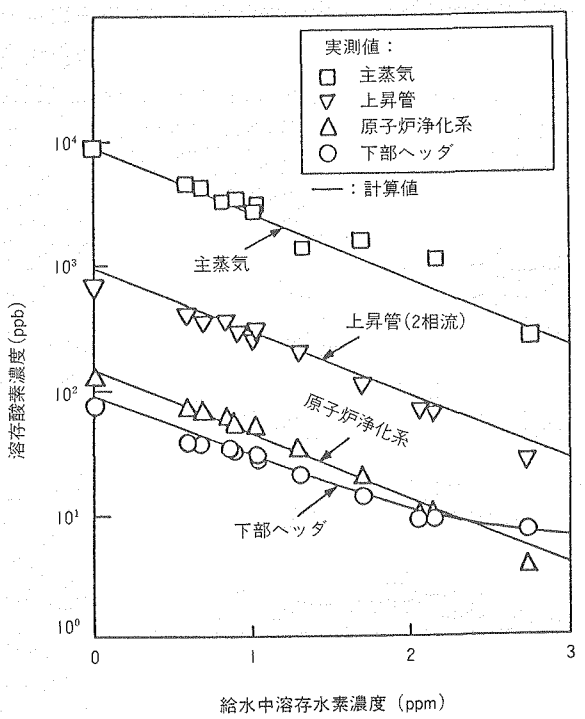


図15　水素注入による溶存酸素濃度低減効果

(4)　材料健全性の評価

水素注入環境下における原子炉冷却系構造材料の健全性を実証すべく、SUS304材を含む構造材を対象として、炉外実験室およびインプラント試験装置を用いて、それぞれ約5年間にわたり単軸定荷重引張試験 (UCL試験) を始めとする各種の材料試験を実施した。その結果、水素注入がSUS304ステンレス鋼材のSCC感受性を低減させること、および他の原子炉構成材料に悪影響を及ぼさないことを確認した。

新型転換炉特有の構造部材である圧力管にはZr-2.5wt％Nb材が用いられており、一方、燃料被覆管には、BWRと同様にジルカロイ-2材が使用されている。これらの材料は、水素吸収量によっては、靱性が低下する傾向を示す特性があることから、主に水素吸収挙動に及ぼす水素注入の影響について調査した結果、特に影響はないことを確認した。なお、圧力管材については監視試験片の照射後試験においても、引張強さ、破壊靱性値、水素吸収量等の材料特性が設計範囲を十分満足しており、その健全性を確認している。

(5)　連続水素注入の実績

水素注入試験の結果より、SUS304材のSCC感受性を十分に低く低減させるため、原子炉冷却材中の溶存酸素濃度を10ppb以下になるように給水系への水素注入を実施している。

注入する水素は、水素注入試験期間中は大型ボンベから供給されるものを用いたが、昭和60年12月以降は水電解による水素・酸素発生装置を設置し、水電解により発生させた水素を用いている。連続水素注入開始以降、延べ原子炉運転時間にして約66,000時間（平成8年7月現在）にわたり安

定した水素注入運転を継続しており、この間もプラント運転に支障を来す事象は発生していない。

水素注入試験とそれに関連して実施した一連の材料試験および長期にわたる水素注入実績により、水素注入法はSUS304材のＳＣＣ感受性低減対策として有効であること、また、プラントの信頼性、安全性に影響を及ぼさないことを確認、実証した。

4.7　系統化学除染技術[1),12),13)]

「ふげん」では、定期検査時の被ばく低減を図るため、作業の自動・遠隔化、遮蔽の設置等の機械的、物理的対策および給水への酸素注入（原子炉への鉄錆移行量の低減)、復水脱塩器の通水運用改善等水質管理の面からの化学管理対策を推進してきた。さらに、機器の分解点検や開放点検においては、放射性クラッドの除去が被ばく低減に大きな効果をもたらすことから、供用中の原子炉施設への化学除染法の適用をめざし、原子炉冷却系の系統化学除染技術の開発に取り組み実用化を進めてきた。

系統化学除染技術の開発については、除染剤の除染性能、材料健全性等に関する基礎試験および実機熱交換器、燃料交換装置の機器単体による実証試験を経て、供用中の原子力発電所としては、我が国で初めて原子炉冷却系全体の化学除染を各ループ（Ａループ：平成元年８月に除染、Ｂループ：平成３年１月に除染）に適用し、大幅な線量当量低減化に成功した。

以下に「ふげん」で実施した系統化学除染の概要を紹介する。

(1)　系統化学除染方法

「ふげん」の系統化学除染の条件については、大洗工学センターでの材料健全性確認試験および「ふげん」での除染性能確認試験に基づき次のように定めた。除染剤はＥＤＴＡを主成分とするキレート系除染剤クリデコン203(KD-203㈱栗田エンジニアリング製)を選定し、除染剤濃度は0.1%以下、除染時の温度は120℃、除染時間は24時間とした。

また、この除染条件の妥当性を確認するため、原子炉浄化系および余熱除去系の各熱交換器ならびに燃料交換機の機器単体化学除染を実施した。これら各機器の除染結果はいずれも良好であり、除染条件の妥当性を実証・確認した。

系統化学除染システムの設計にあたっては、既存の設備をできるだけ利用して行うことを基本として、基礎試験、実証試験で得られた知見を基に除染液の昇温方法、浄化方法、系統構成各設備の運転方法を決定した。実際の除染は、図16に示すような系統構成とし、燃料を取り出したループ内をまず窒素ガスでばっ気して系統水中の溶存酸素濃度を0.2ppm以下とした後、ループに接続された余熱除去系の熱交換器に蒸気を通気することにより、系統水温度を120℃まで昇温した。この後、下部ヘッダ部から除染剤を注入し除染を開始した。除染初期には、圧力管等の内面に付着した比放射能の高いクラッドの溶出によって系統線量が上昇することが予測されたため、これを防止するため、除染期間中も原子炉冷却材浄化系を運転し、

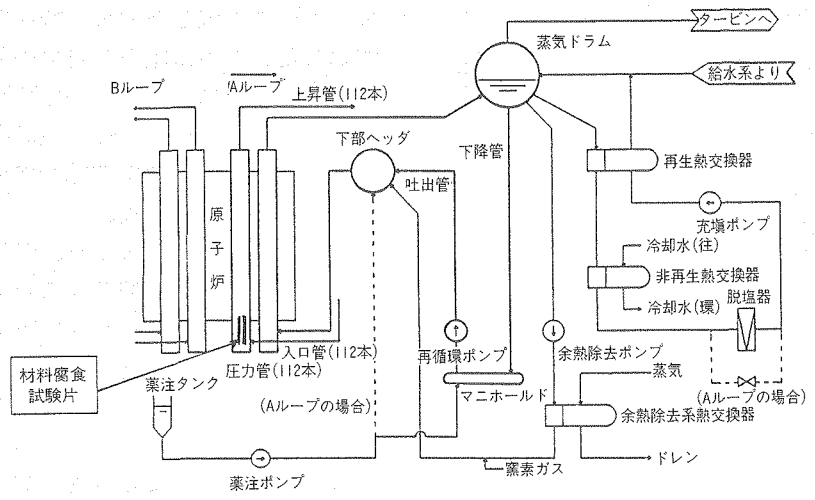


図16　系統化学除染時の系統構成
（平成元年Ａループ除染時の場合）

溶出する放射能を分解済の除染剤とともに除去する「除染中浄化」を考案し採用した。除染後は、加熱操作を停止するとともに浄化を行い、系統水の電導度を１μS/cmになるまで浄化した。除染工程を図17に示す。

系統除染において発生した樹脂量はAループは脱塩器５塔分の７ m^3、Bループは脱塩器６塔分の8.4m^3であり、それぞれ既設の固体廃棄物処理設備に移送し貯蔵保管した。

(2)　除染効果

第８、９回定期検査ではA、B、２ループある原子炉冷却系の各ループでＳＣＣ予防対策として、大規模な材料取替工事が計画され、この作業に伴う被ばく線量当量の低減方策として、系統化学除染を適用した。この除染により系統各部の線量当量率は低下し、除染係数は2.4～11.6が得られ、当初目標とした２をどの箇所でも上回った。また、改造工事を実施した定期検査時の総被ばく線量もAループについては除染しない場合の予測値12.77人Svに対して6.16人Svに、Bループでは15.01人Svから7.24人Svに低減することができた。

(3)　系統化学除染に伴う材料健全性の評価

材料健全性基礎試験では、「ふげん」の原子炉冷却系構成材の種類、異種材接触の有無、隙間の有無を詳細に調査し、実機を模擬した試験片を用いて除染中の腐食、除染後の影響、ＳＣＣ感受性、隙間部で懸念される残留除染液について、腐食試験を行った。この結果、１回あたりの除染における腐食量の目標値（ステンレス鋼：＜１μm、炭素鋼10μm）を満足できることを確認した。また、その他の構成材料についても、除染剤の影響がないことを確認した。

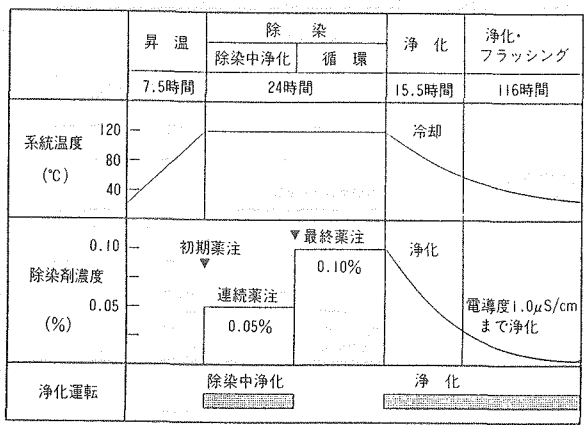


図17　系統化学除染の実施工程
（平成元年Aループ除染時の場合）

実際の系統除染時における原子炉構成材料の健全性を確認するために、材料試験片を収納した容器を除染対象ループの圧力管下部に装着し除染による腐食量を測定するとともに、除染後は原子炉冷却系に接続されているインプラント試験装置内のオートクレーブに装荷し、実炉水環境下に約4,300時間浸漬し、腐食量、ＳＣＣ感受性について評価した。その結果、いずれの試験片においても異常のないことを確認した。

(4)　系統除染適用の評価

「ふげん」の第８回定検および第９回定検時に適用した系統除染により、定検時の総被ばく線量当量は系統除染を実施しない場合の予測値に比べて約50％に低減し、系統除染が被ばく低減に非常に効果的であることを実証した。

除染作業も計画どおり進めることができ、また構成材料への影響は認められず、その後の５年以上に及ぶプラント運転においても除染の影響と考えられる障害は発生していない。この２回の系統除染の適用を通して、系統除染技術を確立することができた。

4.8　計算機利用による運転・保守技術の高度化

「ふげん」では、運転開始以来、運転・保守管理の高度化を目的として計算機システムの開発・導入を図ってきており、近年は、既存の軽水炉に先駆けて、ＡＩ（Artificial Intelligence）等の最新の計算機利用技術をシステム開発に採り入れてきている。これらの技術は、従来困難とされていた運転員や保守員のノウハウをシステム化することを可能としており、「ふげん」に蓄積された技術力を高度化および体系化することに大きな成果をあげてきた。

以下にこれらの概要について紹介する。

(1)　運転・保守の支援に関するシステム

「ふげん」ではプラント運転に係わる運転支援や信頼性向上を目的として、ＡＩ技術を利用した計算機システムの開発を行ってきた。代表的なものとして、ファジィ制御による「原子炉給水制御システム」とAIツールを利用した「燃料取扱作業支援システム」がある。

ファジィ（Fuzzy：あいまい）理論は、従来の明確な論理体系の限界を認識して発案された理論であり、これを応用した制御システムは、従来のＰＩＤ制御に比較して、よりよい制御特性を発揮できる可能性を持っている。

「ふげん」では、低出力における原子炉給水制

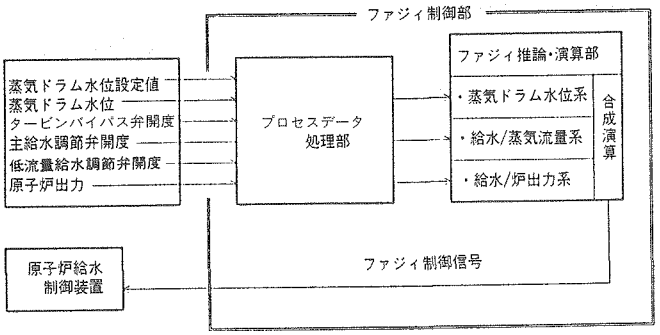


図18　ファジィ制御の構成

御が運転員の経験によってなされ、非常に微妙な運転操作を要していたことから、ファジィ制御の適用が有効と判断し、パイロットシステムでの開発を経て、平成4年の第10回定期検査時に実機への適用を行った。図18に原子炉給水制御システムの概要を示す。

また、「燃料取扱作業支援システム」は、ネットワーク技術とＡＩ技術を結合して、物流における高度な制御システムを目指して作られた汎用物流システムのΦネット(Factory Automation Intelligent Network Control System) を利用したシステムで、「ふげん」の複雑な燃料取扱作業を自動で制御させ、最適な燃料の取扱を行うものであり、平成7年度に実用化した。

これらのシステムは当初の目的を達成し、運転操作に関し大幅に信頼性が向上した。

この他ＡＩによる支援システムとして、燃料の最適な取替計画の立案を支援する「燃料取替計画支援システム」や原子炉起動、定常運転、停止操作時および緊急時の出力変更における制御棒操作量を予測する「原子炉出力制御操作支援システム」等があり、「ふげん」の運転支援に大きく貢献している。なお、「原子炉出力制御操作支援システム」は、さらなる高度化を目指して、現在も開発中である。

(2)　運転・保守の管理に関するシステム

「ふげん」では、上記のＡＩ技術等を導入・利用した運転支援システムの他に、信頼性向上や業務管理の合理化・省力化を目的として、各種業務の計算機化を推し進めてきた。

代表的なものとして、「プラントデータ収集システム」や「保守管理システム」が上げられる。「プラントデータ収集システム」は、プラントプロセ

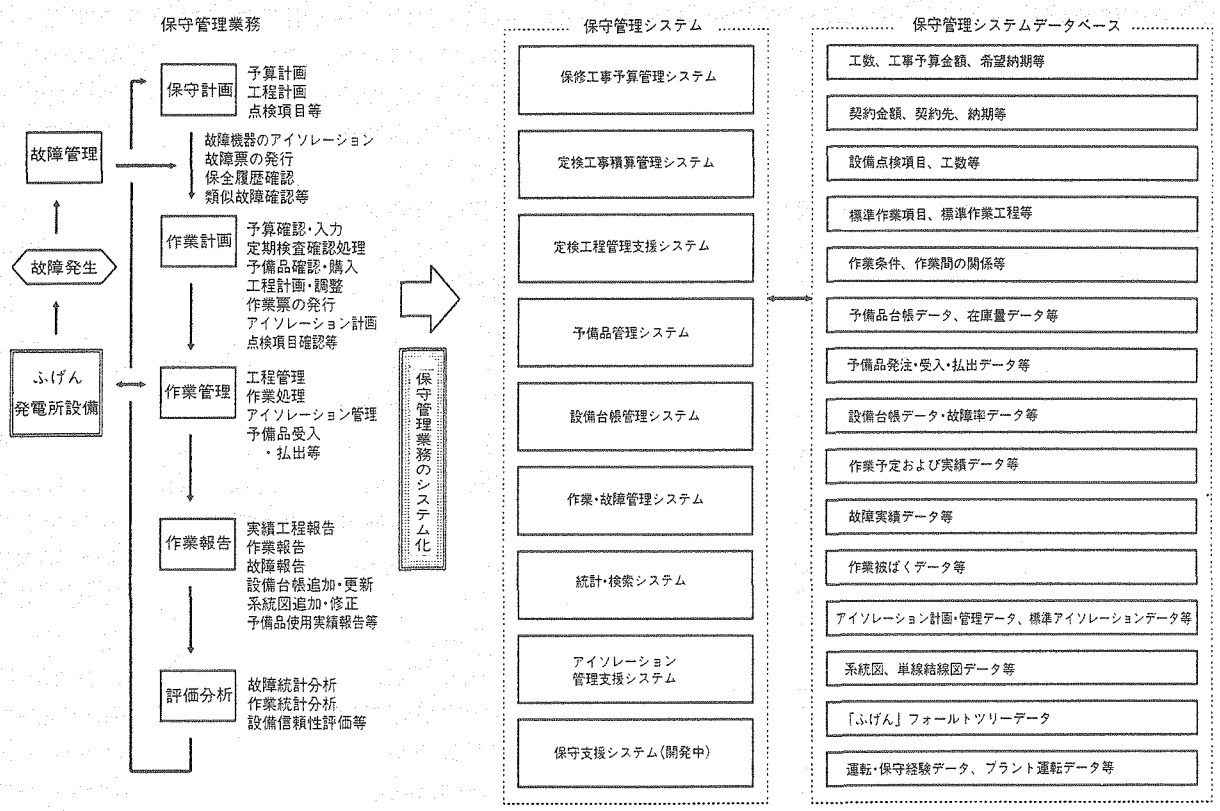


図19　保守管理システムの概要

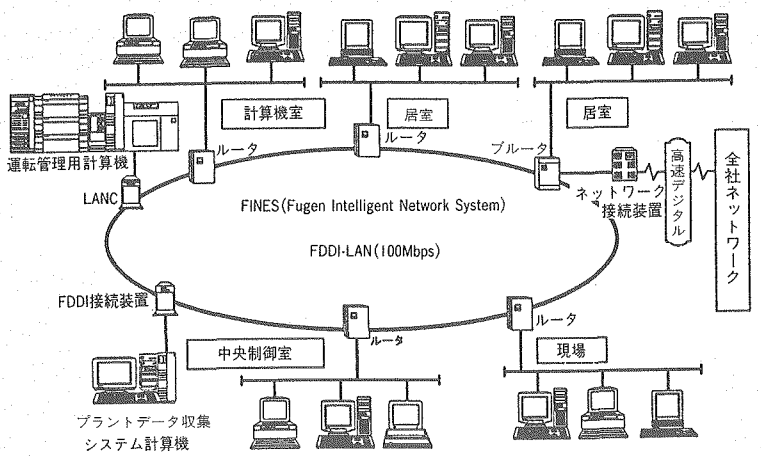


図 20　所内ネットワークの概要

ス量のデータ収集とそのデータの解析を目的としたシステムであり、起動試験から使用していたものを昭和59年に高度化して、プラント異常の早期発見やプラント過渡変化時の解析に用いている。

「保守管理システム」は、保守管理業務の省力化と信頼性向上を目的として開発されたシステムで、幾つかのサブシステムを統合したシステムである。このシステムは保守作業で得られた膨大なデータを管理し、ＡＴＲ開発に有益なデータの蓄積および設備保全に必要な情報の提供を行うシステムである。図19に「保守管理システム」の概要を示す。

また、これらの管理システムの他に「炉心管理システム」や「被ばく管理システム」、「化学管理システム」等が稼働している。

これらのシステムは、「ふげん」の運転管理業務の中核的な存在で、プラントと一体化したシステムとなっており、運転管理用計算機（大型汎用計算機）および所内ネットワークを介して有機的に結合している。図20に所内ネットワークの概要を示す。

これらのシステムで供用開始から蓄積された実績は、原子力発電所以外のプラントの管理業務にも十分応用が可能と判断される。

(3)　これからの計算機利用

「ふげん」では、これまでに開発した運転支援システムや管理システムの運用を継続していくとともに、今後とも、最新の計算機技術を原子力プラントへ適応するための研究・開発を進め、原子力発電所の信頼性向上に取り組んでいく計画である。

また、「ふげん」の活用方策として、これまでの開発成果を核燃料リサイクルの安全性および経済性の向上に有効に活用していくための技術開発成果活用システムの構築をめざしている。

5．おわりに

「ふげん」は昭和54年３月に本格運転を開始して以来約17年間順調に運転を継続してきている。この間、ＭＯＸ燃料の使用に係わる着実な実績を積み上げるとともに、プラントの安全・安定運転に努め、高性能燃料の開発、ＳＣＣ対策としての水素注入技術の開発、原子炉給水系へのファジィ制御の導入等の技術開発を積極的に行い、着実に成果を上げてきている。

今後「ふげん」では、核燃料リサイクルの確立への貢献、国際的な原子力安全確保への貢献および燃料・材料の照射等の利用といった研究開発課題にも積極的に取り組んでいく計画である。

参考文献

1) 動燃事業団："新型転換炉原型炉「ふげん」技術成果の概要"、PNC TN 1410 91-052、(1991).
2) H.Ikeda, et.al.: "Operating Experience of Fugen-HWR in Japan", *IAEA TC-Meeting on Advances in HWRs*, Bombay, India (1996).
3) S.Sawai, et.al.:"Characteristics of Pu Utilization in the Heavy - Water - Moderated, Boiling-Light-Water-Cooled Reactor ATR", *Nucl.Engineering and Design*, **125**, pp251-257 (1991).
4) Y.Shiratori, et.al.: "Core Management of Fugen-HWR in Japan",*Int.Conf. on the Physics of Reactors, Marseilles, France, American Nuclear Society*, PVI-23 (1990).
5) 動燃事業団："「ふげん」特集"、*動燃技報*、**69**、(1989).
6) 村松、武井、他："新型転換炉ふげん発電所の運転管理"、*動力炉技報*、**47**、(1983).
7) 飯島、中嶌、他："原子炉給水制御システムへのファジィ制御の適用"、*日本原子力学会誌*、**37**, *10*、(1995).
8) 佐野、林、他："燃料交換作業支援システムの開発"、秋の

日本原子力学会予稿集、(1991).
9) T.Nanko, K.Maeda, et al.: "The Application of AI-Based Refueling System to theFUGEN NPP", *ICONE-4* **4**, pp627-635 (1996).
10) 清田、中村、他："新型転換炉「ふげん」における重水精製"、*動燃技報*、**70**、(1989).
11) 北端、中村、他："新型転換炉ふげん発電所における水素注入法の開発"、*日本原子力学会誌*、**35**. 1、(1993).
12) 小池、揖場、他："新型転換炉ふげん発電所における系統化学除染技術の開発と経験〔Ⅰ〕"、*日本原子力学会誌*、**38** *5*、(1996).
13) 直井、北端、他："新型転換炉ふげん発電所における系統化学除染技術の開発と経験〔Ⅱ〕"、*日本原子力学会誌*、**38** *6*、(1996).

100号記念特集号

世界のウラン資源の現状と課題

黒沼長助

国際部

資料番号100-5

The Present Situation of Uranium Supply and Demand, and the Issues to be Discussed.

Chosuke KURONUMA
International Division, Head Office

我が国のプルトニウムの本格的利用は2030年以降とされており、当分の間は軽水炉が主流を担うので、ウラン資源の安定確保は引き続き重要な課題である。レッドブックによると、1995年から2010年までの全世界のウラン必要量は約100万トンで、回収コスト80ドル/kgU以下の確認資源量の50%にとどまり、ウラン資源の安定確保には問題がなさそうである。しかし、確認資源といえども利用可能な量はウラン価格の変化に応じて変わるものであり、資源の安定確保のための対策が重要である。

我が国でウラン探鉱を実施している企業や機関は動燃事業団だけという現状で長期的なウランの安定確保に資するために、どのような対策が可能なのか検討した。

1. はじめに

我が国は、プルトニウムの利用技術開発を進めているが、本格的な利用は2030年以降とされており、当分の間は、軽水炉が主流を担うと予想されるので、ウラン資源の安定確保は引き続き重要な課題である。

我が国は、現在、全世界のウラン必要量の約13%を消費し、2010年には17～19%を占めると予測されるウラン大消費国であるが、その調達は海外からの輸入に100%依存している。

世界のウラン資源量と生産、需要予測を取りまとめたOECD/NEAとIAEAの共同報告「ウラン資源、生産、需要」(1995)(以下「レッドブック」)によると、ウラン資源は十分あり、当面、ウランが不足する心配は無いと考えられそうであるが、果してそうであろうか。公表される資源量には確かさの程度の違いや、単なる地質鉱量か採掘計画を考慮した可採鉱量なのかによって利用可能な量が異なってくるなど種々の問題があり、楽観すべきではない。

ウラン資源の現状をレッドブックで概観し、ウラン資源の探鉱・開発の課題をレビューし、長期的なウラン資源の安定確保に資するための方策を検討する。

2. レッドブック(1995)の概要

レッドブックは、OECD/NEAとIAEAが各国からの回答に基づき、隔年毎にまとめているウラン資源に関する世界的な統計報告で、1995年版が1996年6月に発行された。今回の報告には54カ国からの回答が寄せられた。特に、ウラン生産国25カ国中23カ国からの回答が含まれており、データの信頼性を高めている(後述する問題はあるが)。

2.1 ウラン資源量

レッドブックは、既知の在来型ウラン資源をその存在の確かさに応じて「確認資源」、「推定追加資源－Ⅰ」、「推定追加資源－Ⅱ」および「期待資源」に分類し、さらに、各々について予想回収コストによって細分している(表1)。

(1) 確認資源

確認資源は、十分な試錐調査等によって、鉱床

表１　ウラン資源分類

（単位：×1,000tU）

回収コスト	確認資源	推定追加資源-Ⅰ	推定追加資源-Ⅱ・期待資源
$130/kgU以下	2,951	900	約11,000
$80/kgU以下	2,124	637	
$40/kgU以下	544	204	

（注；チリ、中国、インド、ロシア、ウズベキスタンを除く）
出典；OECD/NEA, IAEA URANIUM 1995

の形態、ウランの分布状況、品位が明らかになった鉱床に存在する資源である。

当面の開発対象と見なされる回収コスト80ドル/kgU以下の資源量は212万tUである。また、今回初めて設定した回収コスト40ドル/kgU以下の資源は54万tUと報告されているが、これには、カナダやオーストラリアの資源量が含まれていないので、実態を正確に反映していない。

回収コスト80ドル/kgU以下のウラン資源の主要保有国は、オーストラリア(63万tU)、カザフスタン（44万tU)、カナダ（27万tU)、南ア（20万tU）である（図１)。

(2)　推定追加資源－Ⅰ

推定追加資源－Ⅰは、試錐調査等の直接的な地質学的証拠により、既知鉱床の延長部に推定される資源で、回収コスト80ドル/kgU以下の資源量は64万tUである（図２)。

ニジェールの当カテゴリーのウラン資源が前回報告から約30万ｔ減少していることにみられるように、当該カテゴリーに分類されている資源量は不確実さを含んだもので、確定するためにはさらなる調査が必要である。資源量として将来計画に取り込む場合は不確実さを考慮する必要がある。

なお、確認資源と推定追加資源－Ⅰを合わせて「既知資源」と称することがある。これは確かさの異なる資源量を累計しているものであり、使用にあたっては注意を要する。

(3)　推定追加資源－Ⅱと期待資源

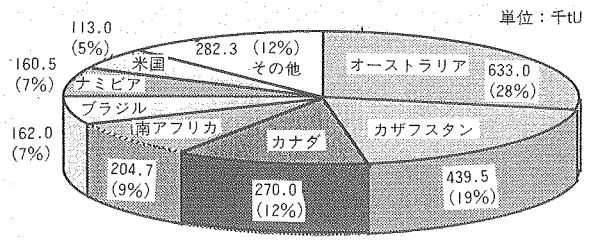
推定追加資源－Ⅱは間接的な地質学的証拠により、鉱床の延長部に推定される資源であり、期待資源は間接的な地質学的証拠により存在すると推定される資源で、いずれも探査を行えば見つかる可能性がある資源量であるが、実際に見つかっている量ではない。

各国の報告を集計した当該カテゴリーの資源量は1,100万tUで、その大部分が米国、中国、モンゴル、南ア、カナダ、カザフスタン、ブラジルで報告されている。

アジア地域では、中国とベトナムが各々177万tUと29万tUと報告している。

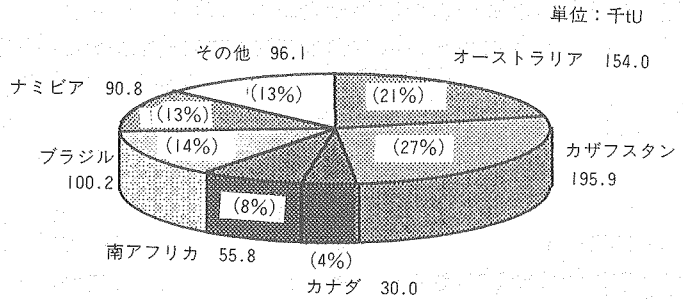
(4)　その他の資源

上記の他、OECD/NEAとIAEAの定義に従えば、確認資源と推定追加資源－Ⅰに相当するような資源として、中国、チリ、インド、ロシア、ウズベキスタンから合計66万tUを報告している。



回収コスト　$80/kgU 以下（合計2,265千tU　調整後2,124千tU）
（出典：OECD/NEA,IAEA URANIUM 1995）

図１　国別確認資源量



回収コスト　$80/kgU 以下（合計723千tU 調整後637千tU）
（出典：OECD/NEA,IAEA URANIUM 1995）

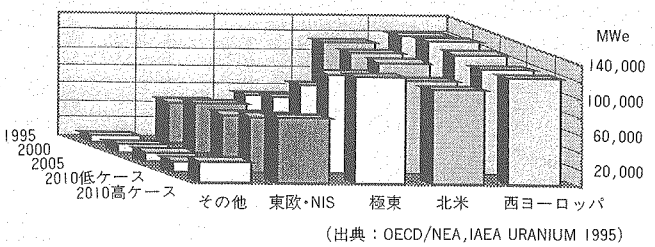
図２　国別「推定追加資源―Ⅰ」資源量

2.2　ウランの必要量

(1)　原子力発電容量と建設計画の見通し

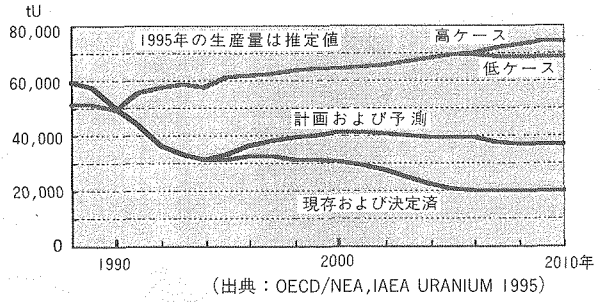
全世界の原子力発電容量は、1995年初頭、340GWe(432基）で、2010年に415～447GWeまで緩やかに増加する。

地域別の発電容量の推移（図３）をみると、北



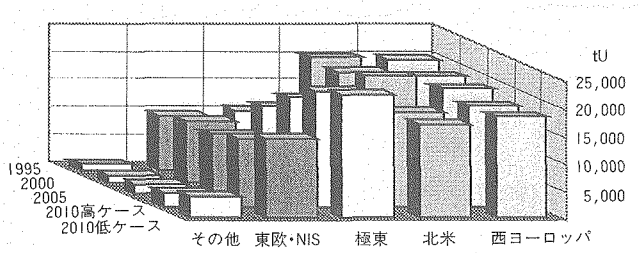
（出典：OECD/NEA,IAEA URANIUM 1995）

図３　原子力発電容量の予測（2010年まで）



（出典：OECD/NEA,IAEA URANIUM 1995）

図4　世界のウラン必要量と生産量の推移



（出典：OECD/NEA,IAEA URANIUM 1995）

図5　ウラン必要量の予測（2010年まで）

米で2005年まで現状（114.4GWe）で推移するが、その後、廃炉のため106GWeまで減少する。西欧では2000年に最大(128GWe)に達し、その後2010年には118～120GWeまで減少する。極東(日本、中国、韓国、北朝鮮、台湾等）では53GWeから、中国の積極的な建設計画(20GWe/2010年）を含めて、2010年までに113～122GWeに達し、北米や西欧を追い越す。東欧とNIS（旧ソビエト連邦新独立諸国）では44.7GWeから19～29GWeの増加を見込んでいるが、資金不足等の不確定要因があり、計画より遅れる可能性がある。

(2)　ウラン必要量

全世界のウラン必要量は1994年に約57,300tUであるが、2010年には69,000～75,000tUまで緩やかに増加する（年間成長率1.3～1.7%）（図4）。この間(1995年～2010年）の累積必要量は1,060,000～1,076,000tUである。

原子力発電の大幅な成長が見込まれている極東のウラン必要量は2010年には現在の倍のレベルの20,433～21,968トンUに達し(図5)、世界の30%を占めるにいたる。

なお、日本のウラン必要量が全世界の必要量に占めるシェアは、1994年の約13%から2010年には17～19%（13,000tU）に拡大する。

2.3　ウランの供給

原子炉の燃料の主要な供給源として、鉱山からの生産、旧ソ連・東欧諸国からの供給、天然および濃縮ウランの民間在庫、軍事用高濃縮ウラン（HEU)、回収ウランとプルトニウム、軍事用プルトニウム、および、劣化ウランの再濃縮をあげている。各々については以下の通りである。

(1)　鉱山の生産容量

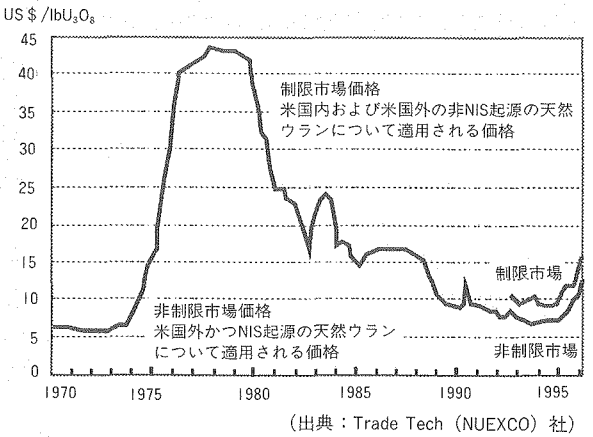
中国、ロシア、ウクライナ、ウズベキスタン以外の世界各国の「既存」と「開発決定済」鉱山の1995年の生産容量は31,000tUで、これが2010年には19,800tUまで減少し、必要量（69,125～74,677tU)の30%以下に止まる(図4)。これに「計画」および「予想」鉱山の生産容量を追加しても2010年には37,000tUであり、必要量の50%程度を満たすにすぎない(筆者注；その後に発表されたカナダの生産容量はレッドブックに報告されているものより大きいので2000年頃の実際のギャップはこれより少ない)。

(2)　旧ソ連圏を含めた東欧諸国からの供給

冷戦構造の終結により、グローバル市場が形成され、中国、カザフスタン、ロシア、ウズベキスタンは世界市場に対する重要なウラン供給者足りうる状況になった。

旧ソ連と東欧の生産量は、1988年の23,000tU（当該圏の需要量の260%）から1994年には8,400tU(需要量8,900tU)へと大幅に減少している。これは、需要の減少のほかに、生産コストが高いことへの認識や施設の老朽化、環境問題等により、1988-1994年の間に多くの生産施設が閉鎖された（ブルガリア、スロベニア、ドイツ等）ことによる。

ロシアとカザフスタン、ウズベキスタンからの供給の今後の推移は、世界のウラン需給に大きな影響を与えることになる。



（出典：Trade Tech（NUEXCO）社）

図6　スポットウラン価格の推移

(3)　民間在庫

これまで在庫は重要な供給源であった。1991年～1995年の累計在庫取り崩し量は約114,000tU に達し、1995年１月時点の全世界（中国とロシアを除く）の民間在庫は必要量の２～３年分まで減少したと推定しており、今後は大きな供給源として期待できない状況になりつつある。1995年からのウランスポット価格の上昇がこれを裏付けている（図６）。現在の生産レベルで推移すれば、近い将来に在庫が一掃されることになる。

(4)　HEU の民生転用

米ロ両政府は、1994年１月に旧ソ連の解体核兵器由来の HEU の購入契約に調印した。契約によると、米国は合計500tHEU を引き取り、その引き渡し量は、最初の５年間に年間10tHEU（190万SWU、天然ウラン換算3,000tU 相当）、次の15年間に年間30tHEU である。

(5)　リサイクル物質

1995年１月現在、155,000t の使用済み燃料が、主に原発サイトに貯蔵されている。フランスや日本などでは使用済み燃料を国産エネルギー源と見做しており、一部では実用に供されている。ヨーロッパでは30基の原子炉で MOX 使用が許可されている。

(6)　需要と供給容量の差

需要予測に対して鉱山から供給できる容量の差（不足分）は、レッドブックに報告のなかった中国、ロシア、ウクライナ、ウズベキスタン等からの生産のほか、上記した再処理、HEU の民生転用、政府在庫、劣化ウランの再濃縮等から補われる。それでも不足する場合の供給ギャップは新規鉱山から生産されるウランで埋め合わせることが必要となる。

3.　ウラン資源の不確実性と利用可能な資源量

レッドブックは、1995年から2010年までの累積必要量を106～108万 tU と推定し、一方、回収コスト80ドル/kgU 以下の確認資源量を212万 tU と報告している。当期間の累積必要量は確認資源の50％に止まり、少なくとも2010年までのウラン資源の安定確保には問題がなさそうであるが、果してそうであろうか。以下はウラン探査に従事し、鉱業の実情を見てきた筆者が感じているウラン資源量についての問題点を具体的な例をあげて検討する。

3.1　探鉱の進展に応じて鉱量が変化

鉱体のなかのウランの分布は不均質である。特に、最近、カナダやオーストラリアで探査の主対象になっている不整合関連型ウラン鉱床は、ウランが異常に多く濃集している部分（高い部分はウラン品位が60％を越す部分もある）の直ぐ横に全くウランがない部分がみられる等、単一鉱体内での品位変化が著しい。したがって、鉱量を正確に把握するためには鉱床の特性に応じて適切な間隔の試錐調査が重要である。

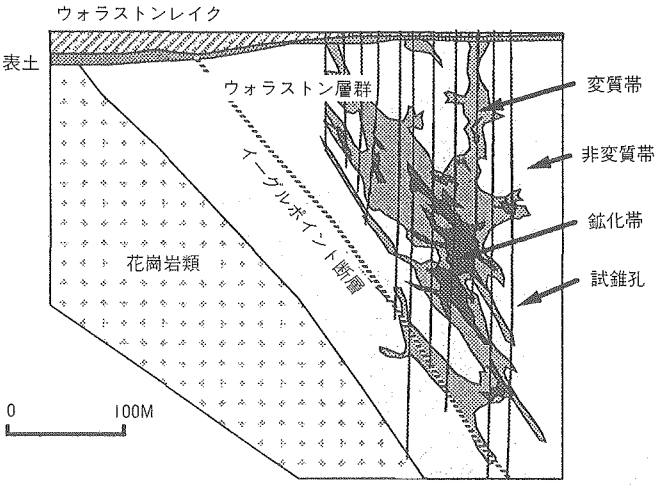


図７　イーグルポイント北鉱体　断面図

例えば、カナダのイーグルポイント鉱床（図７）では、地表からの試錐結果で推定した鉱量は64,000tU_3O_8であったが[1]、坑道を展開し、鉱体の一部に坑内から詳細な試錐を行った結果、28,500 tU_3O_8（可採鉱量17,500tU_3O_8と地質鉱量11,000 tU_3O_8）に変更され[2]、当初予定したウラン量の44％まで減少した。これは、鉱床の形態が不規則で、詳細な試錐調査を行わない限り、鉱量を確定できないことの証である。

また、不整合関連型ウラン鉱床ではないが、ニジェールの確認資源量（回収コスト80ドル/kgU 以下）が、1993年版レッドブックの報告16万 tU から1995年版では5.7万 tU に減少している。確認資源量が約1/3に下方修正されたのは、既知鉱床とその周辺で1994年に行った大規模な試錐調査（総延長11万 m）によって探査密度が上昇し、鉱体の正確な形態、鉱体内の品位変化を正確に把握できた結果によるものと推定される。

これらとは反対に、探査が進んで鉱量が大幅に増加したケースもある。カナダのマッカーサーリバー鉱床の場合は、地表から約550m の深さを対象に、最小15m×100m の格子状に試錐を行って、鉱体の概略を把握した。その結果公表された地質鉱量は、約117,000tU_3O_8（平均品位5％）であっ

た。その後、地表下530m に坑道を展開して、坑道からの試錐調査を鉱体の一部分（鉱体の全長1,700m のうち、300m 分のみ）について行った結果、地表からの試錐では見つからなかった鉱体（ピーライト鉱体と称する）約69,000tU_3O_8が発見され、全体として187,000tU_3O_8に増加した[3]。

これらの例に見られるように、レッドブックの確認資源に分類されている資源といえども一定の不確かさを含んでいる。

なお、適切な試錐調査密度を決めるのは、鉱床評価の最も重要な課題の一つである。ウラン価格が低迷している現状では探査費を出来るだけ削減する傾向にあるため、適切な密度の試錐調査が行われないケースが出てくる可能性がある。

3.2　地質鉱量か可採鉱量かによって異なる利用可能な量

地質鉱量とは、地中に存在する全資源量を意味する。鉱山の開発計画を作成する場合、収益率を最大にするためと、適用する採鉱法上の制限によって、地質鉱量のうちのある部分は採鉱対象とせず放棄されることがある。この時の採鉱対象となる鉱量を可採鉱量と称する。適用される採鉱法は、ウラン鉱床の形態と規模と周辺の岩盤の強度、鉱床の経済的価値によって決まる。

オーストラリアのジャビルカ No 2 鉱床の地質鉱量は204,000tU_3O_8（平均品位0.39%）（図８）であったが[4]、1993年の企業化調査以後に公表された可採鉱量は、地質鉱量の半分以下の90,400 tU_3O_8（平均品位0.46%）である[5]。これは、収益率を最大にするための採鉱計画を考慮し、カットオフ品位（ある時点での社会・経済条件で採掘可能な最低品位）を0.1%から0.2%に変更して可採鉱量を算定した結果、平均品位は上昇したものの、可採鉱量は大幅に減少し、地質鉱量の半分程度しか回収しない計画になったものと推定される。

このように、鉱量を検討する場合、それが地質鉱量なのか可採鉱量なのかによって、利用可能な量が大きく異なる。

3.3　ウラン価格によって異なる採鉱、製錬工程の実収率

操業中のウラン鉱山でも、ウラン価格が安くなれば、採鉱コスト（運搬コストも含む）を下げ、鉱山の収益率を向上させるために、比較的品位の高い部分のみ採鉱対象とし、品位の低い部分は採鉱しないで放棄することがある。

米国のマウントテイラー鉱床は米国の操業中のウラン鉱山の代表的な鉱床であった。しかし、ウラン価格の低迷のために、５万ｔ以上のウランを残したまま、1990年１月に操業を休止した。

同様のことはカナダのエリオットレイク地域の鉱山でも起こっている。当地は1957年から40年間にわたって重要なウラン生産センターの一つであったが、1996年６月に当地でのウラン生産活動を中止した。これによって地中に残っている多量のウランは放棄されることとなる。

最近、東欧諸国を中心に砂岩型ウラン鉱床の主要採鉱方法として注目を集めているISL（IN SITU LEACHING）法による採鉱は（図９）、露天掘りのように大きな採掘空間を作る必要もなく、坑内採掘のように坑道を展開する必要もない、優れた採鉱方法である。ただし、適用するためには鉱床を胚胎する部分の透水性が良く、その上下に水を通さない地層があり、かつ、地下水の水位より鉱床が低い位置にあること等条件が厳しい。

この採鉱法では、ウランを溶液中に溶かし込むために炭酸ソーダや硫酸溶液を用いるので、周辺の地下水にこれらの溶液が混入しないように監視

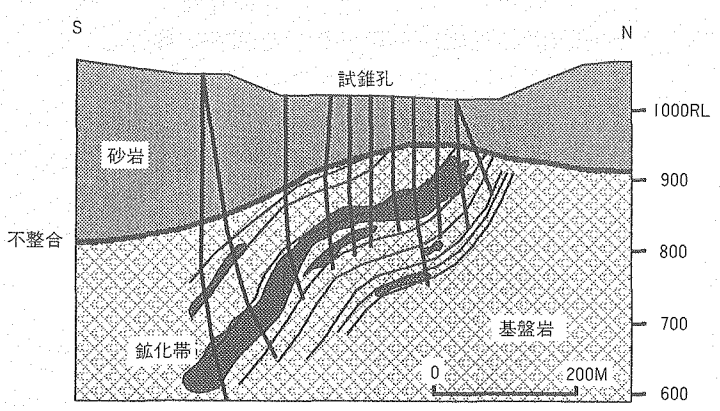


図８　ジャビルカNo. ２鉱床　南北断面図

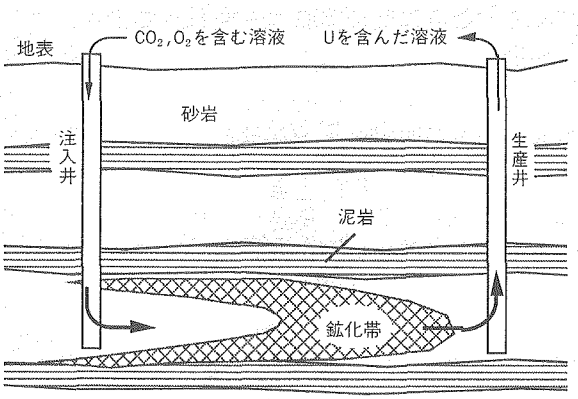


図９　インシチューリーチングによる採掘の概念図

するなどの注意が必要である。米国では環境規制が厳しく、地下水のpHを変えないように、炭酸ソーダや硫酸溶液の代わりに、酸素と炭酸ガスを含んだ溶液だけを注入する方法が一般的になっている。このため、硫酸溶液を使用する場合に比較して回収率が低下する。

また、砂岩型ウラン鉱床は一般的に分布形態が不規則で、品位の低い部分が広く分布し、ウラン価格（カットオフ品位の設定）によっては多くのウランが採掘対象外になってしまうことがある。一般的に米国の砂岩型鉱床でISL法を適用している鉱床の回収率は70～80%といわれている。

大量の確認資源を報告したカザフスタンでは、今後、環境規制が厳しくなれば、現在のように硫酸を用いることができなくなり、回収率と生産コストの両面で影響を受ける可能性がある。

鉱物の組み合わせの関係で製錬コストが高く経済的に開発されず放棄されるケースがある。

ブラジルのポソスデカルダス鉱床は23,000tU（平均品位0.2～0.3%）の鉱量で、1981年に生産を始めたが、予定した製錬実収率が得られず、コスト高となり、約900tUを生産しただけで、操業は中止状態に置かれている。

同様の製錬上の問題が指摘されているウラン鉱床には、オーストラリアのイーリリー鉱床や中央アフリカのバクーマ鉱床などがある。

各鉱床にはそれぞれ特徴的な鉱物の組み合わせがあり、できるだけ多くのウランを回収するような製錬方法を採用する努力が行われるが、一方では、操業コストをできるだけ抑えるために製錬工程での実収率を犠牲にするケースも出てくる。

以上のように、採鉱法と採鉱計画によっては採鉱実収率が大幅に異なってくる可能性がある。またウランの価格によって大量の低品位部分が採掘対象外になり放棄される可能性がある。さらに、鉱石の鉱物組み合わせによって製錬方法が異なってくるとともに製錬実収率も変わってくる。

一般的なケースでは、採鉱実収率は50～80%程度、精錬実収率は90～95%程度であり、地質鉱量の50～75%が回収される鉱量となる。レッドブックは地質鉱量を「採鉱と製錬のロスを考慮して」地質鉱量の約81%を可採鉱量と判断しているようであるが、これは最大の回収率に近い見積もりである。

3.4　各国毎に異なる基準による不確実性

レッドブックは、OECD/NEA、IAEAから出される質問状に対して寄せられる回答を基に作成されているために、OECD/NEA、IAEAの基準はあるものの、回答国毎に確認資源と推定追加資源のカテゴリーや回収コストの考え方に差が生じてしまうのは避けられない。

たとえば、南アフリカのウランは金の副産物であり、生産コストは金の価格によって変動するものであり、一義的に回収コストが決まらないことや、ブラジルから報告されているウラン量の確かさと回収コストの分類に対する疑問がレッドブック編集委員会の一部から出されている。

以上のように、探鉱の進展に応じてウラン量が変化したり、地質鉱量と可採鉱量の相違によって実際に回収できる量が減少したり、採鉱方法や製錬方法によって回収率が変化し、可採鉱量の一部は回収されずに放棄されたり、あるいは、ウランの価格によっては、鉱山の収益率を上げるためにカットオフ品位を上げ、回収されるウランの量が減少することとなる。

したがって、回収コスト80ドル/kgU以下の確認資源だけで2010年までの必要量の倍近い鉱量があるとはいえ、実際に回収されうる量はこれより少なくなるので安定確保のための対策を講じておくことが重要である。

4.　ウラン資源探鉱・開発の課題

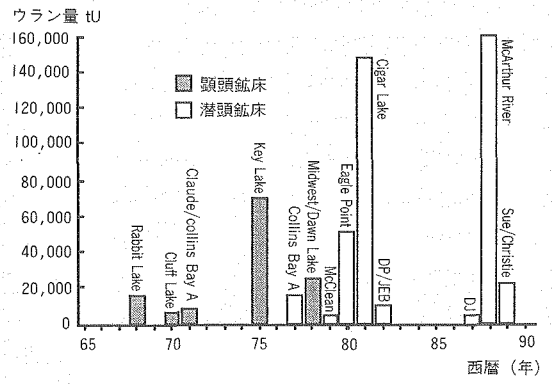
ウラン鉱床を探すための技術的課題とウラン鉱山を開発し生産する上での課題を以下に取りまとめる。

4.1　新鉱床発見のための課題

地表に鉱床の一部が露出しているウラン鉱床は放射能測定機を飛行機やヘリコプター、車に積んで、あるいは人間が測定器を持って放射能調査をする事により容易に鉱床を発見できた。このような調査はほぼ全世界的に終了した。現在は、地表に全く兆候が認められず地下深くに存在するウラン鉱床（潜頭鉱床）を対象とした調査に移行している。

カナダのアサバスカ地域での探査の動きを例にとってみると、地表の放射能異常を追跡する調査によって、1968年にラビットレイク鉱床が発見されて、当地域に探鉱ラッシュが起こった。その後、1975年のキーレイク鉱床の発見を最後に潜頭鉱床の探査に主力が移った。

ラビットレイク鉱床とキーレイク鉱床の研究成果から、探査の重要な指針として石墨を含む地層が注目されたために、石墨を含む地層を抽出するための物理探査法（電磁探査等）が適用されて、



（出典：CAMECO社　93年2月発表他）

図10　アサバスカ盆地でのウラン発見の歴史

1977年のコリンズベイ鉱床、1978年のミッドウエスト、ドーンレイク両鉱床、1979年のマックリーンレイク鉱床、1980年のイーグルポイント鉱床、1981年のシガーレイク鉱床の発見へと繋がっていった(図10)。

最近では、電磁探査で把握される石墨を含む地層から100～200m離れた鉱床も見つかってきており、このような鉱床を探す段階に至りつつある。ウラン鉱床の一般的な形状は、幅30～50m、長さ1～2km程度の芋状のものである。地表下400～500mに存在するこの様な形状のウラン鉱床を地表から試錐で探そうとすれば莫大な量の試錐が必要となり経済的ではない。そこで鉱床を取り巻く粘土変質帯が周辺より比抵抗が低いことに着目して、直流比抵抗法で粘土変質帯を把握することが可能か評価しつつある。

このように、技術的なブレークスルーが起こると新たな鉱床が発見されるが、その手法での探査が一段落すると発見効率が落ちることとなる。換言すれば、新たな技術開発が成されなければ新たな鉱床が発見されないか、または投資効率が著しく悪化する。

4.2　放射線防護対策

国際放射線防護委員会1990年勧告（(ICRP Pub. 60）により、放射線防護基準の見直しが行われ、鉱山作業者の放射線被ばく量をこれまでの50mSv/年から20mSv/年または100mSv/5年に抑えることが必要となった。

特に、坑内掘りウラン鉱山では基準の見直しによる影響が大きい(表2)。カナダ、アサバスカ地域のウラン鉱山の平均品位は0.5～15%であり、米国等のウラン鉱床の平均品位0.2～0.4%と比較すると異常に品位が高いために、坑内作業者の被ばく量を正確に把握することが重要になっている。このためのラドン濃度モニタリング技術を確立することが求められている。

また、採鉱作業者の放射線被ばく量を限度内に抑えるために、作業者が直接鉱石に触れずに済むような各種遠隔採鉱法（遠隔操作積込み機、ブラインド・ボーリング 採鉱法、凍結ジェット・ボーリング採鉱法）等を高品位鉱山を所有する企業が開発中である。

このような放射線防護対策は生産コストの上昇だけでなく、採鉱対象範囲の見直しに繋がってくる。

表2　主なウラン鉱山における放射線被ばく量の推定
（単位：mSv/年）

ウラン鉱山	ラドン娘核種寄与	長寿命粉塵寄与	γ線寄与	平均値	実効当量線量範囲
フランス系アフリカ鉱山					
1988（坑内採掘）	13.6	7.8	7.3	28.6	11.6～54.1
（露天採掘）	1.5	5.0	1.4	7.9	4.1～10.9
米　国					
78-79年（坑内採掘）	21.8				
カナダ					
Elliot Lake（坑内、85年）	21.8	7.0	5.5	31.5	～75
Eagle Point（坑内、計画値）	6.7	8.0	2.4	17.1	～28.3
Key Lake（露天、87-89年）	1.7	5.1	0.9	7.7	～16.0
オーストラリア					
Ranger（露天、90年）	0.7	5.0	0.2	5.9	～7.9
Olympic Dam（坑内、90年）					
平均	2.2	2.2	2.6	7.0	～13.7
最大	5.3	7.2	5.4		
Jabiluka（坑内、82年計画値）	10.0	2.5	20.0	30.0	

[R. Fry："Implication of the ICRP Recommendation for the Mining Industry", IAEA 35th General Conference, 1991.9]

4.3　環境保全と環境影響評価

最近、カナダでは、新規に鉱山を開発するにあたり、周辺の環境への影響を評価することが義務

表3　鉱山開発までのリードタイム

鉱山名	探査開始年 A	鉱床発見年 B	EIS政府ガイドライン指示年 C	公聴会（開発許可年）	生産開始年 D	所要期間（年） D-B	D-C
生産中鉱山							
Rabbit Lake	1967	1968		なし	1975	7	
Cluff Lake	1965	1970		1978	1980	10	
Key Lake	1969	1975		1981	1983	8	
計画中鉱山							
Eagle Point		1980		1993	1994	14	
McClean Lake	1974	1979	1990	1993	(1997)	18	7
McArthur R.	1978	1988		1996	(1999)	11	
Cigar Lake	1976	1981	1992	1996	(1999)	18	7
Midwest	1968	1978	1989	1993	(2006)	22	(11)

[T. Least："Canadian Uranium Supply to 2010", K. Smith："Application of Canadian Environmental Regulations to the Development of Uranium Mines", Uranium Seminar, USCEA, 1992.9を編集、一部修正]

づけられているが、その内容は、周辺住民の健康に対する評価、地域社会に対する経済効果、地域先住民の雇用拡大（従業員の50%以上）要求への対応、近隣の鉱山が同時に開発された時の総合的影響の評価等複雑、多岐にわたっている。

鉱山開発の申請者は環境影響評価書を提出して審査パネルの審査（審査期間18カ月）を受けることになる。この手続きのために、開発の意思決定から、環境影響評価報告書の作成・提出、パネルによる審査、許認可手続きを経て、開発着手までに５～７年以上を要する（表３）。

なお、このような環境影響評価は、地表からの調査を補完するために行う小規模な坑道探鉱の場合(カナダ、マッカーサーリバー鉱床)も同様の手続きが求められる。

オーストラリアでも同様で、現在操業中のレンジャー鉱山開発にあたり、1975年４月に「RANGER URANIUM ENVIRONMENTAL INQUIRY」(通称、FOX 委員会）が設立された。当委員会は、レンジャープロジェクトの影響のみならず、放射性廃棄物処分問題も含む核燃料サイクルや核拡散の危険性、レンジャー鉱山の開発利益等、広範な影響評価を行い、1977年５月に最終報告書を提出した。これを受けて、1977年８月に政府は開発を承認した。

1996年のオーストラリア連邦議会選挙で自由党国民党連合が勝利を収め、これまでの労働党による「３鉱山政策」(連邦政府のウラン輸出許可を３鉱山に限ることによって実質的に３鉱山以外はウラン鉱山開発が出来ないようにする政策）が転換され、積極的に鉱山開発を進められることになったが、適切な環境影響評価にもとづくことが要求されている。

また、ウラン鉱山の生産が終了した後の後処置（粗製錬施設・鉱山施設の解体・撤去、ウラン鉱滓の処置、捨石の処置、採鉱場周辺の地下水保全等)、復旧対策が義務づけられるようになっている（表４）。

旧東独のビスムート鉱山では、今後10～15年間に80億米ドル以上を投資して復旧対策工事が行われつつあり、カザフスタンでは２億ｔの捨石と鉱滓の処分が必要（レッドブック）といわれているように、CIS 諸国や中国の既存ウラン鉱山で、同様の環境問題が起こる可能性がある。

これらの例に見るまでもなく、海外でウラン鉱山を開発するためには環境影響評価をクリアするための広範な知識、経験が重要である。

4.4　先住民を含む地域との協調

自然環境を保護する動きとともに、先住民の権利を保護する運動が盛んになっている。カナダでは、イヌイットへの土地返還（一部、鉱物の権利も含む）が議論された結果、Nunavut 準州（北西準州内の新準州）が設立されることとなった。

カナダのサスカチワン州では、北部住民（インディアン等の先住民が多い）の雇用やビジネスの機会を拡大する事によって地域の理解を得ているために鉱山開発に強い反対は現れていない。北西準州では一部のイヌイットは鉱山開発に全く興味を示さず、従来の生活環境を守ることに価値を見いだしているようであり、開発への同意を得ることが難しくなる場合も考えられる。

オーストラリアでは、アボリジニーの土地使用を保護するために、アボリジニーの土地への立入り許可を得るための交渉、または、補償協定を締結するために長期間を要するようになっている。合意ができなければ、当該地での探査作業さえもできない状況である。

4.5　ウラン生産の寡占化が進行

ウラン価格の低迷に伴い、中小ウラン生産会社はウラン開発から撤退し、高品位、大規模で生産コストが安い良質鉱山を有する生産会社に権益が集約されつつある。特にフランスのコジェマ社、カナダのカメコ社の生産量シェアが急激に増大している（表５）。

これらの会社は探査活動も続けているが、既存

表４　鉱山生産後の鉱山跡リハビリ費用

鉱山名	費用	採掘ウラン当たりコスト
Elliot lake鉱山（Denison社）	C$１億円	US$1/lb$U_3O_8$以下
Elliot lake 鉱 山（Rio Algom社）	C$７千万	US$1/lb$U_3O_8$以下
Ranger鉱山（ERA社）	A$６千万（積み立終了）	US$1/lb$U_3O_8$以下
Wismut鉱山（旧東独 Wismut社）	US$80億	US$20/lb$U_3O_8$以下

表５　主要ウラン会社による寡占化状況

会社名	生産引取量（生産量シェアー）				支配鉱山生産量（鉱山支配率）			
	1989年		1993年		1989年		1993年	
	(tU)	(%)	(tU)	(%)	(tU)	(%)	(tU)	(%)
カメコ社	5,203	15.0	5,160	23.5	6,688	19.3	7,863	35.8
コジェマ社	2,832	8.2	4,588	20.9	4,664	13.5	6,158	29.7
ウランエルツ社	1,631	4.7	2,540	11.6	0	0	0	0
(小計)	(9,666)	(28)	(12,288)	(56)	(11,352)	(33)	(14,021)	(65.5)
RTZ社	4,407	12.7	851	3.9	5,546	16.0	1,668	7.6
その他	20,582	59.4	8,806	40.1	17,757	51.2	5,896	26.9
「西側」総計	34,655	100	21,945	100	34,655	100	21,945	100

鉱床の権益の購入やウラン会社の買収に数億ドルの資金を投じて、優良鉱床の埋蔵量・鉱山生産容量の増加を図るとともに、支配権を強めている。なお、コジェマ社やカメコ社は、西側諸国のみならずカザフスタン等の東欧諸国でも活動を拡充しつつある。

5. 今後のウラン資源政策への提言

我が国は、現在世界のウラン資源の約13%を消費し、2010年には17～19%を消費するようになると予測されているウラン大消費国であるが、その調達は海外からの輸入に100%依存している。原子力発電コストに占める天然ウランのコストシェアが2～3%と小さいとはいえ、原子力発電の基本的な燃料であるウランを安定的に確保していくことは重要なことである。

一方、前述したように、回収可能な量は2010年までは心配ないとしても、新鉱床が発見されない場合、2010年代以降ウラン資源不足の事態も危惧されるので、長期的なウランの安定確保のためには適切な探査努力が重要である。

ウラン探査活動が極端に低迷している現在、カナダのカメコ社やフランスのコジェマ社が権益購入を図っているように有望鉱区や権益を有利な条件で入手する絶好の機会であるが、我が国でウラン探査に係わっている企業や機関は動燃事業団だけという現状と、動燃事業団は民間のような活動はできないという制約のなかで、長期的なウランの安定供給のために、今何をやるべきなのか検討してみる。

5.1 情報の統合化と可視化

ウラン鉱床を効率的に発見するためには、鉱床を形成する上で必要な地質環境条件を把握し、これらの必要条件を満たす地域を抽出し、その地でのこれまでの探査状況をまとめ、その地での有望性を評価する事が重要である。

世界各地の地質情報と鉱床生成に必要な要因、各地での探査実施状況を数値化し、統合し、可視化することによって（Geographic Information System＝GIS）、世界のどこにどの程度のウラン資源が存在するか推定することが可能となる。

このようなデータが利用可能となれば、究極のウラン資源量を推定できるようになり、長期的な原子力政策を検討する基礎資料となる。また、ウランを調達する立場の人々にとっても、長期的なウラン調達戦略を検討する上でも貴重なデータとなるであろう。

5.2 ウラン資源探査技術の維持・向上

開発までの長いリードタイムも考慮すると継続的な探査活動が必要であるが、ウラン市況の低迷を長期間経験してきた民間企業は簡単には探査活動に進出する状況にない。動燃事業団の探査部門もこの影響を受け、着実な探査活動の継続が困難になりつつある。

地表下100～600mの深部に存在する潜頭鉱床を効率的に探すためには、どのようなことが必要なのであろうか。

まず、ウラン鉱床の成因を明らかにし、その特徴を取りまとめ(図11)、鉱床の規制要因を把握することが重要である。

次に、これらの規制要因を地表から把握するための各種の電磁気探査法や重力調査法、基盤岩の構造を推定するための磁気法、鉱床を包むように分布する変質ハローの特徴を把握するための地化学的調査等の物理科学的調査法を開発し、解析精度を向上させることが必要である。このため、各種のウラン鉱床のタイプ別の規制要因を系統的に取りまとめるための鉱物学的研究者と、物理科学的手法を開発する地球物理科学的研究者との連携が求められる。

探査技術の研究開発を進める上で、技術開発成果の適用や実証の場として、カナダやオーストラリア等代表的なウラン鉱床区に鉱区を保有する必要がある。この点で動燃事業団の保有する有望鉱区が活用できる。なお、海外で探査を行う場合は、各国の鉱業法に基づいて鉱区（鉱物を探査したり採掘する権利）を得る必要があるが、一般的には鉱業権は先願主義であり、有望鉱区を先に維持しておく、あるいはそれらに関連する情報を把握しておくことが重要である。

これらの成果は、世界各地の地質情報や過去の探査データと統合・解析することによって全世界のウラン存在可能地域と期待資源量を示すウラン

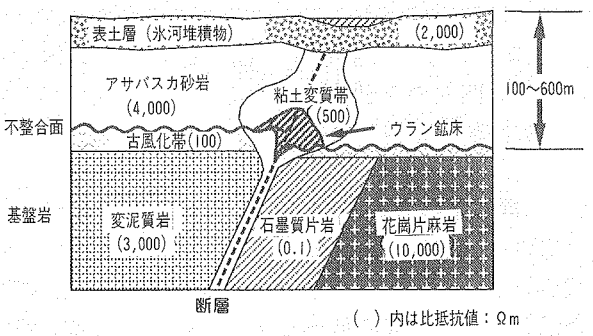


図11　不整合関連型ウラン鉱床概念図（カナダ）

ポテンシャルマップの作成に繋がり、ウランの究極資源量を明らかにすることに活用できる。

また、この種のポテンシャルマップは、将来、探査活動が再活性化したとき、どこで調査を行うべきかの基礎的な指針となる。

5.3　環境保全技術の開発

採鉱部門の課題として、各種遠隔採鉱法の開発や放射線被ばく量を正確に把握することが必要になっているが、採鉱法の開発は鉱山毎の特殊性に負うところが大きい。作業場等の正確なラドン濃度をモニタリングする技術は、どの鉱山にも適用できる普遍的な技術であり、日本のような技術立国の最も得意とする分野である。

人形峠事業所では、これまでの活動によって生じた捨石や鉱滓が安全に保管されているが、地域住民との関係もあり、鉱滓ダム等の恒久処置方法の開発が求められている。これには、処置方法のみならずラドンの影響評価等の手法や廃水処理技術等鉱山管理全般の技術開発が含まれている。このような技術が確立されれば、新規に鉱山を開発する場合に、環境への負荷とコスト面の影響を最小限に留める鉱山管理運営が可能となり、かつ、複雑多岐にわたる周辺環境影響評価にも対応できる総合的な鉱山管理技術を保有することになる。

したがって、人形峠事業所の環境保全技術開発を人形峠事業所の特殊な問題ととらえず世界のウラン鉱山の管理に活用できる技術とすべきである。

5.4　先住民との協調

カナダの北西準州やサスカチワン州とオーストラリアの北部準州等ウランの有望地は先住民の同意が得られなければ鉱山開発は不可能であるように、鉱山開発には地域住民の理解と協力が不可欠である。長年の交流実績がなければ、探査や鉱山開発に先住民の同意は簡単には得られない。

先住民と良好な関係を築き、維持していくためには、継続的に探査を行うことが必要であるが、5.1で記したような動燃事業団の保有する鉱区で探鉱技術開発の活動を継続することでも先住民との友好関係の維持に役立つ。

5.5　寡占化への対応

寡占化の進行は、世界のウラン資源の専門家の減少、または、少数企業による独占を現出し、探査活動と技術開発の低迷を招く危険性がある。我が国の企業や機関による優良なウラン鉱区と技術の維持は、少数企業による独占を排除し適切な競争環境を維持することになる。

したがって、日本企業のウラン探査・開発活動が活性化するまで動燃事業団が保有する優良な鉱区を維持しておくことと技術者を維持しておくことが大切である。

6.　おわりに

回収可能なウラン量は2010年頃までは心配ないとしても、新鉱床が発見されない場合、2010年代以降ウラン資源不足の事態も危惧されるので、長期的なウランの安定確保のための適切な探査努力が重要である。

我が国の民間企業によるウラン探査活動が低迷しており、早期に探査活動再開を期待できない状況では、唯一我が国で探査活動を行い、かつ、関連技術、情報を有している動燃事業団の役割は重要であるが、適切なレベルの探査活動を維持することが困難な状況になりつつある。

この様な状況で、探査・鉱山開発の技術を維持し、優良鉱区を維持しつつ技術開発の場として活用しながら、先住民や資源供給国との友好関係を維持強化しておくことは、資源を持たない国にとって有効な資源確保策となり、次世代への責任を果たすことにも繋がる。

世界のウラン産業の動向やウラン資源の現状と将来見通しに関する貴重な情報はこのような活動を継続することによって入手可能である。

また、意欲的な原子力開発を計画しているアジア諸国から要請の多いウラン資源の調査協力などに動燃事業団の探査技術を活用することにより、アジア地域の原子力開発の燃料自給への支援となる。さらには、我が国の原子力開発計画への理解増進にも繋がっていくものである。

参考文献

1) Eldorado : "The Eagle Point Uranium Deposits, Northern Saskatchewan", *Economic Minerals of Saskatchewan,Special Publication 8,* p78 ～98 (1986)
2) Cameco : "Annual Report" (1994)
3) Cameco : "The McArther River Project, Exective Summary of EIS" (1996)
4) Pancontinental : "Jabiluka Gold-Uranium Project", *Pamphlet* (1988)
5) ERA : "Annual Report" (1993)
6) R.Fry : "Implication of The ICRP Recommendations for The Mining Industry" *IAEA 35th General Conference,* (1991)

100号記念特集号

回収ウラン転換技術開発

小原義之　　森　良平　　岡本正文
松田健二

人形峠事業所環境資源開発部

資料番号100—6

Recovered Uranium Conversion Technology Development

Yoshiyuki OHARA　Ryohei MORI　Masafumi OKAMOTO
Kenji MATSUDA
Waste Isolation and Ore Processing Division, Ningyo Toge Works

石油代替エネルギーとして最も有望である原子力の開発に当たり、ウラン資源に乏しい我が国では、使用済燃料を再処理して得られるプルトニウムおよび回収ウランを再利用することが重要である。

動燃事業団は、これらの利用方法の研究開発を進めているが、本稿では、回収ウランの利用が最も多く見込める再濃縮利用に関して、人形峠事業所製錬転換施設で実施している回収ウラン転換技術開発の成果について述べる。

1.　はじめに

石油代替エネルギーとして最も有望と考えられる原子力エネルギーは、オイルショック以来の省エネと各種エネルギーの多様化、石油の安定供給と低価格化から、開発がスローダウンしているようにみえる。しかし、近い将来、東アジア諸国の近代化がさらに進み、エネルギー消費が増加するにしたがい、化石燃料の使用量の増加による価格の上昇と温室効果等による環境破壊が進むにつれて、よりクリーンである原子力エネルギーの利用がますます重要で不可欠となることは確実であると考えられる。

将来のエネルギーを考えるに、化石燃料、ウラン資源ともに乏しい我が国では、使用済燃料を再処理して得られるプルトニウムおよび回収ウランをリサイクル利用することができる技術を持ち、原子力利用後発国を支援していくことは国際的な立場からも極めて重要であり、とりわけ、現在、商業規模で運転されている軽水炉核燃料サイクルに関しては海外で再処理されて発生する回収ウランの利用を考えることが必要である。

動燃事業団では、再処理-プルトニウムリサイクル技術開発の推進とともに、回収ウランの軽水炉利用に向けて、回収ウランリサイクル技術の開発を進めている。回収ウランについては利用量が最も多く見込める再濃縮利用に関する技術開発を進めて来た。人形峠事業所において、昭和58年から昭和62年にかけて東京電力㈱の協力を得て小規模の試験として製品UF_6約５ tU を生産し、昭和63年から平成２年にかけて電気事業者との共同研究で回収ウラン利用実証試験（中規模試験）として製品UF_6約40tU を生産した。また、平成３年度からは平成９年度までの予定で、電気事業者および日本原燃㈱との共同研究により、回収ウラン転換実用化試験を開始し、現在、試験を継続中である。

写真１に製錬転換施設（全景）を示す。

2.　回収ウランの特徴と利用方法

2.1　回収ウランの特徴

軽水炉に装荷され「燃やされた」ウラン燃料（使用済燃料）には天然ウランには存在しない、ウラン同位体（U232、U236等）、超ウラン元素（ＴＲＵ）であるプルトニウム等および核分裂生成物（ＦＰ）が存在する。この使用済燃料を再処理することに

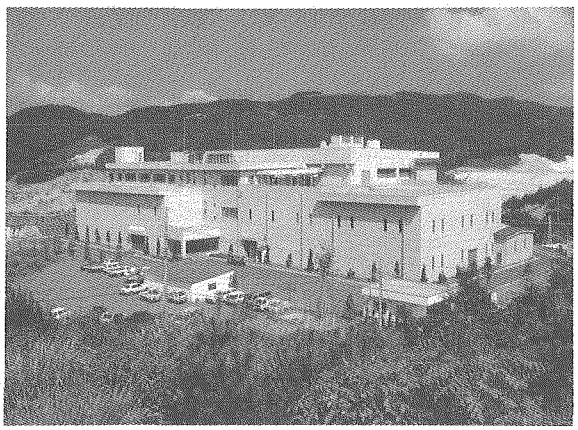


写真１　製錬転換施設（全景）

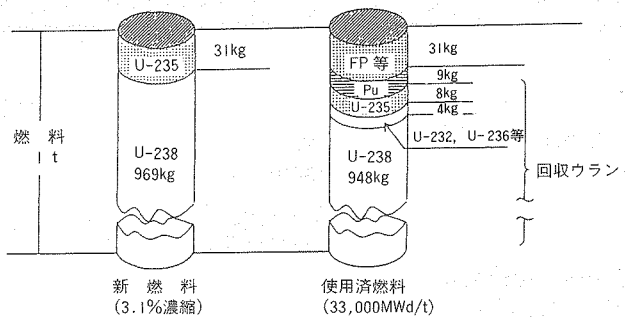


図１　新燃料の組成と使用済燃料の組成例

より、再利用が可能である物質として、プルトニウムとウラン（回収ウラン）が回収される。

図１に新燃料の組成と使用済燃料の組成例を示す。

この回収ウランには一般的に次の特徴がある。

(1)　回収ウラン中には燃えるウランであるU235が天然ウランの割合である0.7%より高い、約１%程度が燃え残っている。

(2)　回収ウラン中には天然ウランに含まれないウラン同位体（U232、U236等）が若干含まれる他、ごく微量であるが、FP(Zr、Nb等)、TRU(Pu、Np等）が含まれる。

燃料中のウラン同位体組成変化例を図２に示す。U235は燃焼が進むにしたがって消費されるため濃度が低下する。一方、U232とU236は、燃焼が進むにしたがって濃度が高くなる。U232の半減期は約72年であり、炉から取り出した後もPu236の α 崩壊により増加し、13年程度で最大濃度に達する。U236は燃焼度の増加とともに、その濃度は増加する。

2.2　回収ウランの利用方法

回収ウラン利用としては以下の四つの利用方法が考えられる。

(1)　ＭＯＸ燃料の母材としての利用

回収ウラン（UO_3）をUO_2に転換後、プルトニウムを富化してＭＯＸ燃料とし、軽水炉あるいは高速増殖炉（ＦＢＲ）で利用する。

特徴としては、

1) プルトニウムの取り扱い施設は、設備の増強なしに回収ウランを取り扱うことができる。

2) 利用量は、ＭＯＸ燃料の生産量によって限定される。

(2)　再濃縮リサイクル利用

回収ウラン（UO_3）をUF_6に転換後、再濃縮し、軽水炉で利用する。

特徴としては、

1) 軽水炉への大規模な利用が可能である。

2) UF_6転換プロセスにおける、ＦＰ等の不純物の挙動評価等の回収ウラン取り扱い上の検討が必要となる。

3) 再濃縮によって、U232等も濃縮されることにより、娘核種である高放射性のBi212、Tl 208が増えるため、天然ウランを使用した濃縮ウランと異なった取り扱い方法の検討が必要となる。

(3)　直接ブレンディング利用

回収ウラン（UO_3）を、別途調達した天然ウラン

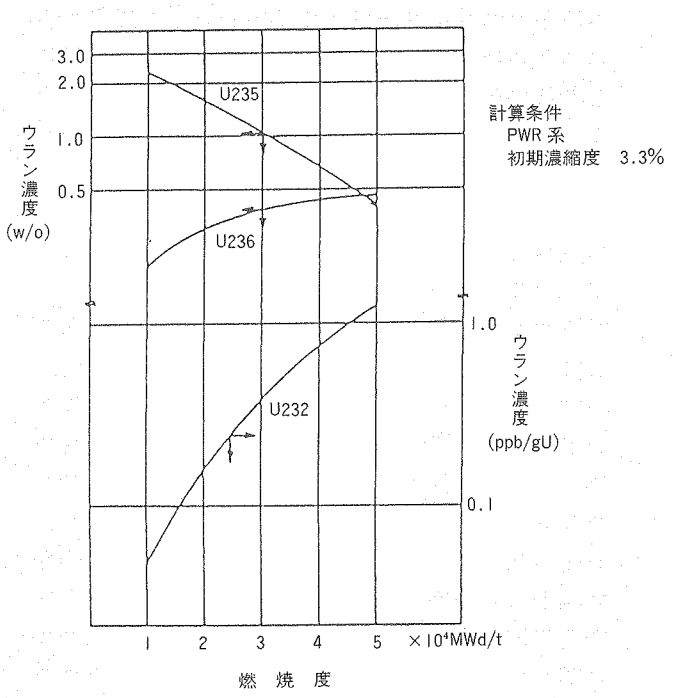


図２　燃焼度によるウラン同位体組成の変化例
（炉外取り出し直後）

や濃縮ウランを用いて所要濃縮度に調整し、軽水炉で利用する。

特徴としては、

1) 天然ウランと混合することにより、U232、U236等の濃度が希釈される。

2) UF_6転換プロセスにおけるＦＰ等の不純物の挙動評価等の回収ウラン取り扱い上の検討が必要となる。

(4) 備蓄利用

将来のウラン燃料の備蓄として、酸化ウラン（UO_3等）の形態で当面貯蔵を行う。

2.3 再濃縮利用に係わる回収ウラン転換の課題

昭和50年頃は回収ウランの転換については、諸外国における実例や資料に乏しかったが、東海事業所における基礎試験の結果では次のような課題が指摘されていた。

この課題に対して人形峠事業所では、小規模試験、中規模試験を実施し、また、現在、実用化規模の試験を実施中である。

開発の経緯と成果については３～５章で述べる。

(1) 反応性の改善

再処理工場で生産される回収ウランのUO_3粉体は高密度、小比表面積で粒径が大きいため、転換工程における反応性が悪い。したがって、反応性を改善するための前処理技術の確立が必要である。

写真２に再処理回収ウランの拡大写真を示す。

(2) 放射性不純物の挙動把握と除去

回収ウランは定められた仕様を満足しているものの、極微量のＦＰやＴＲＵが含まれている。転換工程において、それら微量不純物の挙動を解明し、その除去法を確立することは、転換工程のみならず次の再濃縮工程、加工工程においても有益である。

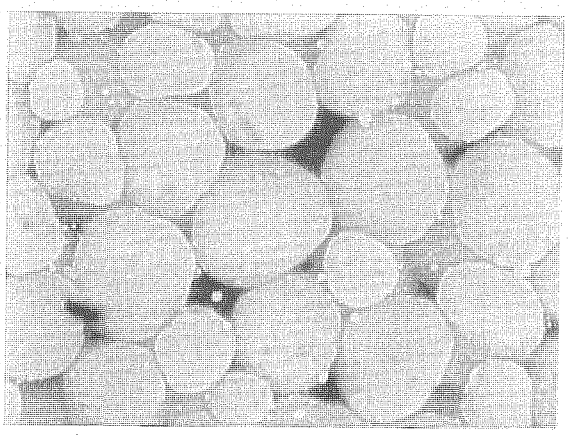


写真２　回収ウランUO_3

3. 小規模試験

(1) 目的

前項に示した課題を解決し回収ウラン転換技術を実証・確立することと、国内での商用転換工場向けのスケールアップデータや技術ノウハウの取得を目的として人形峠事業所で回収ウランの研究開発を進めた。

当初の試験を小規模試験と称し、製錬転換施設内の製錬転換パイロットプラントに併設されたウラン転換試験設備（ＣＴＦ-II）を使用して実施した。

(2) 小規模試験の実施状況

小規模試験を実施するための設備、ＣＴＦ-IIは昭和53年度に設計に着手した。基礎試験結果および原子力計算コードによる解析等により得られた情報をもとに、設計見直しや許認可業務を行い、昭和54年11月に着工し、昭和56年10月ＣＴＦ－IIが完成した。

化学試験に引き続き劣化ウランを用いての予備試験を約半年間実施して装置の特性を把握したのち、昭和57年11月より回収ウランを用いた転換試験を開始した。その後昭和62年まで、反応性の改善を中心に転換試験を実施し、前処理条件としてUO_3に水を添加し含水UO_3とする水和前処理の有効性を確認する一方、各工程機器の開発に努めた。

不純物挙動試験については、昭和58年度下期より極微量放射性不純物の分析法の検討を進めた。

(3) 施設、装置等の概要と特色

1) 建家

ＣＴＦ-IIは製錬転換パイロットプラントに併設されて建設され、概要は以下のとおりであった。

建家面積　950 ㎡（約 27 m×36 m）

高さ　　13 m

構造　　一部2階建て、鉄筋コンクリート造り

2) プロセス

図３に小規模試験、中規模試験、実用化試験の各工程毎の比較を示す。

本設備は乾式法を採用し、当初各工程の設計能力は10モルＵ／時であったが、昭和59年度にＨＦフッ化工程、60年に脱水還元工程を、140モルＵ／時に増強した。

UF_6転換法に乾式法を採用した理由は、

①原料がUO_3粉体であること

②臨界管理が容易であること

③廃液の発生が少ないこと

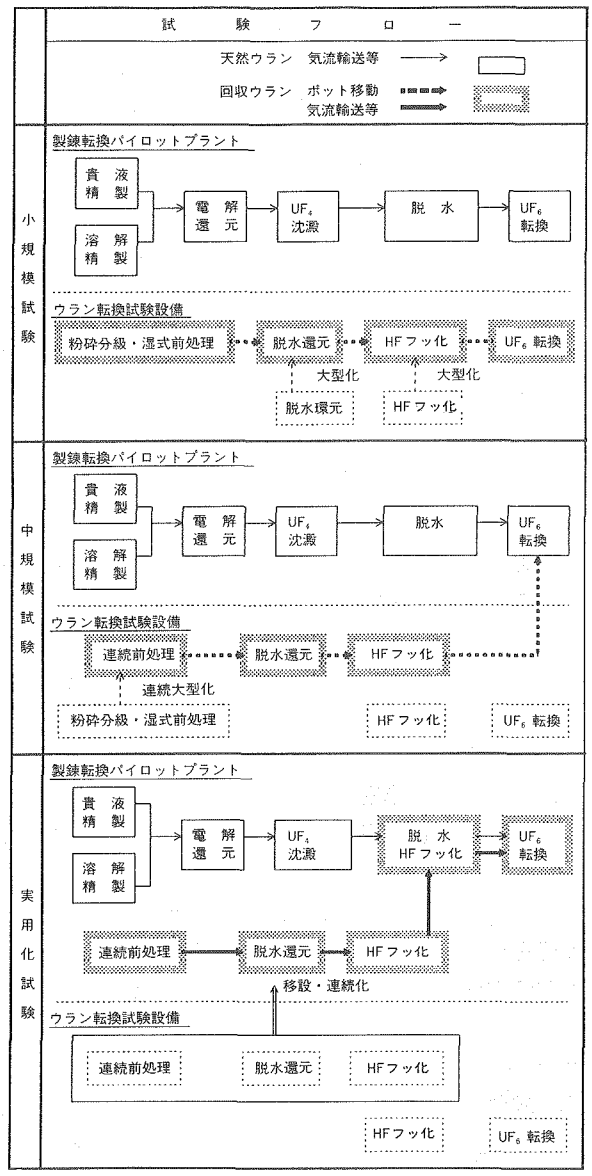


図3　回収ウラン転換技術開発の経過

④装置がコンパクトになること

等乾式法の利点があるとともに、乾式転換技術の確立を図ることができると判断したためである。各工程の概要は以下のとおりである。

①　ブレンディング工程

収納容器ごとに濃縮度が異なる回収ウラン（UO_3）粉体を可視流動床3基で粉体ブレンディングし、濃縮度を均一化する。

②　粉砕・分級工程

粒径の粗い回収ウラン(UO_3)粉体を粉砕、分級し、以後の工程で用いる流動床反応炉に適した粒径にする。

③　水和前処理工程

UO_3に水を添加し、含水三酸化ウラン（$UO_3 \cdot nH_2O$）とする。

$$UO_3 + nH_2O \rightarrow UO_3 \cdot nH_2O$$

④　脱水還元工程

含水三酸化ウラン（$UO_3 \cdot nH_2O$）は、流動床炉内で加熱することにより水を脱水すると同時に、水素（H_2）ガスで還元させ、二酸化ウラン（UO_2）とする。

$$UO_3 \cdot nH_2O \rightarrow UO_3 + nH_2O$$

$$UO_3 + H_2 \rightarrow UO_2 + H_2O$$

⑤　ＨＦフッ化工程

UO_2とＨＦガスを流動床炉で反応させ、UF_4とする。

$$UO_2 + 4HF \rightarrow UF_4 + 2H_2O$$

⑥　F_2フッ化工程

UF_4とF_2ガスを流動床炉で反応させ、UF_6ガスを生成する。

$$UF_4 + F_2 \rightarrow UF_6$$

生成したUF_6ガスはコールドトラップで冷やして固体として捕集する。捕集したUF_6は加温して液化した後、製品シリンダに充填する。

⑦　UF_6精製工程

不純物を仕様以上含むUF_6が発生した場合、気体または液体状態で精留塔へ供給し、沸点の違いを利用して精製する。

3）反応性改善試験

本試験は反応不活性である回収ウランを乾式法により効率よくUF_6に転換するための水和前処理法の有効性を実証することと各工程ごとの最適操作条件の確立を目的として行った。

①　ブレンディング工程

１基だけの流動床で、約350 kgのUO_3を2時間以内の流動時間で±0.05％の範囲内に濃縮度を均一化できた。

②　粉砕・分級工程

流動床炉で流動に悪影響を及ぼす微粉（約40μ以下)の発生を18％と比較的低く抑え、長時間運転することができた。

③　水和前処理工程

UO_3の水和物は凝集性が強く、水の供給方法によっては大きな塊状になることがある。そこで、撹拌水和式装置の総添加水量、水添加速度、撹拌条件、水和温度等をパラメータに試験を行い、１バッチ25 kgのUO_3を安定して水和できる最適水和条件を確立した。得られる水和UO_3は$UO_3 \cdot 0.8H_2O$または$UO_3 \cdot 2H_2O$（以下「水和UO_3」という）である。

水和処理により１m^2／g以下の比表面積が3～5 m^2／gまで増加した。

④ 脱水還元工程

水和前処理を実施したUO_3の反応性は良好で、アンモニアを熱分解して得たH_2ガスによる反応の場合、550℃の反応温度で3.5 kg／hrという設計能力を50％上回る処理速度が達成できた。また、次工程のUO_2のＨＦフッ化反応速度を大きくするには、水和水を脱水しつつ還元を行う、脱水同時還元法が有効であることを確認した。

⑤ ＨＦフッ化工程

水和前処理や脱水同時還元法により、ＨＦフッ化工程における反応性は大幅に改善された。例えば、H_2還元で得たUO_2の場合、前処理をしないとUF_4転換率が60％程度で飽和してしまうが改善後は常時90％以上を得られるようになった。なお、処理速度は、平均で1.8 kg／hrとやや設計能力を下回るが、反応性改善の効果は十分にあった。

脱水還元工程と同様にＨＦフッ化工程にも大型のＨＦフッ化塔を導入し、運転試験を行った。

⑥ F_2フッ化工程

ＨＦフッ化工程におけるUF_4転換率が90％以上の時、F_2フッ化の処理速度は約2.1 kg／hrであり、F_2利用率は99％ときわめて高い値を示した。しかし、UF_4転換率が90％を下回ると処理速度は大幅に落ち、F_2利用率も低下することがわかった。

一方、湿式ＰＮＣ法により得られた天然UF_4のF_2フッ化反応性およびF_2利用率は、ＣＴＦ－Ⅱで得られたUF_4に比べて高い値を示している。これは、主として湿式ＰＮＣ法により得られたUF_4は微細結晶の集合で、比表面積が大きく、また、UO_2含有量が少ないためと考えられる。

⑦ UF_6精製工程

小規模試験で東海再処理工場からＣＴＦ－Ⅱで受け入れた回収ウラン(UO_3)は、非常に不純物(超ウラン元素、核分裂生成物) が少ないことから、生産したUF_6は十分に濃縮施設の受け入れスペックを満たすことができ、精留塔による精製を必要としないことが判明した。

4) 不純物挙動試験

昭和58年度より既設の分析装置を用いて超ウラン元素(Pu、Np)および核分裂生成物についての挙動試験を実施したが、前述のように原料としている回収ウラン中の不純物が少ないことから一部の核種を除いてほとんどの核種が検出下限値以下であり、製品UF_6の仕様を十分に満足することは確認できたが、定量的な評価をするに至らなかった。

しかし、今後の回収ウランの大規模利用に際しての挙動評価実証に必要な転換プロセスにおける放射能収支を明確にするため、さらに検出下限を向上する分析技術の開発が課題となりこれに着手することとなった。

(4) 成果の概要

ＣＴＦ-Ⅱで実施された小規模試験は、ほぼ所期の試験目的を達しながら順調に研究開発を続け、これにより従来の湿式法による天然UF_6転換技術に加え、乾式法によるUF_6転換技術についても数多くの技術的知見、情報およびノウハウを得ることができた。また、臨界管理、不純物挙動、反応性等の回収ウラン転換特有の問題点についての技術的、工学的情報およびノウハウも数多く蓄積できた。この5年間の試験の経験を踏まえ、次の諸点が改良に向けての研究開発課題として摘出された。

1) 水和前処理装置の自動化、連続処理化の実現および大型化装置設計のための工学データの取得
2) 回収ウラン転換における放射能収支の評価

4. 中規模試験

(1) 目的

今後、国内の再処理から大量の回収ウランの発生が予測され、将来の回収ウラン利用の実用化に備え、転換、濃縮、加工ならびに炉内照射に至る一連の工程における回収ウランの諸特性の把握、必要な対策の検討および実績データの蓄積をしておく必要がある。本試験はこれらの工程のうち、転換工程について、小規模試験の成果を踏まえ電気事業者より提供された回収ウランを実証規模で六フッ化ウランに転換し水和前処理工程の自動・迅速化を確認し、回収ウランの不純物等挙動評価ならびに転換施設・装置および施設周辺の安全性の評価をするとともに本格利用への見通し検討に供するデータの採取、整備を目的とする。

(2) 中規模試験の実施状況

中規模試験は、昭和63年から平成2年にかけて、電気事業者との共同研究によりPWR、BWRの使用済燃料から発生した約40tUの回収ウランをUF_6に転換する試験を実施した。この間、転換工程における不純物挙動、回収ウラン取扱の安全性等多くの知見を得るとともに転換試験で得られた製品UF_6はウラン濃縮パイロットプラントで再濃縮し、燃料加工メーカーに供給した。

(3) 設備、装置の概要

本研究を実施した施設は、前工程のUF_4製造までは小規模試験を実施したウラン転換試験設備(CTF—II)の一部装置を大型化し、後工程の転

換工程以降は天然ウラン処理を行った製錬転換パイロットプラント（天然ウランイエローケーキを出発原料としてパイロット規模でのUF_6転換試験を行う施設）の設備を利用した。

なお、本試験プロセスの単体機器の処理能力は140mol/時(0.8t/d)であり、バッチ運転ではあったが、ほぼ設計能力に近い能力で転換できることを確認した。図3の中欄に中規模試験の主要機器フローを示す。

(4)　不純物の除去方法の開発

回収ウランの再濃縮・軽水炉リサイクルを考えた場合、最上流の転換工程で不純物除去することが、濃縮工程以降の不純物による影響を軽減することができる。したがって、転換工程におけるＦＰ等の挙動を把握し、不純物の合理的な除去方法を開発する必要がある。不純物の除去方法としては、F_2フッ化工程において、次の3方法が考えられ、中規模試験ではこれらを組み合わせて除去効率を高めることが確認できた。

1)　蒸気圧差を利用する方法

UF_4をUF_6に転換するF_2フッ化工程では、ウランが固体から気体に変化する過程で、以下のことが想定された。

①　UF_6よりも蒸気圧が低いランタニド類やウランの娘核種であるTh等は固体のまま反応炉に残り、固気分離により、不純物が除去される。

②　UF_6よりも蒸気圧が高い不純物は気化してUF_6に同伴し、除去されない。

試験の結果、フッ化炉内の流動媒体中にTh等の蓄積が確認され、本方法の有効性が実証された。

2)　生成自由エネルギー差を利用する方法

UF_4がUF_6になるフッ化反応に比べて、不純物のフッ化物であるNpF_4、PuF_4からNpF_6、PuF_6へのフッ化反応の生成自由エネルギーの値が大きく、反応が進みにくい。このため、1)と同様に固気分離により、Np、Puの微量不純物をUF_6から除去することができる。

試験の結果、フッ化炉内の流動媒体中に微量のNp、Puの蓄積が確認され、本方法の有効性が実証された。

3)　不純物吸着剤を利用する方法

フッ化反応で気化してUF_6に同伴する揮発性不純物は、選択吸着性能を有する吸着剤を用いて、除去することができる。吸着特性試験の結果、Ru等に対して選択的吸着特性の優れたフッ化マグネシウムを吸着剤として選定し、これをケミカルトラップとしてフッ化炉の後段に配置した。

試験の結果、Ruは流動媒体に残留せずケミカルトラップ吸着剤から検出され、本方法の有効性が実証された。なお、Ruはコールドトラップの下流の排気系トラップ（活性アルミナ）で捕集されることもわかった。

以上、1)、2)よりF_2フッ化工程では、揮発性の不純物はUF_6に同伴して揮発し、不揮発性のものは流動媒体中に残留しウランから分離される。Np、Puはフッ化物の化学的性質がウランに近いため、ウランと挙動をともにすることが予想されたが、フッ化反応の特性(平衡)、生成する六フッ化物の安定性等が若干異なることから、一部が流動媒体中へ残留する結果となった。残留の程度は、Npに比べ六フッ化物が不安定なPuの方が大きいことが実証された。

(5)　機器等表面線量当量率の増加

機器、容器等の表面線量当量率については、天然ウラン転換時に比べて2～3倍大きいことがわかり、特にF_2フッ化炉（流動床炉）は、不揮発性の不純物が蓄積するため、その増加傾向が大きく、U232の娘核種であるPb212、Bi212、Tl208等が検出された。

本試験で用いた回収ウランにはU232が0.4～1.0ppb/gU含まれており、その娘核種が不揮発性のフッ化物となり流動床に蓄積し、かつエネルギーの高いγ線を放出することから、天然ウラン転換時に比較して線量当量率が増加したのはU232の娘核種の影響が支配的であると考えられる。

(6)　回収ウラン分析技術開発

回収ウランを合理的に軽水炉へリサイクルする方法の検討を進める上で、その組成を正確に把握する必要があり、回収ウラン中の微量FP不純物等の分析技術開発が必要であった。

そのため、最適なイオン交換・溶媒抽出法の組み合わせによる特定元素の濃縮・精製を行う分析手法等の改良により、極微量しか含まれておらず、かつ、ウランの影響により検出が困難であった不純物核種、例えば、Ru106、Np237、Pu238等の含有量を定量的に把握することができる分析技術を確立した。

(7)　不純物挙動調査

転換工程および濃縮工程の装置設計および安全対策に反映するため、工程内におけるFP等の不純物の挙動を正確に把握する必要がある。

中規模試験においては、前述の改良した分析手法を適用し、原料回収ウラン中の不純物の挙動を調べた。この結果、原料および製品からRu106、Np237、Pu238を検出するとともにウラン娘核種

である Th228 等は、F_2フッ化工程で大部分を除去できることを確認できた。

さらに、これら核種のF_2フッ化工程での挙動は、(4)項の「不純物の除去方法の開発」で述べた三つの方法から推定したものとほぼ一致することが確認できた。

(8) 安全性評価

回収ウランの α 線および γ 線放出率は、天然ウランに比べて若干高く、その取り扱いについては、従事者の被ばくや環境への影響等を評価する必要がある。

中規模試験において、回収ウラン取り扱い時の従事者被ばく線量、作業環境の線量率の実測値を天然ウランの取り扱い時のそれらと比較した結果、流動床付近の空間線量当量率は若干増加したが、従事者の被ばくは安全上問題ないことを確認した。その他の施設の作業環境（空気中および排気、排水中放射性物質濃度、表面汚染密度等）ならびに周辺監視区域の空気、河川水、土壌中の放射性物質濃度等はいずれも天然ウラン転換時と比較して差がなく問題ないことが確認された。

以上から、中規模試験で用いた東海再処理工場の回収ウランは、十分安全に転換・再濃縮が行うことが可能であり、その製品仕様にも問題ないことが確認できた。

(9) 工程内ウラン物質収支

ウランの製品への回収率は約95%であり、製品以外のウランの内訳は流動床の流動媒体への残留分と排気系の NaF トラップへの吸着によるものが大きいことがわかった。

(10) 廃棄物発生量

中規模試験で発生した固体廃棄物の内、可燃物、難燃物の発生量は不燃性固体廃棄物に比べ多いが、焼却処分されるため大巾な減容が可能である。不燃物は施設内に保管することになるが、CaF_2がかなりの割合を占めている。この内訳としては、CaF_2、アルミナ、NaF であるが、CaF_2は HF フッ化工程のオフガスとして排出される HF の中和処理により発生するもので、今後、運転方法の改善等により低減化を図る必要があることを確認した。

(11) 成果の概要

本試験の結果は、試験計画を含めて、輸送・転換、製品 UF_6仕様、安全性、不純物挙動および計量管理に至る全体評価を実施し、回収ウランの転換は十分安全に行えることを実証した。

また、回収ウランの本格利用に備えた次のステップに対する転換上の課題等の摘出、検討ならびに高燃焼度回収ウランの有効利用の観点から回収ウラン組成、安全性、経済性等について検討した。

その結果、次のステップとして、以下の主要課題を摘出した。

1) プロセスの連続化
2) 機器、装置の耐久性の把握
3) 不純物核種挙動データの信頼性向上化

5. 回収ウラン転換実用化試験

(1) 目的

回収ウラン転換実用化試験（以下『実用化試験』と略す。）は、試験を実用化規模で実施し、回収ウラン転換に関する信頼性、安全性、経済性についてのデータを収集の上、回収ウラン転換技術に係わる総合的な評価を行うことを目的としている。

この実用化試験は、平成3年から電力10社および日本原燃㈱と動燃事業団の共同研究で実施しており、平成6年度から平成9年度にかけて、約240tU の回収ウランを転換する計画としている。

(2) 施設の概要

実用化試験設備の主要機器である原料供給装置、連続水和機、脱水還元塔、ＨＦフッ化塔は中規模試験で使用した機器であり、製錬転換施設内のウラン転換試験設備から製錬転換パイロットプラントに移設した。また、実用化試験の転換プロセスは、中規模試験と同様であるが、全工程の連続運転が可能な設備とし、最大 120tU／年の処理能力とした。

また、廃棄物の低減化の試験用設備等を新規に導入し、これらの試験運転を行い実用化に向けてのデータ収集および評価解析を実施している。

(3) プロセスの概要

実用化試験における主要プロセスは、『連続前処理工程』、『脱水還元工程』、『ＨＦフッ化工程』、『F_2フッ化工程』、『捕集充塡工程』から構成され、処理速度は、各々の工程を 140mol/h で連続運転する。(図3の比較フローと図4の回収ウラン転換実用化試験研究設備フロー参照)

1) 連続前処理工程

原料の回収ウラン（UO_3粉末）が入っている収納容器をハンドリング装置(写真3)に6基設置する。収納容器は収納容器ハンドリング装置から自動でUO_3気流輸送装置(ロボット　写真4)に送られ、収納容器内のUO_3粉末を原料供給槽に気送する。

気送したUO_3粉末は、重力落下により分級機、粉砕機に供給され、粒度を最適粒径（平均粒径150μm 程度）に整えた後、水和機(R-R206 写真

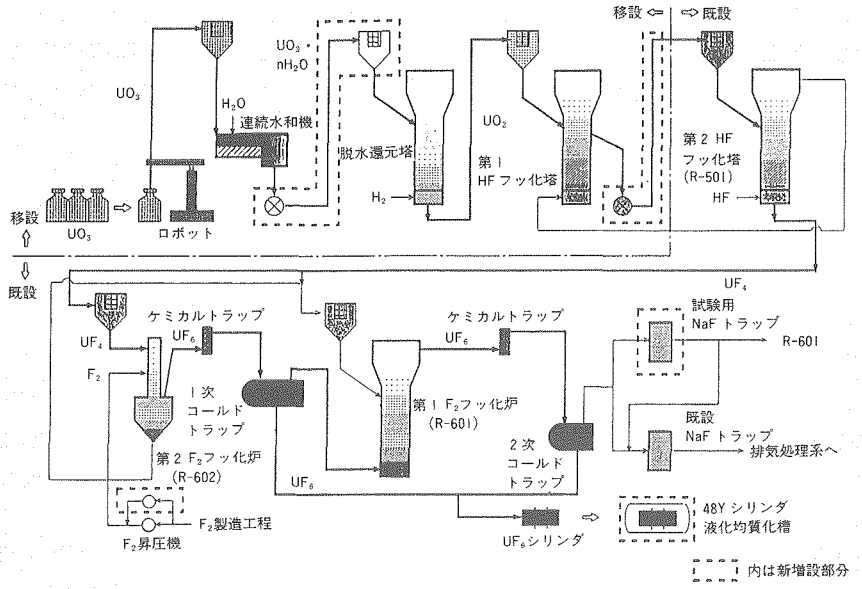


図4　回収ウラン転換実用化試験工程

5)に送られ反応性を改善するためにUO_3粉末に純水を添加し、結晶水を持ったUO_3に生成する。

2) 脱水還元工程

水和UO_3は、原料供給槽に気送され、ここから脱水還元塔(R-R303 写真6)に定量給鉱される。脱水還元塔では、塔下部より昇温されたH_2・N_2混合ガスが供給され、ここで水和UO_3は、550℃で加熱され結晶水を除去（脱水）されつつ、水素ガスにより同時に還元されUO_2に変化する。

3) ＨＦフッ化工程

ＨＦフッ化工程は、反応に使用するＨＦガスの反応残ガスを処理することにより、廃棄物(CaF_2)が発生するが、できるだけＨＦガスの利用率を向上するたため反応塔を直列2塔化する改造を実施した。脱水還元塔で得られたUO_2は、重力落下によりＨＦフッ化塔(R-R401)に供給し、ここで80％程度フッ化されたUF_4とUO_2の混合粉末は、第2塔である脱水・ＨＦフッ化塔(R-501　写真7)に気送され、残りの20％のUO_2をフッ化する。反応ガスであるＨＦガスは、先ず脱水・ＨＦフッ化塔に供給してからそのオフガスをＨＦフッ化塔に通気する向流方式で、ＨＦフッ化塔から排出するオフガスは、ＨＦコンデンサで凝縮し、廃液処理設備に移送する。

また、2塔化されたＨＦフッ化工程は、ＨＦフッ化塔で生成したUF_4粉末を直接F_2フッ化工程のUF_4供給槽に気送できる単独運転モードを選択することを可能としている。

4) F_2フッ化工程

F_2フッ化工程は、中規模試験時と同様であり、F_2の利用効率を向上させるため、フレーム型転換塔（R-602）と流動床型転換塔（R-601 写真8）を直列に接続している。

UF_4はまず、R-602に供給され、90%程度がUF_6に転換される。残りは反応残UF_4としてR-601に気送され、R-602のオフガスに含まれる余剰のF_2ガスで転換される。

5) 捕集充填工程

捕集充填工程についても、以下に示す部分以外のプロセスについては中規模試験時と同様、コールドトラップ（写真9）によるUF_6ガスの冷却捕集と加熱によるUF_6の液化・48Yシリンダ（写真10）への充填の交互運転方式である。

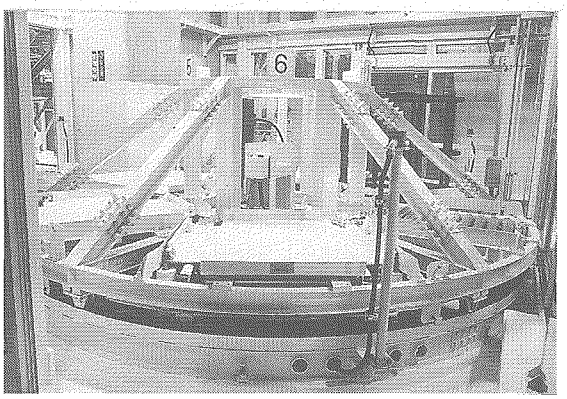


写真3　原料UO_3収納容器ハンドリング装置

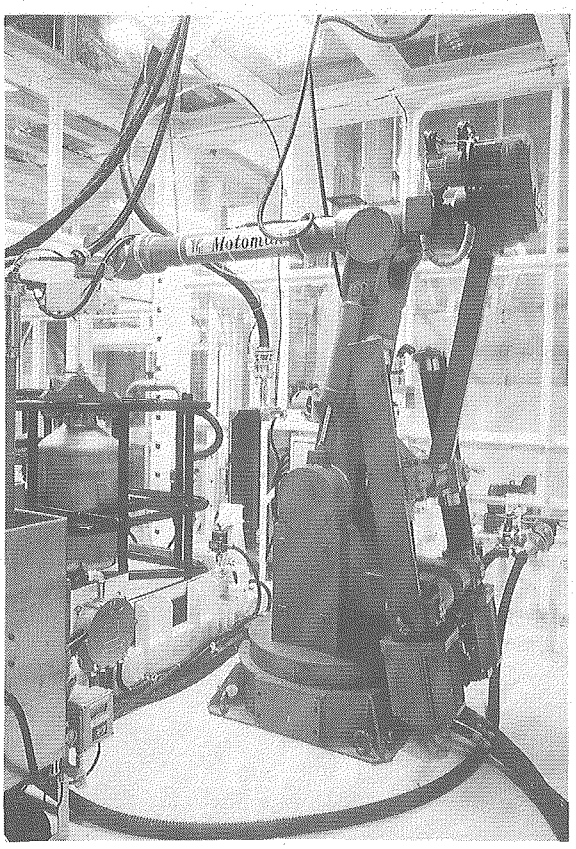


写真4　UO_3 気流輸送装置（ロボット）

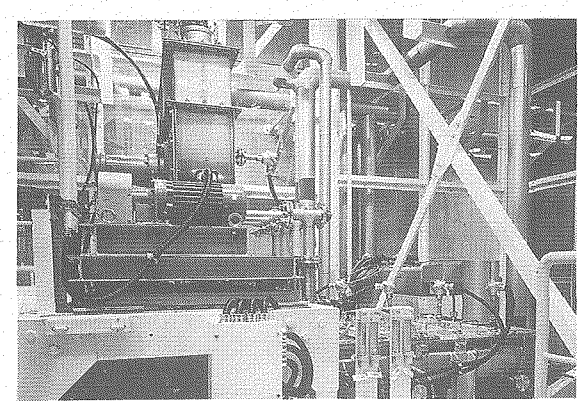


写真5　UO_3 連続水和機

6) 48Y シリンダ均質化設備

UF_6を充填した48Y シリンダは、専用子台車に搭載した状態で48Y シリンダ均質化槽内(X-R714　写真11)に導入する。

均質化槽内では、スチームで75℃に加熱したエアーを循環させ、48Y シリンダを加熱しUF_6の液化して濃縮度の均質化を行う。その後、冷却して48Y シリンダ均質化槽から取出し、製品一時置場に一時貯蔵する。

7) UF_6吸脱着試験装置

コールドトラップからのオフガス中に含まれるUF_6を吸着除去するNaF トラップの廃棄物低減を図るため、吸着したUF_6を工程内に戻す試験を実施するためUF_6吸脱着試験装置を設けている。コールドトラップからのオフガスは、吸脱着用NaF トラップに通気され、オフガス中に含まれるUF_6を吸着させた後、既設NaF トラップに送られる。(吸着モード)

UF_6吸着後，吸脱着用NaF トラップ内を400℃まで加熱した状態で、予熱器で加熱したF_2とN_2の混合ガスを供給し脱離試験を実施する。(脱離モード)

(4)　生産

製品の収率は試験条件、原料UO_3粉体物性に影響されることもあり、運転開始した平成6年度は90％程度であったが、平成7年度では98％程度まで到達しており、これまでの全体をとおしての収率は約95％である。

以上の運転状態における生産実績は、当初の計画どおり平成6年度に32tU のUF_6を生産し、48Y シリンダ4本充填した。平成7年度には、63tU のUF_6を生産し、48Y シリンダ8本充填し、

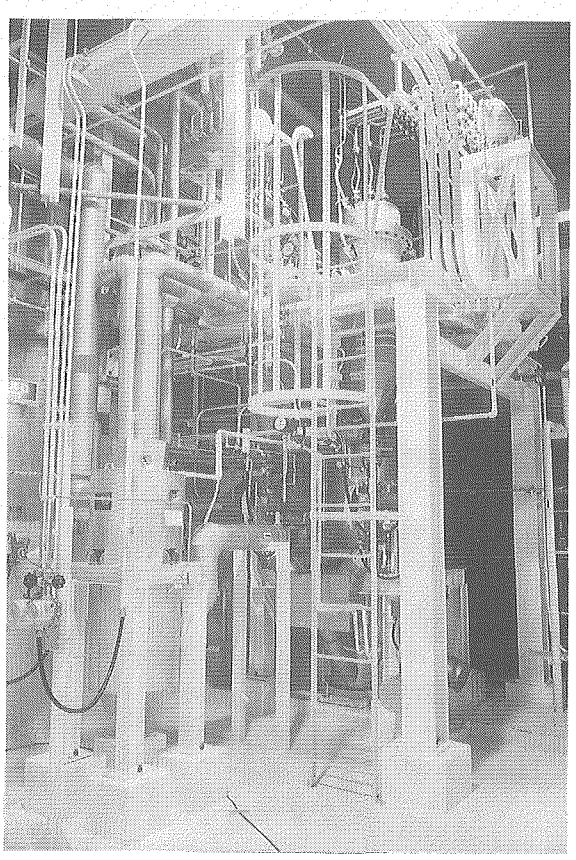


写真6　脱水還元塔

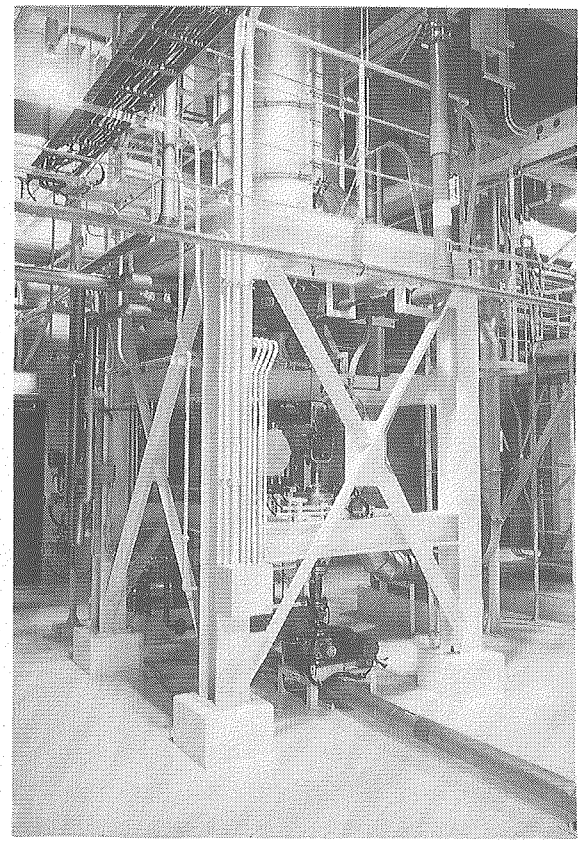


写真７　脱水・HFフッ化塔

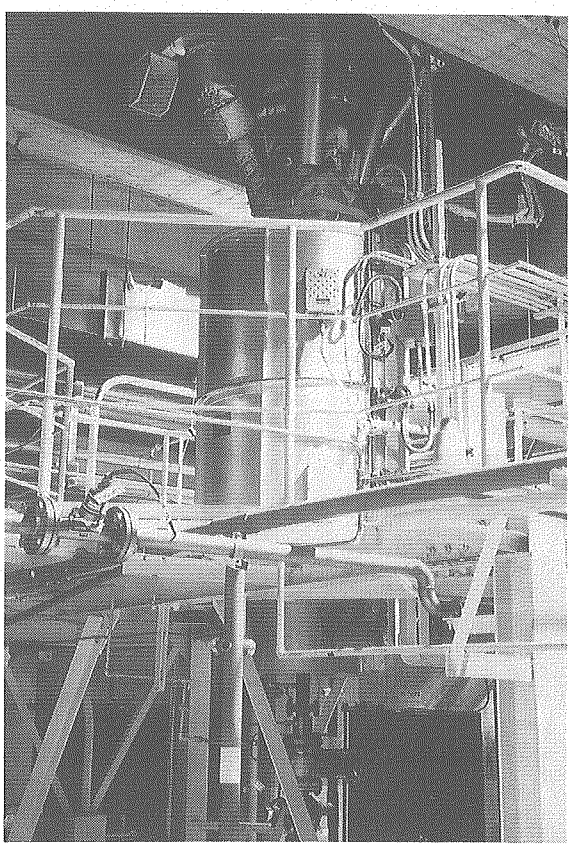


写真８　流動床型転換炉

これらは人形峠事業所内のウラン濃縮工場に出荷した。

(5)　粉体物性

回収ウラン粉体は、再処理施設の流動床型の脱硝塔内で流動しながら徐々に成長したものであり、球形殻状に積層した形状である。そのため固く緻密な球状の粒子であり、反応ガスとの反応活性は低い。また、実用化試験で大量に処理した経験からは、原料UO_3が微粒子から粗粒子まで非常に幅広い粒度分布を有している原料があることが判り、これらの粉体は流動性、反応性が劣ることから、大量連続処理時には稼働率等に影響することが分かった。

このため、実用化試験では、連続前処理工程において分級機で分級した粗粒UO_3を粉砕機で破砕し、平均粒径を150μm～200μmに整える他、脱水還元工程以降の流動床炉における反応を活性化させるため、原料UO_3に純水を添加することで水和物を生成し、粒子の結晶構造を乱し比表面積を原料UO_3（１m^2/g以下）の３～６倍に調整している。

しかし、原料UO_3に純水を過剰添加した場合（特に微粒子）は、結晶水ではなく付着水となる

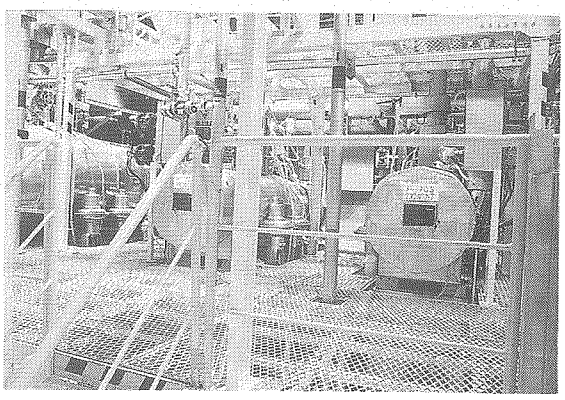


写真９　コールドトラップ

割合が多くなることから、機器内部で粉体凝集または粘土状となり、閉塞トラブルの原因になる。

したがって、実用化試験では、以前の試験で得られた水の供給量を反応性が悪くならない条件を探しつつ減少させ、現在、水和UO_3を生成するための運転条件として、UO_3に対する純水の吸収量を７～８割りに減らした範囲で管理することで、余剰付着水の発生を防止している。この時の水和UO_3粉体物性は、比表面積2.8～4.3 m^2/g、安息角

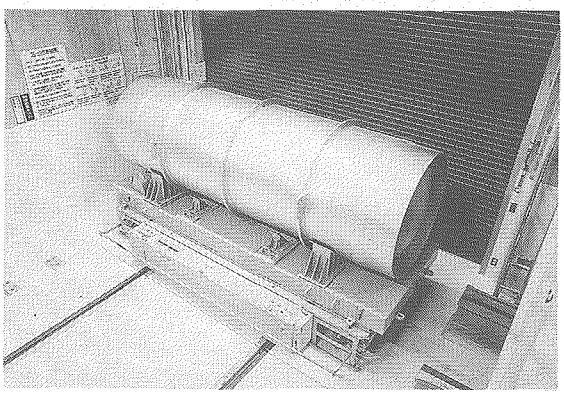


写真 10　48Yシリンダ

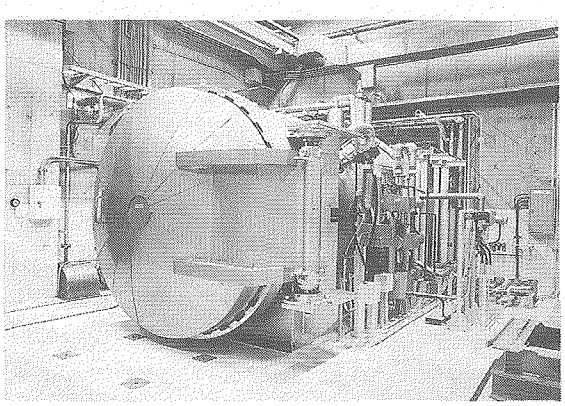


写真 11　48Yシリンダ均質化槽

27°～33°であった。今後さらにデータを蓄積し回収ウラン転換の最適条件の把握に努めていく。

連続前処理工程で粒度調整および水和生成したUO_3は、脱水還元工程以降の流動床炉において安定した流動性と90％以上の反応率を維持することができている。しかし、今後の課題として、微粒子は比表面積が大きく反応性はよいが、その割合が多くなると流動床炉内の流動状態は悪くなるため、微粒子が大量に入った原料UO_3への対応策を開発していくことが必要である。

(6)　不純物挙動試験

小規模試験から継続している不純物挙動試験の実用化試験での目的は、大量処理による挙動把握の精度の向上である。今までの結果では、中規模試験と同様の不純物の挙動がみられている。今後、不純物の挙動のデータを蓄積していく計画である。

(7)　排気・廃水

排気として、大別して、試験設備工程での局所排気処理によるものと、試験設備設置室および関連室の換気あるいは負圧維持のための建屋室排気処理によるものがある。試験設備工程での局所排気は、排気流量としては数十m^3/hrまでのもので、それぞれの系統に応じた局所排気処理を行ってウラン等の濃度を低減化した後、建屋排気処理系統に接続する。各建屋排気処理系統は、排気流量としては、約1～6万m^3/hrのものである。

排気は排気筒から排出するが、排気筒には放射性物質濃度等を監視するモニタを設置し、連続監視しながら排出する。排気中の放射性物質濃度測定結果（全α）は、これまでの各四半期平均とも検出下限（$0.37\times10^{-9}Bq/cm^3$）未満で、原子炉等規制法告示の濃度限度を十分下回っている。

廃水は、集液槽に集め、消石灰による中和沈殿分離を行ってウラン、フッ素のほとんどをフッ化カルシウム沈殿に分離する。その上澄み液は、キレート樹脂による吸着処理を施し、残留するウラン、フッ素をさらに低減する。吸着処理後の廃水は、最終的にpH調整し、排水ピットに送る。排水ピットに貯留した排水を分析し、放射性物質等が管理目標値を満たすことを確認した後、施設外の放流水槽へ送水する。

排水中の放射性物質濃度測定結果（全α）は、これまでの各送水時とも検出下限未満（$0.51\times10^{-3}Bq/cm^3$）で、原子炉等規制法告示の濃度限度を十分下回っている。

(8)　廃棄物

試験の実施に伴って発生する固体廃棄物として

1）工程内ウランと直接接触した使用済の反応炉流動媒体や使用済ウラン精製吸着剤、再使用不能の機器や容器
2）排気処理や廃液処理で生じた使用済フィルタ、使用済吸着剤、分離沈殿物等の廃資材
3）フィルタ、吸着剤交換、機器保守等付帯作業で生じた廃資材、がある。

固体廃棄物の中の工程廃棄物の発生実績は、工程毎の調整運転を進めながら行った95-1キャンペーンで、製品UF_6 1tU当たり約10本（200ℓドラム缶換算）であった。連続的な運転を行った以降のキャンペーンでは、製品$UF_6$1tU当たり約3～4本と当初の想定値で推移している。

(9)　品質保証

製品UF_6には、電力会社との転換役務契約に基づく製品仕様としてウラン同位体、放射性不純物、非放射性不純物量が定められている。そのため、原料回収ウランの受入れ仕様を定め、用いる原料回収ウランの同位体組成、非ウラン元素等の組成、成分を制限している。

回収ウラン転換実用化試験開始以来平成7年度までに、製品である14本の48Yシリンダの分析評価を終え、すべて製品UF_6仕様を満たすことを

確認している。

⑽　処理量と装置耐久性

試験設備の反応装置には、400℃程度でHF、F_2といった腐食性ガスを扱う反応塔がある。機器材質としては、これまでにも使用実績があるCu－Ni合金を用いている。その耐久性、耐蝕性の評価を行うため、定期的に超音波厚み計で肉厚を測定し、変化を調べている。

対象装置には中規模試験から使用しているものや天然ウランの反応に使用したものもある。まだほとんどの装置に顕著な肉厚の変化は認められていないが、数年毎の反応塔の更新を前提とした保守の考え方が当初から検討されていたF_2フッ化反応炉（フレーム炉型反応炉）の肉厚については減少が認められており、キャンペーン毎のデータを詳細に収集している。

耐久性データについては今後も測定を継続し、商用施設の保守のあり方を検討する際の実証データとする計画である。

⑾　安全性評価

放射線業務従事者の実効線量当量、機器・容器の表面線量当量率、作業環境の各指標（試験設備作業室の外部放射線線量当量率、空気中放射性物質濃度、表面密度）、施設の排気･排水中放射性物質濃度について、測定、監視を行っている。

放射線業務従事者の総実効線量当量は、平成7年度の実績で46人･mSvで、中規模試験時とは同等であり、事前評価を下回っている。機器・容器の表面線量当量率でウラン内蔵量の比較的大きなUO_3貯蔵容器や48Yシリンダについての測定結果も、事前評価値を下回る結果を得ている。作業環境の各指標は、すべて基準値を下回っており、事前評価値を満足し、法令規制値を十分に下回るものである。また施設の排気・排水中の放射性物質濃度も基準値を下回り、法令規制値を十分に下回るものである。

⑿　連続運転性と稼働率

試験設備の技術開発目的の一つに、経済性の向上を目指すため、全工程の同時連続的稼働を出来るだけ長く続けることがある。そのため、本実用化試験では各工程間を配管で連結し、自動化された気流輸送でウラン粉体を移送するシステムとした。

これまでのところ、分級・粉砕前の原料UO_3粉体の気流輸送で、特に粗大粒の影響で移送が阻害されることを何度か経験した。工程内のUO_2やUF_4粉体の気流輸送では、特に問題なく自動的な工程間輸送を続けている。一方、輸送後の受槽内の粉体を反応装置に供給する部分は、ロータリバルブあるいはスクリューフィーダを介して粉体の重力落下を利用するシステムである。ここでは、粉体物性の変動によって定量供給性が維持できなくなることを度々経験している。

試験設備全体の処理能力として、転用反応装置類の中規模試験での実績から、33.3kgU/hrを計画した。同様に稼働率は65％を計画した。これによって、年間230日の稼働で120tUの転換処理を目指したものである。

⒀　商業転換工場建設への反映

平成8年度から、商用転換施設に向けて解決すべき課題の検討に取り組むことになっており、平成9年度には課題の摘出を行う。

平成8年度は、まずこれまでに継続して試験設備の運転実績や副原料・ユーティリティ使用量等の経済性に係る実績をまとめ、運転コストに係わる要因の評価を行う。また、商用転換施設を想定した設備系列の考え方等、スケールアップの視点を含めた施設設計･運転･保守に関する検討を行う。

これらの検討では、スケールアップの観点から現行システムの見直しも選択肢の一つとなり得る点があるように見受けられる。例えば、現行の原料UO_3投入システムは、原料の粒度調整の前に気流輸送を行うシステムである。このシステムでは、原料UO_3の粒度分布等が極端に変動しなければ、安定した運転が行える。しかし、実用化試験の実績の上からは、想定外の数μmの粉体や数十mmの塊状体を扱わなければならず、平均稼働率のもう一段の向上と安定を阻む要因の一つとして、影響が顕在化しつつある。その点から、商用化に際しては、工程への原料投入の前に粉体の粒度調整を行うシステムを検討するのも一策であろう。

⒁　今後の課題

これまでの運転実績から、中規模試験までの実績からは想定し得ない粉体物性の変動を考慮しなければならないことが明らかとなりつつある。

今後のウラン処理を通じて、物性変動についての実績データを蓄積し、粉体の流動性、反応性を維持する条件を明確にして行く。これによって、試験設備の稼働率や収率等、経済性向上につながる諸点の改善や廃棄物発生量の削減等を目指し、商用転換施設検討のより良い材料提供を図る。

6．おわりに

エネルギー資源の少ない日本において、再処理回収ウランを利用しウランの核燃料サイクルを確立するべく、人形峠事業所製錬転換施設において昭和57年以来、現在まで約14年間、小規模試験、

中規模試験、実用化試験と無事故無災害で着実な成果を上げつつ、試験を継続してきた。

将来の商用化への反映を目指した実用化試験は、現在も試験を継続中であり、具体的な評価は今後であるが、処理量を多くした試験で新たな知見が数多く得られつつある。これらの貴重なデータは、より安全で経済的なプラントの建設へ十分に反映されるよう解析評価を進めていきたい。

最後に、今までの回収ウランの試験に多大なご支援、ご協力を頂いた、地元関係者の皆様をはじめ、各電力会社の皆様に心からのお礼を申し上げたい。

100号記念特集号

遠心法ウラン濃縮技術の開発

柴田　朋文　　甲斐　常逸*

核燃料施設計画部
* 東海事業所核燃料技術開発部

資料番号：100—7

Development of Uranium Enrichment Technology by Gas Centrifugation

Tomofumi SIBATA　Tsunetoshi KAI*
Nuclear Fuel Cycle Engineering Division, Head office
* Nuclear Fuel Technology Cycle Development Division, Tokai Works

動燃事業団におけるウラン濃縮用遠心分離機の開発は、最初数年間の雌伏期間を経て、急速に立ち上がり、C－1，C－2カスケード試験装置によりカスケード試験を行い、パイロットプラント、原型プラントを経て、民間の商業ウラン濃縮工場にその成果が結実した。

この基本路線を進んだのは金属胴遠心分離機であったが、より高性能の遠心分離機を目指して、複合材料胴の遠心分離機の開発も並行して進め、現在濃縮工学施設で実用規模カスケード試験として試験中である。さらに高度化機の開発、先導的な技術開発として先導機の開発も進めている。

1．はじめに

ウラン濃縮用の遠心分離機に関してその技術が直接核兵器開発に結びつく恐れがあるため、技術的内容の詳細はほとんど公表されていない。本機会に限られた頁数であるが、技術開発担当者から見た遠心分離機開発の技術的内容、開発経緯、問題点等について述べる。

2．開発初期の情勢と開発経緯

我が国における遠心分離法ウラン濃縮の技術開発は、昭和34年に理化学研究所が基礎研究に着手したことに始まる。理化学研究所は、昭和34年に第1号遠心分離機の試作、試験を行い、昭和35年には第2号機を製作した。その後、昭和36年に国の方針（原子力平和利用長期計画）に従い、動燃事業団の前身である原子燃料公社がこの開発を進めることとなり、昭和39年に第1号機および第2号機を東海事業所に移設し、基礎的な回転試験およびAr、Xe、SF_6の同位体分離試験を行った。またこの経験を生かして、3号機を製作した(写真1)。

当時、濃縮役務は米国により独占的に供給されており、米国は核兵器用に開発したガス拡散法を用いて大量（～3万tSWU／y）かつ安価（～$26／kgSWU）に濃縮ウランを製造していた。我が国においても理化学研究所は遠心分離法よりもガス拡散法に興味を示し、日本原子力研究所と共同してこの研究を進めた。この結果、昭和44年に我が国で始めてのウラン濃縮試験に成功して、世間の注目を浴びることとなった。またちょうどこの頃、英国、西独、オランダの3国は遠心法の研究協力とウラン濃縮会社（URENCO）の設立を発表した。

これらの動きに対して、動燃事業団は3号機の完成が遅いのを見て急遽東京工業大学でSF_6分離性能の委託研究を行っていた小型機を東海事業所に移設して、ウラン濃縮試験を行い、遠心分離法によるウラン濃縮試験に成功したことを新聞発表した。このように遠心分離法は、その生い立ちから、技術的競争のみならず、政策的にも競争の渦中にあった。

この頃までは、遠心分離法の開発をしていたのは、ウラン燃料全搬の開発をしていた原子燃料試験所の中のEグループの数名で、予算は年間数千万円程度の規模であった。昭和44年に、上記出来

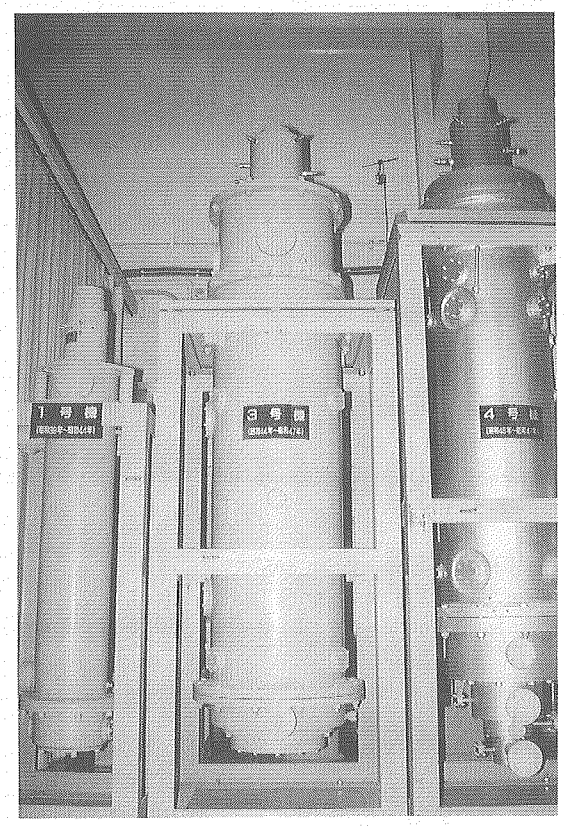


写真１　３号遠心分離機

事による情勢の変化を受けて、原子燃料試験所をウラン濃縮技術開発部に改組し、大規模な開発を開始した。国は原子力委員会のウラン濃縮懇談会を開き、ウラン濃縮基本計画を策定し、遠心分離機の開発を国の「特定総合研究」に指定した。予算の必要額も毎年増加し、年間10億円規模となっていった。製造メーカーについてもそれまで１社に限定していたのを数社とし、また、社内に学識経験者、メーカーの参加を求めた専門委員会を設置する等いわばオールジャパン体制を敷いた。

３号機および引き続いて製作した４号機により本格的なウラン濃縮試験を行った。この頃は設計、製造技術や回転技術レベルが未だ低かったので、まず回転試験に苦労した。回転胴はジュラルミンで作ったが切削加工しかできなかったため、肉厚が厚いものとなった。このため、回転胴は重く、故障して停止した時の振動は建屋全体を揺るがす程であった。ガスシールやボールベアリングを使っていたため、消費電力が今の遠心機とは桁違いに大きかった。また、ゴムの接触式オイルシールを使っていたため、１週間程度連続して回すのが精一杯であった。

分離方式としてはGrothの熱向流を採用していたが、分離試験を行ってもほとんど分離の結果が見られず、まずまずの値でさえもめったに出ず、全体的に見ればほとんど分離しなかったといった方が良いであろう。回転胴内部の流れが思うようになっていないとは推定されたが、理論的に解析する手法もなく、実験によって調べようとしても、高速で回転する金属容器の中はブラックボックスで、何も分からなかった。したがって、実験は手さぐり状態でほとんど成果を上げることなく３年ほど経過した。冒頭に述べたごとく、遠心分離法に関する情報は機密扱いにされていたため、海外の情報はほとんど手に入らず、また、部内で得た構造や実験データの詳細は出せなかったので、部外の人に相談することもできなかった。

計画では、3、４号機の後、多数台の遠心機によるシステム試験を行うことになっていたが、未だそのレベルに到達していないことが認識され、むしろ種々の遠心分離機を作ってパラメータサーベイすることとした。当時選定した遠心分離機メーカー４社に対し、これまでの情報を開示し、設計、製作を指導、管理するとともにメーカーのポテンシャルを最大限引き出し、メーカー間の競争を促す方式を採った。回転機構としては種々の提案がなされた。回転胴材料には、金属材料と複合材料が用いられた。駆動には、モータとタービンが用いられた。軸受には、ガス軸受、オイル軸受、制御型磁気軸受、非制御型磁気軸受等が採用された。分離方式としては、既存の方式の他、新たに、Beamsの向流方式の考え方をも取り入れ、吸排気機構を簡単にした内部循環向流方式を採用した。この新しい方式は3、4号機に比べてはるかに良い分離効率を安定して出すことが分かった。

そこで、標準機を作り、基本仕様を統一することとした。基本的な回転構造、分離方式、部品要素仕様を統一し、性能をメーカーに競わせた。この結果、回転性能のみならず、分離性能も大巾な向上を示し、遠心法は「ものになる」という確かな手応えを感じた。この基本仕様は、分離方式、ガス給排気方式を除いては現在の遠心分離機とほぼ同様であった。

これらの成果や遠心法の持つ技術素性の良さを評価して、国の遠心法に対する期待は強くなり、昭和47年、ガス拡散法を避けて、遠心法をナショナルプロジェクトに指定した。予算も年間100億円規模となった。

3．パイロットプラントへ向けて

遠心法の技術開発は最盛期を迎えることとなっ

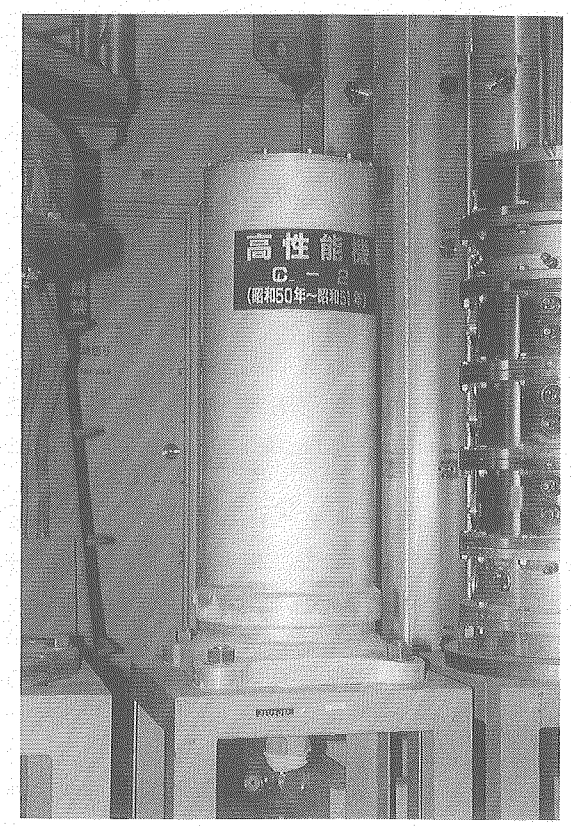


写真２　C-2 先行機

た。遠心分離機単機開発の段階における目標は達成したので、カスケード試験を行い、パイロットプラントを建設するという計画がたてられた。カスケード試験としては、Ｃ－１カスケード試験装置でアイデアルカスケード、Ｃ－２カスケード試験装置でステップカスケードの試験を行い、結果の良い方を採用することとした（写真２）。

遠心分離機も進歩し、Ｃ－２カスケード試験装置に採用した遠心分離機は内部循環向流方式を採用したものとしてはそれなりに完成の域に達していたといえよう。回転胴材料は金属とし、軸受、軸封の仕様も統一した。カスケード試験装置に引き続き、ブロック試験装置、寿命試験装置等を製作し、寿命、信頼性の試験も始まった。また、コールドトラップ、ポンプ、バルブ等遠心分離機以外のプラント機器や配管類等の開発研究もカスケード試験装置製作時に始まった。遠心法技術の全体像が見えるようになり、遠心法開発従事者全員が何をすれば良いかが分かってきた。

Ｃ－１、Ｃ－２カスケード試験は、分離、流動性能的に所期の目標を達成し、寿命、信頼性の面でも今までの遠心分離機に比べれば、はるかに優秀な成績をあげた。しかし経済競争力のある実用機になり得るかという点では問題があった。その一つは抜き出し圧力の低さであった。このため、ガス系の配管が太くなった。さらに致命的欠陥があることが分かった。当時入手していたURENCOの情報では、遠心分離機の寿命を10年としていた。Ｃ－２カスケード試験装置に採用した遠心分離機では、抜き出したウランガスが軸受、駆動機部に回り込むため、寿命は１年程度しか期待できなかった。これらの問題を解決するため、ディフューザーの導入を試みたが、結局不十分で、抜本的にガス給排気方式を変更することとした。

ガス給排気方式を変えることにより分離方式も変わった。高速遠心分離機の回転胴内部流は回転速度がマッハ４以上で、圧力は回転胴の側壁部と中心部とでは５桁以上も変わり、解析がきわめて困難と思われていたが、大型計算機と数値解析技法の発達は目覚ましく、上記のような場合に対しても数値解析解を得ることができるようになった。３号機を運転していた頃はブラックボックスのように思えた回転胴内部流が明確に描き出されるようになった。このため、分離実験も効率良く行われるようになり、分離効率の最適値が容易に得られるようになった。また、新方式では、抜き出し圧力が高くとれるようになったため、遠心分離機の設置スペースを無駄にすることなく、理想カスケードが組めた。

この頃の今一つの大きい進歩はスーパークリティカル遠心分離機の実現であった。このためには、形状を工夫して振動計算を行う設計、製造技術と、重心と軸心を合わせる高度のバランシング技術が必要である。これらの面でも大巾な進歩を示し、パイロットプラントにはスーパークリティカル遠心分離機を導入することができた。パイロットプラントは３期（OP－１Ａ、OP－１Ｂ、OP－２）に分けて工事が進められ、それぞれ昭和54年、55年、57年に運転を開始したが、それぞれの時期において、より高性能の遠心機を採用した（写真３）。分離性能比でおよそ1：1.6：2である。これらは周速と回転胴の長さを増大させた結果得られたものである。

パイロットプラント建設時に動燃事業団が進めた仕事にウラン濃縮プラント標準化（PES）がある。これは、遠心法プラントの設計、建設の仕様を標準化しようとするもので、関連メーカーが多数あるのをまとめて管理していくために必要であるのみならず、将来の商業プラントにおける品質管理の基礎となるものであった。

これらの開発における動燃事業団とメーカーの

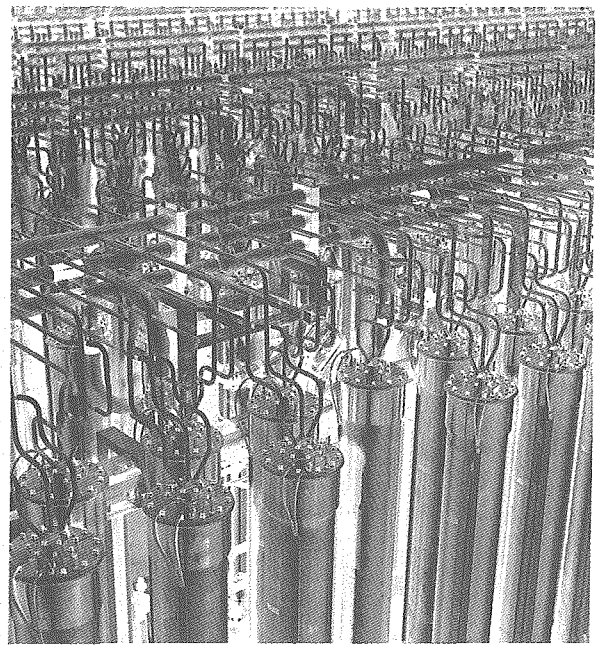


写真３　パイロットプラントOP-1B

役割分担は以下のとおりであった。

・実験、評価、計画、概念設計、仕様決定、製作管理……動燃事業団

・詳細設計、製作、回転試験……メーカー

ここで、仕様決定は比較的ゆるやかなもので、より良い性能を目指して、メーカー間の競争を導入した。また動燃事業団は、メーカーの開発内容を掌握し、問題が起きると動燃事業団の知見を利用して、その解決に当たった。

パイロットプラント建設計画が進んでいる頃、米国は核拡散防止の観点から各国のウラン濃縮技術開発に関して懸念を表明し、国際核燃料サイクル評価会議（INFCE）の討議の中で特に我が国がウラン濃縮技術保有国であるか否かが激しい議論となったが、我が国はパイロットプラント建設を急いで完成させ、技術保有国としての発言の場を確保して、単独国での濃縮工場運転が認められる結果となった。

パイロットプラントで合計約7,000台の遠心分離機を作った。デザインを変更した遠心分離機の開発スケジュールはきわめて苦しいものであったが、運開したパイロットプラントは回転性能も分離、流動性能も満足すべきものであり、稼働率も予想以上のものであった。

このように遠心法の技術開発が大規模開発を開始して数年の雌伏期間を経て急速に立ち上がり、順風満帆の開発経緯を辿れたのは、遠心法が本来もっていた技術素性の良さ、ブレークスルーを可能とした動燃事業団のアイデア力と技術判断力およびメーカー指導力、回転機械に対する日本の工業界の技術ポテンシャルの高さ、オールジャパン体制とこれを可能にした予算、そして関係者の熱意がうまくマッチしたからであるといえよう。

4．複合材料胴の開発

Ｃ－２カスケード試験用遠心分離機以後、回転胴材料は金属に統一し、複合材料は一時開発を断念していた。しかるに、昭和49年、米国は大規模な遠心法の開発を進めており、米国の遠心分離機はURENCOの遠心分離機より性能が桁違いに大きいと発表した。

動燃事業団はそれまでURENCOの遠心分離機を目標としていたので、桁違いの性能の遠心分離機とはどういう物かを最初から検討し直した。そして、回転速度を金属胴では到達し得ない程早くし、発想の転換が必要な程の長胴化の必要があった。この遠心分離機の開発は、金属胴と比べわずかな開発費しか使えなかったため、製作以外は詳細設計、回転試験を含めてすべて動燃事業団独自で行うこととし、遠心機メーカーは、金属胴遠心機の開発のため余裕がないこともあり、Ｃ－１、Ｃ－２カスケード製作時に、遠心機メーカーの下で回転胴を製作していたメーカーに回転胴製作技術開発を担当してもらうこととした。

複合材料は、金属材料よりはるかに大きい比強度を持っており、高速回転可能なはずであるが、繊維直角方向の強度が繊維方向に比べて大巾に落ちる、粘弾性特性を持つ、成形性が悪い、熱に弱い等多くのディメリットを持っており、その開発は容易ではなかった。したがって進歩は緩やかではあったが、昭和53年に製作した53SSGと称する大型長胴化機で得られた性能は、金属胴をはるかにしのぎ、長く分離性能のチャンピオンデータであった。

しかし、大型機は製作、試験期間が長くかかり、予算、人員面でもこのまま開発を継続すべきかどうか検討すべき時期にあった。昭和55年に、それまでの技術開発の成果を用いれば、金属胴と同じ小径機が開発できると考え、大口径機と小口径機をコスト面から比較評価し、小口径機が分離性能当りのコストで大巾に有利であるとの結果が得られた。これにより、昭和49年以来の大口径機開発路線から金属胴機と同じ小口径機の開発を行うことに方針を変更した。

金属胴遠心分離機が動燃事業団とメーカーの共同で作られたのに対し、複合材料胴遠心分離機は

製造以外は詳細設計、回転試験も含めて動燃事業団の手で行われたので動燃事業団独自の遠心分離機といえるであろう。

5．原型プラントへ向けて

パイロットプラントが全面運転を開始した昭和57年、原子力委員会は「原子力開発利用長期計画」において、商業プラントへの橋渡しとして位置づけられる原型プラントの建設を決定した。商業プラントへの橋渡しという性格を具体化するため、官民で話し合った結果、建設費は官民で同じ額だけ出資し合い、残りを借入金とし、この借入金の返済および運転費は原型プラントの役務収入でまかなうことになった。しかし、建設費の総額は、海外濃縮役務価格と競争できる商業工場の建設費を念頭に置いて決められたので、メーカー見積り価格よりはるかに安く、パイロットプラントの建設費と同程度となった。一方、原型プラントの容量は200tSWU／yと定められたが、これはパイロットプラントの容量の約4倍に当たるものであった。すなわち、原型プラントはパイロットプラントに比し、同一規模の金額であるにもかかわらず、約4倍の経済性向上を実現する必要があった。

経済性向上のため、遠心分離機の高性能化の努力は引き続き行われた。金属胴遠心分離機はパイロットプラント用遠心分離機の製造を終了した後も未だ開発の主流であり、金属胴では実用的に最大限の高周速化とさらなる長胴化が図られた。第1運転単位(DOP－1)はパイロットプラントと同じ「単機型」であるが、原型プラント用遠心分離機の特徴の一つは「集合型」を採用したことにある。プラントに設置する場合、輸送および据付の経済性を上げるためには、遠心分離機1台毎に基礎を設置するよりも、多数台を一つの架台の上で据付けて設置した方が良い。しかし、もし1台の遠心機が破損した場合、その衝撃が同一架台上の他の遠心機に伝わり、破損に到らせる可能性がある。この現象を避けるため、「集合型」では、複数の遠心分離機を同一の真空容器の中に破損した場合の衝撃が伝わらない構造として設置した。この「集合型」の開発の成功により、1台の遠心分離機の故障が他の遠心分離機に影響を及ぼさず、かつ高い稠密度で設置できるようになった。この構造は、真空容器内の遠心分離機内の配管継ぎが不用でかつシールも簡易なもので済むため、安価に製作できる、断熱性が良いため、外気の温度変化の影響を受け難く、分離性能が安定するというメリットも持っている。

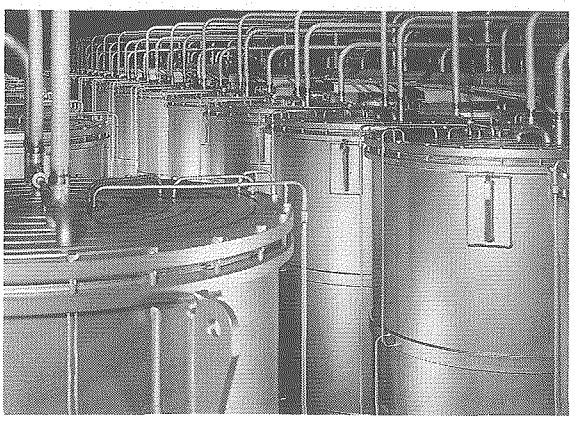


写真4　原型プラントDOP-2

「集合型」は斬新的なため、採用に際し、大議論となったが、金属胴では最終の理想的なものとして、原型プラントの第2運転単位(DOP－2)への採用が決まった(写真4)。第1運転単位(DOP－1)に比べてDOP－2の性能は約1.3倍であるが、DOP－2のカスケード室の広さはDOP－1のそれの半分しかなく、DOP－2の経済性の大幅な向上の一つの表れである。

原型プラント建設の目的の一つは量産技術開発であった。動燃事業団は原型プラント用遠心分離機を製造するに際し、品質管理を徹底的に行った。すなわち、単に仕様を決めただけでなく、製造方法の詳細に立入り、仕様を満足するのに必要な品質を得るための製造条件を徹底的に検討評価した。必要な場合は試験を行って、品質管理要領書を作成し、これにしたがってプロセス確認および必要な検査を行った。

これは、R＆D機関である動燃事業団と産業界の役割分担に関する問題を生じ、また、やむなく製造コストを上昇させたことも間違いはない。しかし、原型プラントは、結果として所期の性能を発揮し、現在まですでに8年以上もプラントを停止することなく運転している。改めて品質管理の重要性を認識する次第である。

6．商業プラント運開と電力共同研究による複合材料胴の開発

原型プラントに引き続く商業プラントについては、昭和59年の総合エネルギー調査会原子力部会報告において、昭和72年頃1,500tSWU／y、昭和79年頃3,000tSWU／yの生産量を確保すべきとされた。これを受けて、電気事業者は昭和60年に日本原燃産業㈱(後の日本原燃㈱)を設立した。日本原燃産業は青森県六ヶ所村に工場を立地し、昭

和63年に600tSWU／yの加工事業許可を得た。そして平成４年３月に運転が開始された。この遠心分離機は原型プラントで用いられた遠心分離機と同一の仕様で、同じ設備で製造されている。ここに、動燃事業団が23年間開発してきた遠心分離法が実用化の花を咲かせ、そして動燃事業団が発足以来進めたプロジェクトの中で、民間への技術移転が行われた初めてのケースとなった。

しかし、民間は商業ウラン濃縮工場計画を進めるうちにも、円高が急速に進み、金属胴の遠心分離機では海外役務価格と競争ができないことが分かった。URENCOが複合材料胴の遠心分離機を導入していることもあり、民間が動燃事業団が開発していた複合材料胴遠心分離機に着目して、その本格的開発を共同研究することを提案してきた。

昭和61年に動燃事業団、電気事業者および日本原燃産業は研究協力協定を締結し、いわゆる電力共研が始まった。電力共研は二つの項目に分かれており、そのうちＲ項（研究開発）は動燃事業団が実施者となり、Ｍ項（製造技術開発およびコスト解析）は電力側と製造メーカーが実施者となった。電力共研は技術移転の場としても捉えられた。動燃事業団が行う開発内容がすべて分かるよう、研究開発は会議体（推進委員会、技術委員会、作業会）の掌握の下に行われることとなった。推進委員会は東京電力㈱副社長、関西電力㈱副社長、動燃事業団副理事長、原燃産業副社長等のメンバーで構成され、技術委員会は部長クラス、作業会は課長クラスで構成された。電力側はこのように異例の強力メンバーでこの共同研究に臨み、また、最盛期にはほとんど毎月技術委員会を開く等きわめて熱心に取り組んだ。チェックポイントを数多く設定し、そのポイント毎に評価基準を決めて、これを満足すれば先に進む方式を取った。動燃事業団もこれに応えるべく、会議毎に膨大な資料を作成して説明した。各年度終わりの報告書は２～３ｍの厚さになった。技術移転という点で、電力側の要求をすべて満足するよう、動燃事業団はベストをつくしたといえるであろう。

技術的な面でこの研究開発は難航した。電力共研を開始する前に、複合材料胴遠心分離機は単機としてはすでに定格回転数を達成し、分離性能も目標値にかなり近い値を得ていた。しかし、複合材料の持つ粘弾性特性や水分含有の影響等により、遠心分離機の回転安定性に種々の問題が起きた。複合材料はすでに航空機、ゴルフクラブのシャフト、釣り竿等一般的に用いられているが、遠心分離機の場合は、可能な限り高速回転させるため、応力限界に近い遠心力を受けている。この遠心力により、複合材料に固有な粘弾性変形が現れてくる。このため、遠心分離機の振動に変化が生じ、長期の回転安定性が損なわれるという大きな難問に直面した。この問題に対処するため、材料の粘弾性特性データを採り直し、材料、形状を変更し、最終的には解析評価も含め、10年以上の寿命が予測できることを確認した。かくして、スケジュールは１年遅れたが、平成３年度にチェックポイントの評価基準をすべて満足して、複合材料胴遠心分離機によるパイロットプラントの建設に着手することを決めて、この共同研究は終了した。

7.　実用規模カスケード試験

複合材料胴遠心分離機によるパイロットプラントは、人形峠のパイロットプラントを改造して、ガス系等利用できるものはできるだけ再利用して、建設することとし、実用規模カスケード試験装置と名付けられた。（写真５）この試験も電力共研として行われたが、国側の出資額を減らすため、国側は既設パイロットプラントを提供し、電力側は遠心分離機を製造して提供するという形をとった。遠心分離機の発注および品質管理は、日本原燃産業により行われたが、品質管理要領は、電力側の要請により、前のＲ項電力共研の中でパイロットプラントの先行機（30台）を製作する時に動燃事業団が作ったものと同一のものを使用した。

複合材料胴の遠心分離機によるパイロットプラントは、電力共研ですべての評価基準を満足したとはいえ、本当にうまくいくかどうかの心配をした関係者は多数いたと思われる。しかし、製作した約1,000台の遠心分離機は、平成５年４月にスタ

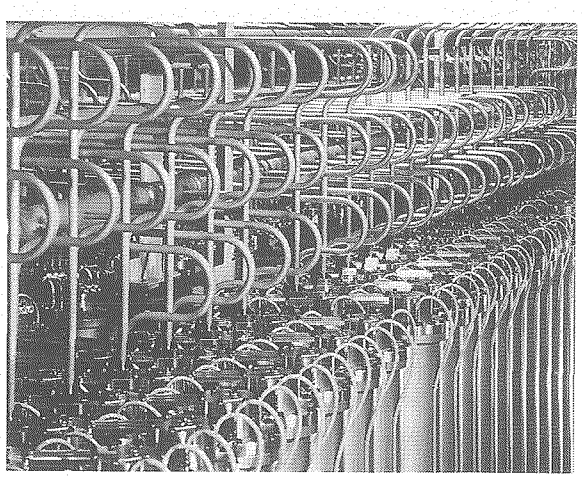


写真５　実用規模カスケード試験装置

ートしてから現在まで、１台の停止機もなく、きわめて安定した回転性能を示している。

8．高度化機の開発

複合材料胴遠心分離機の開発に関する共同研究が終了した後、日本原燃㈱および電気事業者から新素材高性能遠心分離機をさらに高性能化した高度化機の共同研究が提案された。国および動燃事業団では、すでに事業化されている遠心分離法ウラン濃縮技術の開発、特に経済性の追求にどこまで動燃事業団が携わるのかという議論があったが、日本原燃がウラン取り扱い試験施設を未だ持っていないこともあり、平成４年の原子力委員会ウラン濃縮懇談会において動燃事業団に蓄積された技術開発能力を活用することが不可欠とされ、動燃事業団が日本原燃を支援することが適当と結論付けられた。平成５年度に始まり、平成10年度までに単機開発を終える計画で現在、共同研究が進んでいる。

この遠心分離機は実用規模カスケード試験装置の遠心分離機より径を大きくして、長胴化すると共に周速を上げ、分離性能を向上させている。回転胴の構造を単純化し、直径に対する長さの比をむしろ小さくしているのが特徴である。

この遠心分離機の製造は勿論、回転性能に関する設計および回転試験はメーカによって行われ、動燃事業団は主としてウランガスの分離、流動特性について研究を行っている。また、この開発要員も動燃事業団と電力で半分ずつ出し合うこととなった。前回の共同研究が実質的に動燃事業団によって行われたのに対し、この共研は実質的にも大幅に電力側の役割を増やしている。

9．先導機の開発

一方、動燃事業団は平成元年のウラン濃縮懇談会において、動燃事業団の役割とされた基礎的・基盤的な研究開発および先導的な研究開発を行ってきた。予算的には、今までの開発費に比べれば微々たるものであったが、地道な研究が功を奏し、最近次のような成果が得られた。

①複合材料の応力設計の精度が上がり、実験との照合のノウハウと合わせて、限界設計ができるようになった。

②振動設計が進歩し、振動減衰機能を上げることが可能となった。

③バランシング技術が進歩し、高次の危険速度を通過することができるようになった。

④分離方法、ガス抜き出し方法でも大口径機開発以来のノウハウにより、直径に対する長さの比が大きくても、分離、流動特性上の問題を解決できるようになった。

⑤軸受等の要素技術にも大巾な進歩が見られた。

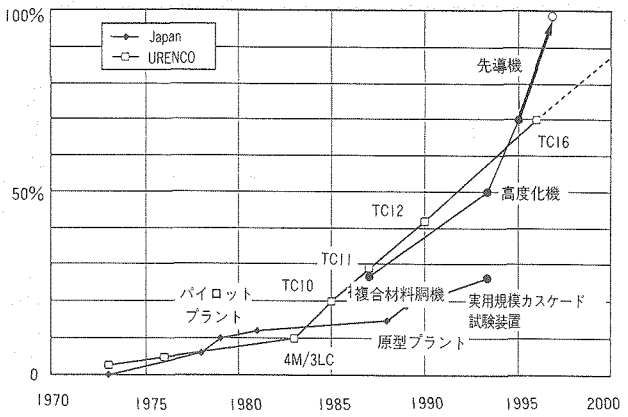


図１　遠心分離機性能向上の経緯

これらの成果を反映させて、超高性能遠心分離機を製作し、回転試験に成功した。この遠心分離機は、URENCOの最新鋭機を凌ぎ、米国が昭和49年に発表した大型機と同じレベルの分離性能を有するものと思われる。この遠心分離機であれば、現在の円高でも海外役務価格と競争できる可能性があり、今後の開発計画の策定が望まれる。

図１に遠心分離機性能向上の経緯を示す。これによればいかに性能が向上したかが分かる。URENCOの遠心分離機の性能についても同時に示したが、その経緯が日本ときわめて良く似ていることが分かる。ただし、URENCOの性能はプラントへの導入時期に対応して示している。一方、日本の複合材料胴機、高度化機、先導機はそれぞれ単機の分離性能が得られた時点を示している。日本では単機の分離性能が得られても、その遠心分離機をプラントに導入するまでに10年程度はかかるので、現在、彼我の差は10年程度と見ざるを得ない。米国が開発していた遠心分離機の性能は図で100％以上の値と推定されている。

10．おわりに

以上遠心分離機開発の経過を辿って見ると、波乱万丈という表現ができるであろう。未だ日本の原子力の技術レベルが欧米に劣っていた頃の海外のお手本なしのスタート、理化学研究所、日本原子力研究所のガス拡散法との競争、最初の数年の成果のない時代、手応えを得てからの急速な立上がり、ナショナルプロジェクトとしてのビッグプロジェクトの推進、パイロットプラント、原型プ

ラントを経ての実用化、ウラン濃縮技術保有国であることの海外の認知、進む円高下における海外役務価格との競争、技術移転を前提とした電力共同研究、民間事業体設立後、縮小する予算と人員の基での成果の追求等々、幾多の困難を乗り越えた国のプロジェクトの歴史である。

ウラン濃縮プロジェクトの結末は未だ見えないし、その評価は後世の第３者に委ねるべきであるが、本稿を読んで参考にして頂ければ幸いである。

100号記念特集号

プルトニウム燃料の開発

河田東海夫　　岸本洋一郎*

核燃料サイクル技術開発部
*核燃料施設計画部

資料番号：100— 8

Development of Plutonium Fuel Technolgy

Tomio KAWADA　Yoichiro KISHIMOTO*
Nuclear Fuel Cycle Development Division, Head Office
*Nuclear Fuel Cycle Engineering Division, Head Office

1966年、動燃事業団の前身である原子燃料公社のプルトニウム燃料開発室（現プルトニウム燃料第一開発室）に、米国から初めてプルトニウムを受け入れ、我が国のプルトニウム燃料研究開発がスタートした。

以来、約30年間にわたって、基礎物性研究から始まり、燃料設計研究、燃料製造技術開発、燃料分析技術開発、燃料加工技術開発、材料開発等の非常に多岐にわたる分野について、新型動力炉の開発と並行して研究開発が展開された。これらの技術成果は、「常陽」、「ふげん」、「もんじゅ」の燃料設計評価および燃料製造に反映され、また、遠隔自動化製造のプロトタイプとしてのプルトニウム燃料第三開発室の設計、建設、運転および「もんじゅ」初装荷燃料の製造に適用された。本編では、プルトニウム燃料開発に係わる技術開発のこれまでの歩みと主要な成果を中心に報告する。

1. はじめに

1965年11月26日、動燃事業団の前身である原子燃料公社のプルトニウム燃料開発室（現プルトニウム燃料第一開発室（以下「第一開発室」）の開所式が行われ、翌1966年１月12日、米国 NUMEC 社よりプルトニウム260g が初入荷して以来、我が国のプルトニウム燃料の研究開発を一貫して行ってきた。

1967年10月、原子燃料公社は、「動力炉・核燃料開発事業団」となり、新型動力炉の開発計画と整合したプルトニウム燃料の研究開発が30年にわたって実施され、成果を着々と重ね今日に至っている。

プルトニウム燃料研究開発は、①燃料設計研究、燃料物性ならびに照射試験等の燃料研究、②燃料製造プロセス・燃料製造機器およびシステムの開発からなる燃料製造技術開発ならびに我が国独自のマイクロ波加熱直接脱硝法（以下「MH 法」）による転換技術開発、および③「常陽」、「もんじゅ」、「ふげん」等への燃料供給の三つを柱として進めてきた。

燃料設計研究は、炉心の核・熱設計結果をベースにこれらを条件として炉心内での燃料の挙動評価ならびに照射中の健全性評価等を行い、これをもとに最終的に燃料仕様を決定するものである。本研究により、ATR 系・FBR 系それぞれに蓄積した膨大な物性データと照射試験データをもとに、数々の燃料設計用計算コードの開発（①中性子分布計算コード、②出力計算コード、③熱水力計算コード、④構造強度解析コード、⑤ペレット組織変化評価コード、⑥照射挙動コード）を行ってきた。

燃料物性研究は、(U-Pu) O_2の状態図の解明、酸化還元法による O/M 比測定、X 線回析による

格子定数の測定、金相試験等の基礎物性の測定から開始した。次いで高温挙動評価試験として、融点、熱膨張、熱拡散率等を測定し、燃料挙動評価に有用なデータを得た。さらに、燃料要素中の核分裂生成物(Fission Product：以下「FP」)とステンレス鋼被覆管の化学的相互作用、被覆の機械的性質等を解明するための基礎試験を実施した。

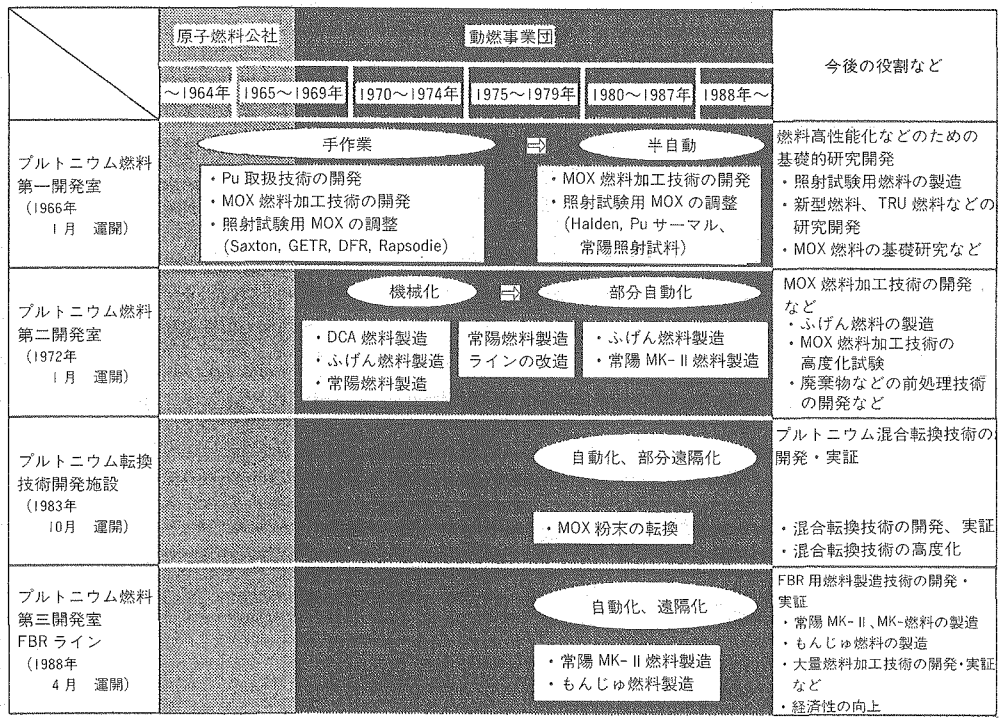
燃料の照射試験は、1968年以来ドンレー炉、EBR-II、FFTF、SGHWR、ハルデン炉、敦賀炉、美浜炉、ラプソディ炉およびフェニックス炉等で行ってきた。さらに、「ふげん」「常陽」および「もんじゅ」まで含めると、これまでの照射実績は燃料要素で約6万本を越えており、最大燃焼度は熱中性子炉系で約56GWd／t、高速炉系で160GWd／tまでの照射実績を有している。これら照射試験等で得られたデータは、燃料設計のための設計モデル、物性式・設計基準の作成、さらに解析コードの開発に反映してきた。

燃料製造技術開発および燃料供給の面では、MH法により混合転換されたプルトニウムーウラン混合酸化物（Mixed Oxide：以下「MOX」）粉末の焼結特性等の評価をはじめ、ペレットの焼きしまり評価および高速炉用MOX燃料である低密度ペレットの大量生産に適した密度降下剤選定のための基礎試験を実施した。これらの技術開発と並行して、1972年1月には「プルトニウム燃料第二開発室」(以下「第二開発室」)が完成し、以来「常陽」、重水末臨界装置「DCA」、「ふげん」等の燃料製造を行ってきた。

さらに、1988年1月には世界に先駆けて遠隔自動化によるMOX燃料の大量生産技術を実証するための「プルトニウム燃料第三開発室」(以下「第三開発室」)が完成し、実証運転を開始した。以来「常陽」および「もんじゅ」用燃料の製造を行っている。表1にMOX燃料技術開発の流れを示す。これまでの第一、二および第三開発室におけるMOX燃料生産量は、1996年12月現在で累積約150トンMOX（約5.3ton-Pu）に達しており、製造した燃料は炉内での照射で1本の破損もなく健全に所定の性能を発揮している。

また、MH法による転換技術の開発は、1977年の東海再処理工場の運転に係わる日米再処理交渉をきっかけに研究開発を始めた。MH法は、①核不拡散性に優れ、②工程が簡素であり、③廃液発生量が少なく、かつ④ペレット製造に適した粉末が得られるというメリットを有しており、2kgMOX/日の処理能力の小規模試験設備による確証試験を経て、1983年2月に完成した10kgMOX/日の処理能力を有するプルトニウム転換技術開発施設（以下、「転換施設」）で実証運転

表1　MOX燃料技術開発の流れ



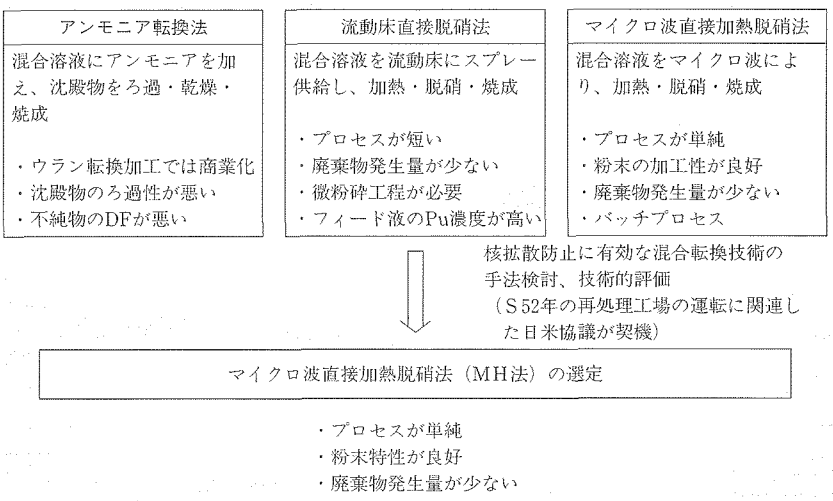


図1　混合転換技術開発の経緯

を開始した。以来、当施設では「常陽」、「もんじゅ」、「ふげん」用のMOX原料の転換を順調に継続し、1996年12月現在で累積約14トンMOX(約5.6ton-Pu)にのぼる原料粉をこれら燃料製造に供給している。

第一、二、三開発室および転換施設では、これまでに大量のプルトニウムを取り扱ってきたが、環境に影響を及ぼすようなトラブルを起こすことなく、安全に各施設の操業を行ってきている。また、プルトニウムの平和利用の観点から厳格な保障措置を受け入れるとともに、米国および国際原子力機関（以下「IAEA」）等と協力し、各種NDA機器の開発をはじめとする保障措置技術の開発にも積極的に取り組んできた。

2.　製造技術の開発

2.1　製造法の開発

燃料製造法開発については、1960年代（原子燃料公社）に機械混合法によるUO_2ペレット製造、ゾルゲル法および溶融塩電解法によるUO_2燃料製造をそれぞれ行い、三つの製造方法の研究開発を進めた。また、ゾルゲル法と溶融塩電解法で製造したUO_2粉末を用いて、遠隔操作による燃料要素加工の単純化をねらいとした振動充填法による燃料要素加工技術開発を進め、燃料要素の製造経験を得た。1960年代末には、それまでの開発成果の評価を行い、当時世界的な燃料製造、加工法として普及した機械混合法によるペレット製造およびペレット充填法を選定した。その後、1969年から1970年にかけて機械混合法を前提としたUとPuの固溶メカニズムの評価を行い、固溶性を向上させるための製造法開発を進めた。

1970年代前半は、第二開発室における「常陽」ペレット、ATRペレットの製造試験が中心であり、同時にO/Mコントロール試験も行った。なお、低O/Mペレット製造試験は、1967年にも行っている。

また、1977年には東海再処理工場の運転に関連した日米協議を契機として、動燃事業団は核拡散防止に有効な混合転換技術の開発に着手した。当時、実用レベルの混合転換法はなく、動燃事業団は各種の方法について検討し、技術的評価を行った。その結果、プロセスが単純で得られる粉末の特性も良好であり、かつ廃棄物発生量の少ないマイクロ波直接加熱脱硝法（MH法）を選択した。この間の混合転換技術開発の経緯を図1に示す。

1978～1979年にペレットの密度制御のための密度降下剤（以下、「ポアフォーマ」）の選定を目的とした低密度ペレット試験を行なった。1980年代になると焼結挙動評価試験、低ガスペレット製造試験、UO_2粉末安定化処理試験、マイクロ波直接加熱脱硝粉末を用いたペレット製造試験および低密度ペレット製造試験を行い、それらの成果は1990年からの「もんじゅ」燃料製造支援R&Dとしての低密度ペレット製造条件確立試験に引き継がれた。図2に現在の機械混合法ペレット製造のフローを示す。

一方、酸化物燃料製造技術開発以外にも、将来のFBR再処理と不良ペレットの湿式回収のための知見を得ることを目的としたMOX燃料の硝酸への溶解性評価を1979年と1980年代前半に行った。

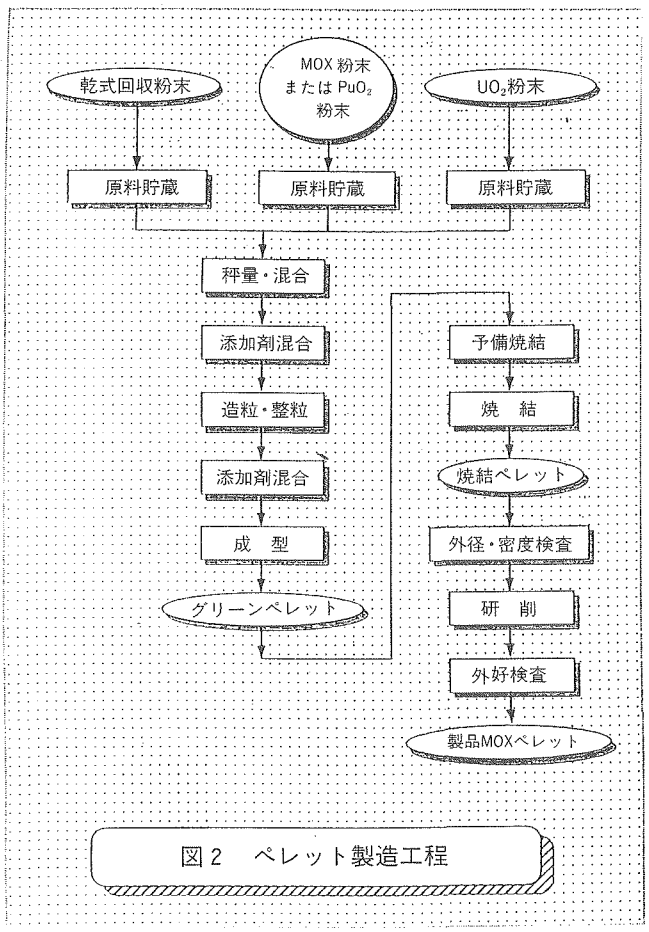


図2　ペレット製造工程

また、ゾルゲル法、機械混合法による炭化物燃料製造の実証をねらいとした製造試験も、1960年代末から1970年にかけて行った。以下に、広範囲にわたるこれらの燃料製造法のうち、「もんじゅ」初装荷燃料製造に向けて実施した低密度ペレット製造法の主要な成果について述べる。[1)~4)]

「もんじゅ」用燃料ペレットは、燃焼度が高くなることから、ペレットのスエリングによる被覆管との機械的相互作用を軽減するために、ペレット密度を約85%T. D. としている。このような低密度燃料ペレットの量産製造には、ペレット密度制御に係わる粉末調整技術および焼結技術が重要となる。

「もんじゅ」用燃料ペレットの製造に当たっては、MOX粉末にポアフォーマを添加して燃料ペレット中に気孔を形成させることにより、ペレット密度の制御を行う。このため、添加するポアフォーマのMOX粉末との混合、焼結時の挙動等の特性は、ペレット密度を制御する上で非常に重要である。ポアフォーマの種類によっては、プルトニウムからの発熱によりポアフォーマが変質し、ペレット密度のばらつきを大きくする要因となる。このため、耐熱性に優れかつ予備焼結段階で十分に分解するポアフォーマが必要となる。

また、不良品ペレットからの乾式回収粉の添加割合、フランスからの返還PuO_2粉の製造法であるシュウ酸沈殿法や動燃事業団の混合転換粉の製造法であるマイクロ波加熱直接脱硝法等の原料粉の製造法の違いがペレットの焼結特性に及ぼす影響を十分に把握しておくことも重要である。このため、ペレット特性の安定化に向けて、これまで表2に示す技術開発を進めてきた。この結果、密度

表2　低密度ペレット製造試験

試験項目	内容	成果
不純物ガス低減試験	焼結後に残存する窒素や蒸発性不純物量の低減化のため、予備焼結雰囲気、焼結条件の最適化を行う。	Ar-5%H_2雰囲気ガスの使用と焼結温度、時間等の最適化により、窒素および蒸発性不純物を低減させ、仕様を満足することができた。
ポアフォーマ選定試験	15種類のポアフォーマ候補材から密度安定性に有効なポアフォーマを選定する。	セルロース系を選定し、ペレット密度の安定化に寄与できた。
乾式回収粉添加試験	乾式回収粉の性状の差によるペレット特性への影響を調べる。	粉末物性および添加率と焼結密度の相関性による条件設定が可能となった。
もんじゅ外側炉心ペレット製造条件確立試験	乾式回収粉およびポアフォーマ添加率をパラメータとして焼結特性との相関を調べる。	ポアフォーマ添加率のコントロールにより所定の密度のコントロールが可能となった。
海外粉製造条件確立試験	返還PuO_2粉末による製造条件確立試験。	海外粉と混合転換粉による製造条件はほぼ同じであることが確認できた。

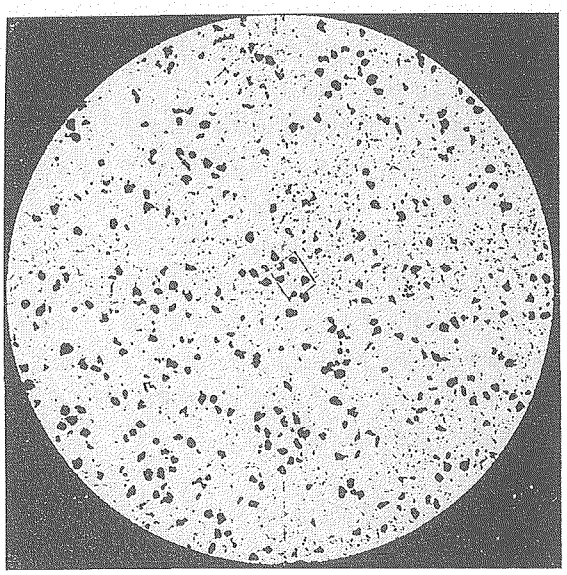


図3　もんじゅ用低密度ペレット断面金相写真
（ポアフォーマ：セルロース系）

分布等のスペックを十分に満足する燃料ペレットを製造することができるようになった。ポアがペレット中に均一分散した低密度ペレットの代表的な一例として、図3に「もんじゅ」用低密度ペレットの断面金相写真を示す。

2.2　燃料要素加工技術の開発

燃料要素加工技術は、燃料の被覆管への充填技術と燃料要素の溶接技術に大別される。このうち、燃料の充填技術開発としては、前述のようにこれまで振動充填法とペレット充填法が中心に進められてきた。また、溶接技術では新材料の開発に伴い、その材料に適した溶接手法を確立していく必要がある。以下に、近年の新溶接法開発の概要について述べる。[5)~7)]

高速増殖炉燃料被覆材については、燃焼度の向上に伴って高性能材料の開発を進め、「もんじゅ」初装荷燃料にはJIS316ステンレス鋼の成分を調整した改良SUS316ステンレス鋼（PNC316）を使用した。その後、耐高温クリープ強度および耐スエリング性に優れた改良オーステナイト鋼、高強度F/M鋼、ODS鋼の開発を行ってきた。

ジルコニウム合金、PNC316、改良オーステナイト鋼、高強度F/M鋼の場合はTIG溶接法が適用できる。しかし、ODS鋼はTIG溶接法等の融接法で溶接すると、その熱により母材内に均一に分散しているY_2O_3等が溶接金属部および表面に凝集し、多くの空孔（ブローホール）を形成して、溶接部強度が著しく低下するため融接法が適用できない。このため、固相接合法のうち、加圧抵抗溶接法（以下、「PRW法」）に着目し、これまで溶接パラメータの選定、溶接部の強度保証試験、溶接に際して生じた問題に関する対策の検討等を行ってきた。

PRW法は、被溶接物を突き合わせて軸方向に一定の圧力を加え、高電流を流すことにより発生するジュール熱により溶接する方法である。

特に、接触抵抗作用部は他の部分より発熱が大きく温度上昇も早くなる。このため、発熱により軟化した初期の接触面の大半は、溶接中に作用している軸方向の加圧力により外表面に押し出され、熱影響範囲を極力狭くでき、固相に近い状態で接合が完了する。このため、図4に示すように接合部の組織は外表面に向かうスベリ現象が観察され、接合部の範囲は約0.2mm程度と狭い。図5にPRW装置の溶接部の概略図を示す。

このPRW装置を用いて、ODS鋼材の溶接性を確認した。試験方法としては、溶接条件を選定した後に試験検査用の試験片を作製し、接合状態の観察および機械強度試験を行い溶接条件による破

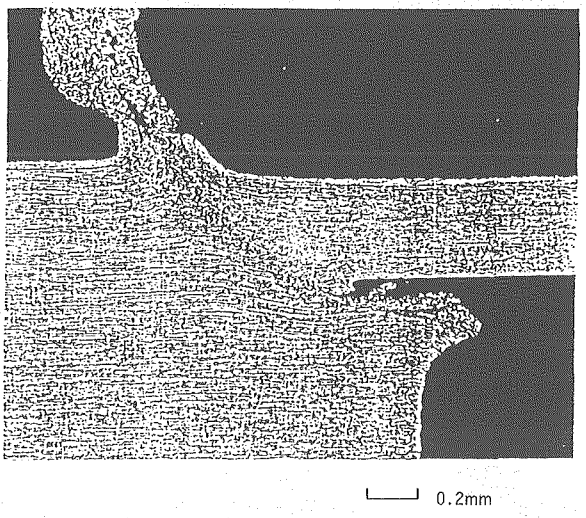


図4　断面金相写真

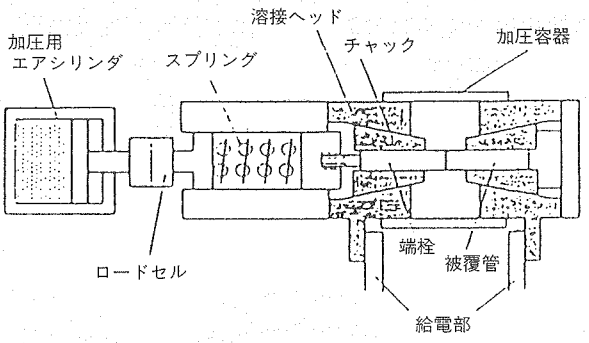


図5　PRW装置溶接部概略図

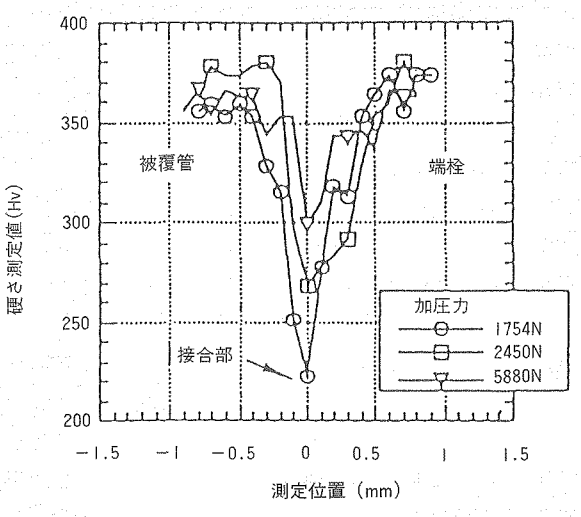


図6　硬さ（MA957）測定結果（PRW法）

壊形態を確認した。

溶接後の接合面の元素分布状態をEPMAを用いて確認したところ、TIG溶接法等で観察された特定元素の凝集は無く均一に分散していた。

また、図6に溶接後の硬さ測定結果を示す。図から、接合面の硬さは、加圧力の違いにより差が生じており、加圧力の大きい方が硬さ低下が少なく幅も狭くなったが、いずれの溶接条件とも接合部の硬さ低下は避けられなかった。この原因は、溶接による冷間加工度の減少とフェライト相の粗大化が相互に作用していると考えられる。

この差が機械的強度にどの程度影響するかを確認するため、650℃での高温引張試験を行った。その結果、母材との強度差はほとんど無かったが、低加圧力の場合は伸びはまったく無く、接合部からの破壊となり、高加圧力の場合は母材からの破断となった。この原因については特定はできないが、加圧力が低い場合に生じることから、溶接時の軟化層が完全に外表面に排出されず、外表面に近い接合面に取り残されて凝固したことと溶接による冷間加工度の減少とフェライト相の粗大化が相互に作用したこと等が考えられる。

以上の結果で、溶接部接合面破断を防止する観点から、溶接時の加圧力を上げる必要性が認められたものの、PRW法は十分にODS鋼の溶接法として適用できる目処が得られた。

今後は上記課題の原因究明と各種強度試験（引張試験、単軸クリープ試験および内圧クリープ試験）および接合面のミクロ的な観察を行うとともに、溶接部の健全性を非破壊で保証するために、超音波探傷検査法の開発もこれと並行して進め、平成9年度末までには主な技術開発を終了し、照射用燃料ピン製造の準備に入る予定である。

2.3　分析技術開発

プルトニウム燃料分析法の開発については、1966年からのTCA実験試料製造、1967年からの本格的なMOX燃料の製造に伴い、その開発整備を進めた。その後、分析精度、作業能率の向上の観点から、検討改良を加えて今日の分析法を確立した。

以下に、現在品質管理のために定常分析法として用いられているMOX燃料の化学分析法と、迅速化、高精度化を目的として開発された分析法および新型燃料の近年の分析技術開発の概要について述べる。

(1)　MOX燃料中の不純物分析法の開発

1)　N_2分析法の開発

従来法（ケルダール法）で問題となっていた分析時間および分析廃液発生量を低減化させることを目的として、融解ー熱伝導度法によるMOX燃料中の不純物N_2分析法を開発した[8]。

本分析法は、試料を助燃剤とともに加熱融解し、含有する微量のN_2をガスとして抽出し、熱伝導度検出器（TCD）により定量分析を行う方法である。加熱融解の際に、生成されるCOとN_2を分離するため、プレカットシステムを独自に開発し導入した。本法は、従来法に比べて試料重量は約1/20に減少でき、また分析時間が約3日から約10分／件に短縮された。さらに廃液が発生しないため、分析処理能力の増大、被ばく量の低減化が達成できた。

2)　F、Cl分析法の開発

従来の分析法である吸光光度法では分析廃液が多量に発生し、また廃液処理が難しい等の問題を有していた。

そこでこれらの問題の解決と分析時間の短縮および精度の向上を目的として、高速液体クロマトグラフ法によるF、Cl分析法の検討を試みた。

標準試料を用いた検討の結果、分析精度は吸光光度法と比較して良好な結果が得られた。本法の定量下限はF、Cl共に0.5ppm程度であり、分析所要時間は前処理を含めて約15分と大幅な短縮化を達成できた。

3)　MOX燃料中のガス成分分析法の開発

燃料ペレット中の蒸発性不純物（以下「ガス」）の従来の分析法である高温加熱真空抽出法は煩雑な操作を必要とし、また数種類の成分を同時に分析できないという問題を有していた。

これらの問題を解決するために、ガスの全量を直接サンプリングできるガスサンプリング装置を独自に考案し、H_2、O_2、N_2、CH_4およびCOを高感度で同時分析できるPIDガスクロマトグラフとの組み合わせによる新たな分析法を開発した[9]。本法の開発により、これまで測定できなかったガス成分含有率の把握が可能となり、規格外製品の要因解析および脱ガス処理工程の解析等に反映できるようになった。

(2)　MOX燃料のO/M分析法の開発

MOX燃料における酸素対金属原子数比（以下「O/M」）測定として、従来から酸化重量法および酸化還元重量法を用いていた。しかし、これらの方法は測定に長時間を要するため、工程への迅速なフィードバックが可能である分析法が望まれていた。

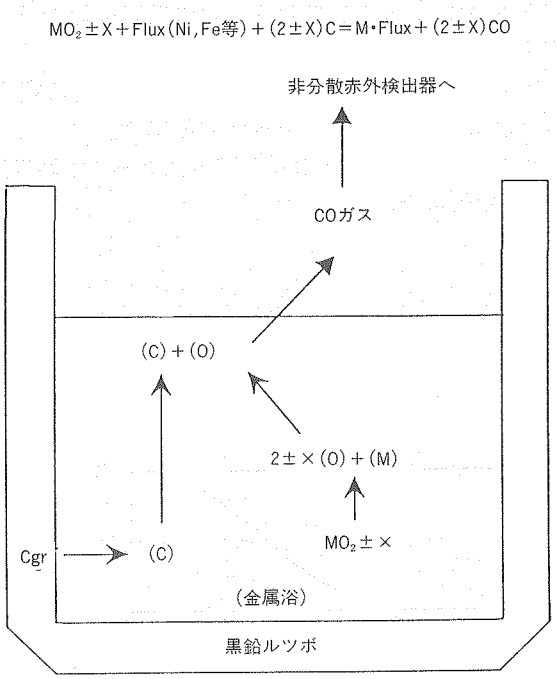


図7　金属浴中におけるCOの抽出機構

そこで、不活性ガス融解ー非分散赤外吸収法によるMOX燃料のO/M分析法の開発を行った[10)~12)]。

本分析法は、黒鉛るつぼ中に試料と金属助燃剤を入れて、試料を融解-還元した時に生成するCOを非分散赤外ガス分析計（NDIR）により定量し、O/Mを求める方法である(図7)。従来法との比較分析の結果、酸化重量法（Pu含有率約3%）とよく一致する値を得た。また、高速炉燃料(Pu含有率約30%）の繰り返し分析の結果、再現性の良いデータを得た。さらに、分析時間は約10分／件と従来法に比べて大幅な短縮化を達成した。

(3)　MOX燃料中のPu、Am分析法の開発[12)]

1）Pu分析法の開発

現在、MOX燃料中のPu分析法としては、定電位電量分析法等を採用しているが、Fe等の共存元素がPuの酸化・還元電位に近接している場合、共存元素の電量値も同時に計測してしまうといった問題を有している。

そこで、Feのみを錯形成させることによりFeの酸化・還元電位を変化させ、Puの分析値に及ぼすFeの影響を除去することを目的として、定電位電量分析法によるPu分析法の開発を試みた。試験の結果、Feの影響を完全に除去することができ、Feが共存しない場合と同様な分析精度を得た。また、Pu量に対してUの10倍量まではPu分析値に影響を与えないという結果を得た。

2）Am分析法の開発

現在、MOX燃料あるいは硝酸溶液中のAmの分析は、αまたはγスペクトロメトリーにより行っている。しかし、これらの方法は前処理に時間がかかり、また前処理のために廃液が発生する等の問題を有している。

そこで前処理なしで分析が可能な微分スペクトル法に着目し、検討を行った[13)]。検討の結果、検量線は0～11.8mg/lの範囲で良好な直線性を示した。また共存元素の影響については、Pu/Am比で690およびU/Am比で730倍までの範囲で定量値に大きな影響は認められなかった。さらにPu、U共存系においては、Pu/U/Am＝360/140/1の範囲で大きな影響は認められなかった。

3）MOX燃料中のGd分析法の開発

酸化Gd入り燃料は、炉心の出力平坦化、燃料の高燃焼度化等を目的として本格的な利用が開始されてきている。

Gd入り燃料中のGd分析は、一般的に滴定法または発光分光分析法が採用されている。しかし、滴定法はPuの妨害が考えられ、また発光分光分析法はppmオーダの分析であり、Gdを2～10%程度添加する燃料中の分析には濃度差が大きすぎ、煩雑な前処理操作等を伴うため定常分析には不向きである。そこで、前処理操作が比較的簡単で、しかも分析精度の良い高速液体クロマトグラフ（HPLC）法を選定し測定条件等の検討を行った。

測定条件の検討の結果、GdはPu、Uから完全に分離することができた。また、検量線はGd濃度が10～200μg/mlの範囲で良好な直線性を示した。以上の実験結果から、HPLC法は酸化Gd入り燃料中のGd分析方法として適用可能であることがわかった。

(5)　窒化物燃料中のN/Mおよび不純物酸素分析技術開発

窒化物燃料は、酸化物を出発物質としているためにO_2が残留し、微量酸素の定量分析法の開発が必要である。また窒化物燃料には約5.5%のN_2が含有しており、既存のMOX燃料に採用している分析法が適用できないために、新たなN_2分析法の開発が急務である。

そこで、窒化物燃料の製造条件および品質管理のための定量分析法として、現在、融解-熱伝導度法によるN/M分析法および融解-非分散赤外吸収法による不純物酸素分析法の開発を進めている。

2.4　MOX 燃料製造実績

動燃事業団が製造した MOX 燃料は、1996年12月末現在で累計約150トン MOX に達している。内訳は、「常陽」燃料約6トン、「DCA」燃料約12トン、「ふげん」燃料約121トン、「もんじゅ」燃料約10トンおよび「その他試験用」燃料約1トンとなっている。

MH 法による MOX 転換粉の生産量は、累計約14トン MOX に達しており、共に世界に冠たる生産実績を誇っている。

図8および図9にそれぞれ MOX 燃料製造推移および MOX 転換粉の製造推移を示す。

また、「ふげん」、「常陽」、「もんじゅ」の主要仕様を表3に示す。

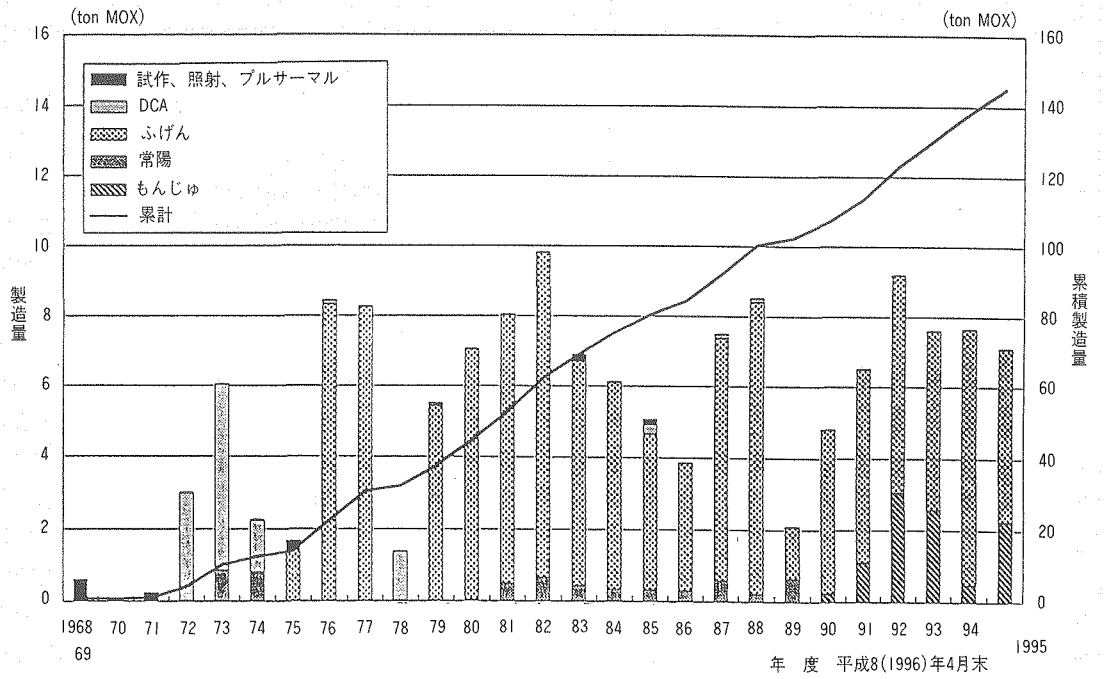


図 8　MOX燃料製造実績

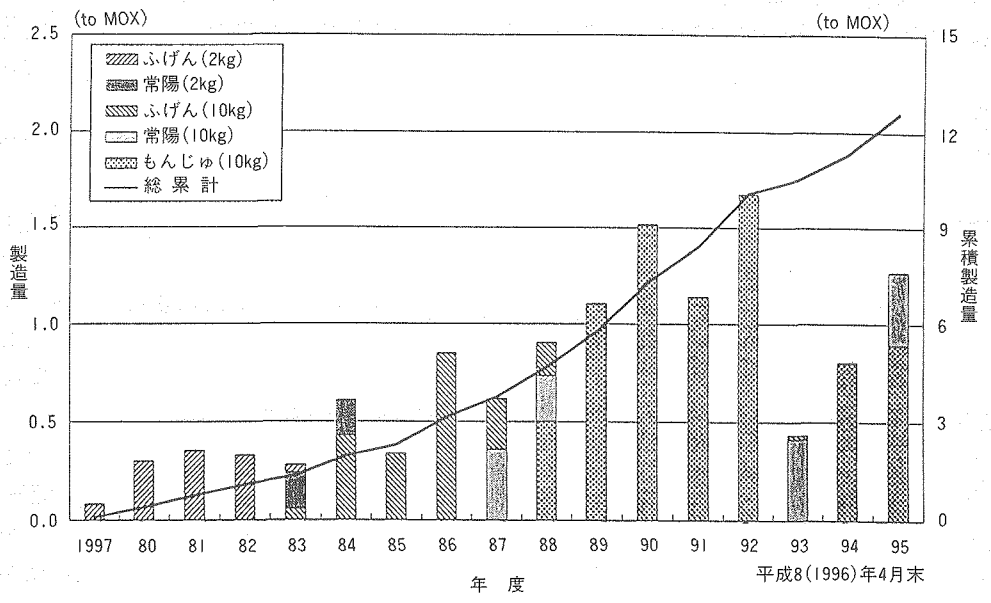


図 9　転換MOX製造実績

表３　燃料集合体の主要仕様

	常陽MK-II	もんじゅ	ふげん
形式	インテグラル ラッピングワイヤ方式	インテグラル ラッピングワイヤ方式	三層同心円状のクラスタ形
集合体全長	2,970mm	4,200mm	4,398mm
炉心燃料要素外径 炉心燃料要素全長	5.5mm （ペレット径4.6mm） 1,533mm	6.5mm （ペレット径5.4mm） 2,813mm	16.46mm （ペレット径14.4mm） 4,070mm
炉心燃料スタック長さ ブランケット燃料長さ	550mm 300mm（上部反射体）	930mm 上部300mm，下部350mm	3,607mm
ペレット密度	93.0%T.D	85.0%T.D	95.0%T.D
Pu富化度	約30wt%	内側　約20wt% 外側　約30wt%	（Pu+U） 内，中間層　約2.3wt% 外層　約1.8wt%
U^{235}濃縮度	約18wt%	0.2wt%	
要素数/集合体	127本/体	169本/体	28本/体

3．燃料設計研究

3.1　ATR燃料設計コードの開発

(1)　ATR燃料設計解析手法の変遷

ATR燃料設計解析手法の開発は、照射試験用燃料の設計を手始めとしてスタートした。当初の重点課題は、ATR燃料のための設計基準の策定と、設計基準に対する評価に必要なコード群の整備であったが、燃料サイクルコスト低減という時代の要求に応じて、より合理的でかつ高燃焼度化に対応した設計を行うための設計手法の高度化へと移行してきている。

燃料温度計算は最初の照射燃料設計では手計算によっていたが、1968年に電子計算機が導入されると同時にコード化して「TEMP」と命名し、その後電算機の容量の向上と照射試験データの蓄積に伴って改良を施した。

続いて、燃料の総合的な照射挙動解析コードとして、米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）の「LIFE」コードを熱中性子炉用に改良した「ACTIVE」を開発し、「ふげん」の安全評価や初期の照射燃料の設計に使用した。さらにATR燃料設計用燃料要素熱・機械計算コードとして「ATFUEL」を開発し、「ふげん」炉心燃料および実証炉燃料ならびに照射試験燃料の設計評価に使用してきた[14]。最近では、統計的燃料設計手法のための燃料要素熱・機械計算として「FEMAXI−ATR」を開発しており、燃料の高燃焼度化と設計の合理化に対応している[15)~17)]。

これらのコードは「ふげん」28本炉心燃料、照射用36本燃料および海外炉において照射されたMOX燃料のPIE結果等を用いて、その妥当性を検証してきている。これらの燃料要素熱・機械計

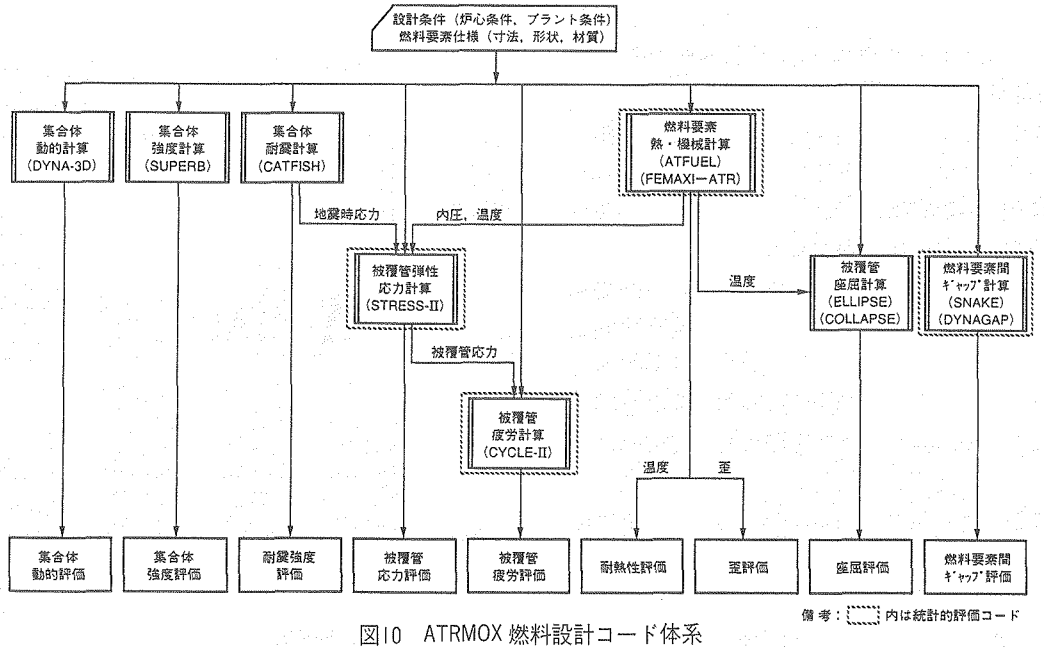
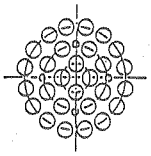
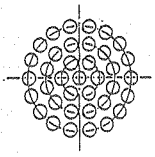
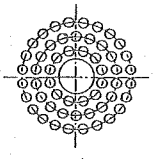


図10　ATRMOX燃料設計コード体系

表4　ATR燃料主要仕様の比較

	28本燃料	36本燃料	54本燃料
集合体燃焼度 (MWd/t)	最高 20,000 平均 17,000	最高 38,000 平均 31,000	最高 55,000 平均 49,000
運転日数	6ケ月×6バッチ	12ケ月×4バッチ	15ケ月×4バッチ 18ケ月×3バッチ
線出力(kW/ft)	17.5	15	13.4
チャンネル出力(MW)	最高 3.93 平均 2.5	最高 4.5 平均 3.1	最高 5.0 平均 3.1
燃料要素配置			
	28本	36本	54本
燃料要素外径(mm)	16.46mm	14.5mm	10.8mm
燃料有効長(mm)	3700mm	3700mm	3700mm

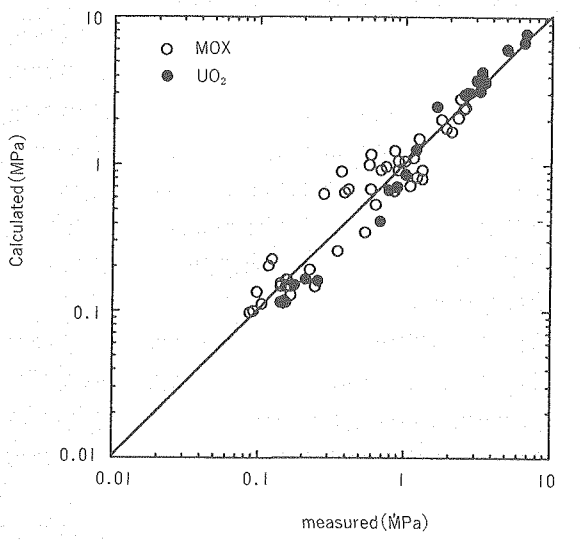
算コードを中心として、燃料設計コード体系が構築されており、燃料集合体まで含めた燃料の健全性評価が可能となっている。図10にATR燃料設計コード体系を示す。燃料被覆管の健全性を評価するため、燃料被覆管の応力解析を行う「STRESS」、被覆管の疲労評価を行う「CYCLE」、燃料被覆管の座屈限界を求める「COLLAPSE」と、これと併せて被覆管の座屈評価を行うために外圧による被覆管楕円度を求める「ELLIPSE」を開発した。燃料集合体の健全性を評価するため、耐震解析コード「CATFISH」、燃料集合体内の全燃料要素の曲がりを連成系として取り扱い、燃料要素間の間隙を精度よく解析する「DYNAGAP」等を開発した[18]。

一方、プルトニウム燃料特有の燃料挙動として、ペレット中のプルトニウム濃度が相対的に高い部分、すなわちプルトニウム・スポットが存在する場合の局部的な温度上昇がある。そこで、プルトニウム・スポットの温度分布を解析するため、有限要素法による計算コード「FEAPUS」を開発した。

(2)　ATR燃料設計研究

ATR燃料は、圧力管内で使用されるため外形寸法は同等のままとしながら、プラントの稼働率向上と燃料サイクルコスト低減による経済性向上を実現するため、28本型から36本型、54本型へと設計を発展させ、高燃焼度化等の高性能化を図ってきた。これらの燃料の主要仕様の比較を表4に示す。

28本型燃料は、原型炉「ふげん」が1978年に臨界してから現在まで、その炉心燃料として使用してきた。初装荷から第4回取替燃料までをA型、第5回取替燃料認可以降の燃料交換頻度を少なく



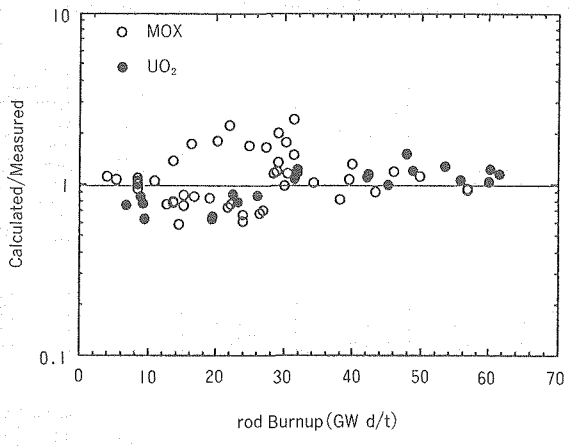


図11　燃料挙動解析コード「FEMAX1—ATR」の検証例（燃料棒内圧）

するためプルトニウム富化度を高めた炉心燃料をB型と呼び、1996年4月現在第26回までの取替燃料設計認可を取得し、うち609体が「ふげん」に装荷済みである。

36本型燃料は、設計の基本的考え方は「ふげん」の28本型の場合と同様であるが、ATR実証炉の炉心燃料として大幅な性能向上を果たすべく開発してきたものである。設計作業は概念設計、調整設計、合理化設計、基本設計の各段階を経て、さらにプラントコスト低減のため、径方向に加え軸方向富化度分布および取替燃料における集合体内UO_2-Gd_2O_3燃料要素の採用による出力ピーキング抑制等の合理化を図った。また、構造設計の妥当性、集合体部材の製作性、集合体の組立性等を評価するため第1次から第5次までの試作を行った。

54本型燃料はATRのさらなる経済性向上を主眼に開発してきたものである。最高燃焼度の開発目標は軽水炉のいわゆる高燃焼度燃料（集合体最高燃焼度55GWd/t）と比肩しうるものとした。このため54本燃料は高燃焼度化への対応が重要な課題であり、統計的手法の採用による設計の合理化や最近のMOX燃料の照射試験データによる設計の妥当性の確認を行っている。図11に燃料挙動解析コード「FEMAXI－ATR」の検証例を示す。一方燃料要素の多数本化や細径化などの集合体構造変更に対応するため、集合体試作、スペーサ試作などを行うとともに、長寿命化を考慮して集合体耐久試験、スペーサのリング素子ばねの保持力試験にも力を注いだ。また「ふげん」での少数体照射試験の準備も進めてきている。

3.2　FBR燃料設計

(1)　FBR燃料設計コードの開発

FBR燃料設計の評価では、炉内使用期間中の燃料要素および燃料集合体の健全性を評価するため、燃料中心最高温度、被覆管外径増加、被覆管応力、クリープ寿命、集合体各部応力、ラッパ管変形量等について解析評価し、これらが制限範囲内に収まることを確認する。これらの評価を実施するには、評価条件の設定、評価解析、その妥当性の確認等のため、種々のコードによる解析を行う必要がある。

照射中の燃料要素の熱的・機械的ふるまいを解析し、燃料中心最高温度、被覆管外径変化、ペレット－被覆管機械的相互作用（以下「PCMI」）、内圧等の設計上重要な因子を解析するコードとして、「SIMPLE」、「DIRAD」、「CEDAR」、「BORN-

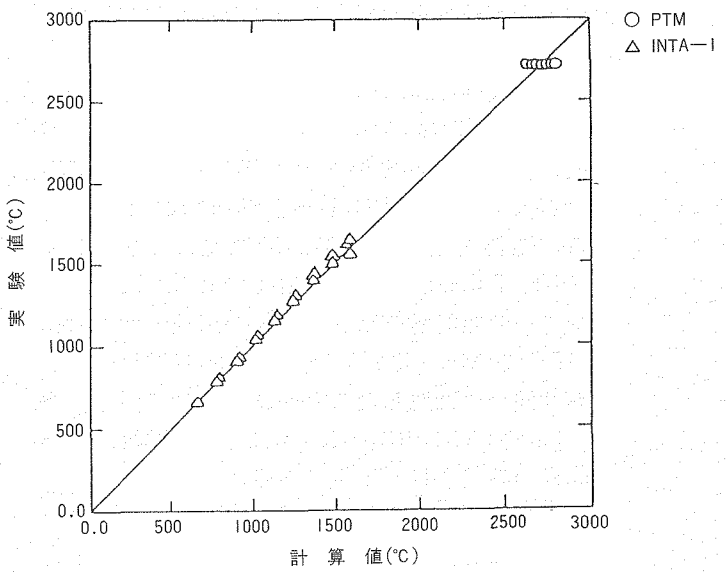


図12　燃料中心温度の比較

FREE」がある。「SIMPLE」は、「常陽」や「もんじゅ」燃料の設計値の解析に用いるため開発したコードであり、試験データから作成した半経験式に基づき燃料最高温度や外径変化量を保守側に評価する[19),20)]。「DIRAD」は燃焼寿命のうち最も燃料中心温度が高くなる照射開始時の燃料温度を解析するコードであり、EBR-IIの燃料溶融試験、「常陽」の計装付燃料照射試験の結果を用いて検証されている[21),22)]。検証例を図12に示す。「CEDAR」は、より詳細に燃料ふるまいを取り扱うコードであり、設計評価の中では、燃料仕様、使用条件の燃料挙動に対する感度の評価、出力変動時のPCMI評価等に使用している。「BORNFREE」は、燃料の寸法、組成、照射条件等を確率分布として与え、燃料溶融確率、被覆管応力の確率分布等を出力する確率論的コードとして開発中である[23)]。今後、設計裕度の定量的評価や、燃料製作公差の最適化に利用していく予定である。

燃料集合体内の冷却材および被覆管温度分布の解析に用いられる「FLOWER」は、米国MITの流動実験データに基づく冷却材静圧場モデルを用いたサブチャンネル解析コードであり、動燃事業団の発熱試験データ等により検証されている[24)]。照射中のスエリング、クリープ変形等に起因する燃料要素群とラッパ管の湾曲変形、相互干渉挙動は「SHADOW」により評価する。湾曲変形により冷却材流路が変化し、その結果冷却材温度分布さらには湾曲変形量が影響を受けるので、「FLOWER」コードと結合して温度分布と湾曲変形との間の繰り返し計算により、変形バンドルの

温度・変形挙動を解析するシステムも開発している。

(2)　FBR 燃料設計研究

これまで「常陽」MK-I 燃料、MK-II燃料（中燃焼度の J1燃料と高燃焼度の J2燃料）および MK-III燃料ならびに「もんじゅ」燃料の設計実績がある。燃料要素の設計最高燃焼度は「常陽」90 GWd/t、「もんじゅ」98GWd/t である。大洗工学センターの照射燃料試験施設での試験・検査の結果、「常陽」MK-I 燃料、「常陽」MK-II燃料が設計どおり健全に燃焼したことが確認されている。今後、「常陽」MK-III燃料と「もんじゅ」燃料について同様の確認を行う予定である。

将来の FBR 燃料には、高い信頼性の確保はもちろんのこと、価格に対する性能の格段の向上、特に、高燃焼度化と燃料加工コスト低減が求められる。高燃焼度化には、高照射量に耐える被覆管材料の開発が前提となるが、設計技術の面では、FCCI、被覆管変形等の燃焼とともに進展していく挙動を適切に評価する必要があり、過大な評価上の裕度を排除するには、実際の燃料挙動をできる限り忠実に表現した詳細な燃料挙動モデルを導入することが重要である。燃料加工コスト低減に向けては、燃料要素を太径化することにより、発熱量あたりの要素本数およびペレット個数を削減するとともに、公差幅も含む燃料仕様値の照射挙動に対する感度を評価し、燃料仕様値を照射挙動と製造性の両面から最適化することが必要である。

高性能・低コスト燃料概念としては、中空ペレットと新型被覆管材料の組合せが最も有力である。中空ペレットはスミア密度調整と溶融限界線出力の 2 点で優れている。すなわち、高燃焼度における PCMI を抑えるためには、スミア密度を所定の範囲内に抑える必要があるが、中空ペレットは、中空部があるのでスミア密度を容易に調整できる。また、溶融限界線出力が中実ペレットに比べ高いので、これを高線出力化、燃料製作公差の合理化あるいは溶融に対する安全裕度の増加に振り向けることができ、設計上の自由度が大きい。中空ペレットと新型被覆管を用いた燃料は、照射試験燃料としてすでに「常陽」で照射が行われており、海外においても多くの使用実績がある。これからは、これらのデータ・実績を踏まえて、高燃焼度化、燃料低コスト化を炉心レベル、量産レベルで実証する段階となる。このため、すでに述べた解析評価手法の開発、燃料仕様の最適化検討とともに「もんじゅ」や実証炉を対象とした高性能炉心燃料集合体の設計研究を進めている。

4.　物性研究

プルトニウム燃料の物性研究は、1967年から第一開発室において、MOX 燃料の状態図の作成や基礎物性値取得のための物性試験を中心に開始した。

基礎物性の試験研究では、主に O/M 比測定、X 線回折、金相試験、熱分析等を行った。これらの成果を活用して1969年から、燃焼度模擬 MOX 燃料として、模擬 FP 添加燃料の物性試験（融点、熱膨張測定）、1973年からポア移動速度の炉外評価試験、FCCI、焼きしまり等の炉外評価試験を実施し、燃料の照射挙動解明に貢献した。また、1978年からは、燃料ペレットの熱伝導度測定を開始し、UO_2 および MOX 燃料の熱伝導度について、密度、O/M をパラメータとして、2400℃ までのデータを得、熱伝導度式を導いた。この実測に基づく評価式は、「もんじゅ」設計評価式の参考式として反映した。

燃料の機械的特性の把握では、1972年よりペレットの破壊強度試験、ペレット-被覆管摩擦係数測定試験を実施した。これらの結果は、ペレットのクラッキングや PCMI 等の挙動解析に反映した。

また、FCCI を解析するための炉外評価試験を実施し、C_s、I、T_e と SUS 被覆管との化学反応機構を温度、成分等をパラメータにした実験により解明し、国内、海外の照射データの調査、解析と合わせて、FCCI 設計評価式を作成した。この評価式は「もんじゅ」設計評価式として反映した。

さらに、1978年には、国内外の FBR 燃料の物性データ全般について収集・評価し、物性データ集として編集、作成した。このデータ集は「もんじゅ」設計評価式作成の際の参考データとして活用した。

1988年からは、高富化プルトニウム燃料や窒化物燃料等の新型燃料開発に向けて、物性測定設備の新設・更新を順次実施し、現在、粉末物性試験、金相試験、熱物性試験等の各種物性測定試験を実施している。

以下では、これまでの物性研究の主要な成果と今後の計画について述べる。

設計上必要な燃料の熱物性値として、融点、熱伝導度、比熱、熱膨張率および状態図がある。

東海プルトニウム燃料開発室では、18%PuO_2-UO_2 ペレットに代表的な固体状 FP 元素として、Mo、Zr、Y 等の10種類の元素を混入し、燃焼度を15万 MWd/t まで模擬した燃料ペレットを作成した。そのペレットについて、タングステン V 型フィラメントを用いたサーマルアレスト法により燃焼度を模擬した融点測定を行った。その結果を

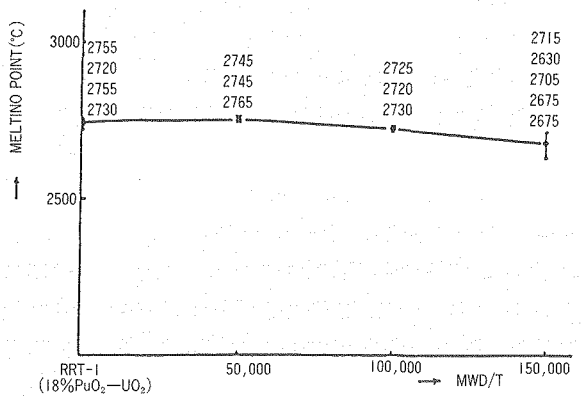


図13 18%PuO_2—UO_2—F．Pの融点測定結果

図13に示す。本実験データは、「もんじゅ」設計評価式の基礎データとして反映した。また、大洗照射燃料試験室では、「常陽」で照射したPu富化度29wt%の燃料について、照射済ペレットをタングステン製カプセルに封入したサーマルアレスト法での融点測定を行っており、実照射燃料の融点測定を行っている。(図14)

熱伝導率測定については、これまでにUO_2および$(U0.7Pu_{0.3})O_{2-x}$燃料の中心加熱法による測定を行っている。得られたデータについては、他測定者のデータとの比較および測定値の誤差評価を行った。本試験で得られたUO_2およびMOX燃料の実測データによる解析評価式は、現行の「もんじゅ」設計評価式の参考式として用いている。

1977年には、二枚の薄板状ペレットを焼結して、境界面にポアを作った試料に厚さ方向の温度勾配を与え、ポアの移動距離と加熱時間よりポアの移動速度を求める試験研究を行って、各種の理論モデルとの比較を行っている[25]。

その結果、図15、図16に示すデータが得られた。実験値とSensおよびNicholsの理論式と比較した結果、Sensのモデルが最も近いと判定できた。また、本試験データは、測定データとしての理論式との一致を見たものの中で、信頼性の高いものであり、UO_2の照射挙動解析の基礎データとして蓄積された[26]。

5. 燃料被覆管の開発

動燃事業団では、「もんじゅ」燃料被覆管およびラッパ管材料として、SUS316ステンレス鋼のJIS規格の範囲内で微量元素の最適化を図った改良SUS316ステンレス鋼（PNC316）を開発した。実証炉用材料としては、SUS316ステンレス鋼のJIS規格を超えてCr濃度を低下し、Ni濃度を増加させた改良オーステナイト鋼（PNC1520）を開発している。また主としてラッパ管への適用を図った超寿命フェライト／マルテンサイト鋼（PNC-FMS）を開発している。しかし高速炉の経済性を向上させるためには、炉心の高温化とともに、燃焼度を大幅に増大させることが最も効果的であり、取り出し平均燃焼度が150GWd/tを目標にした長寿命な炉心燃料集合体が要求されている。この条件を満たすためには、「もんじゅ」の約2倍以上の高速中性子照射条件～$5x10^{27}n/m2$（E＞0.1 MeV）に耐える長寿命で高温強度に優れた炉心材料を開発する必要がある。そのため、動燃事業団ではNi濃度を高めることによる耐スエリング性の大幅な改善を図ったオーステナイト最適化鋼や高Ni鋼の開発を進めるとともに、将来の実用炉のための高性能炉心材料として、酸化物分散強化

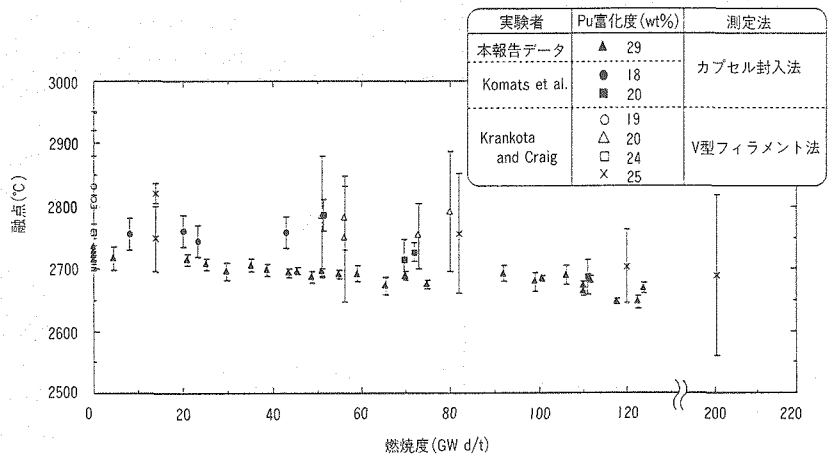


図14 高速炉燃料融点の燃焼度依存性

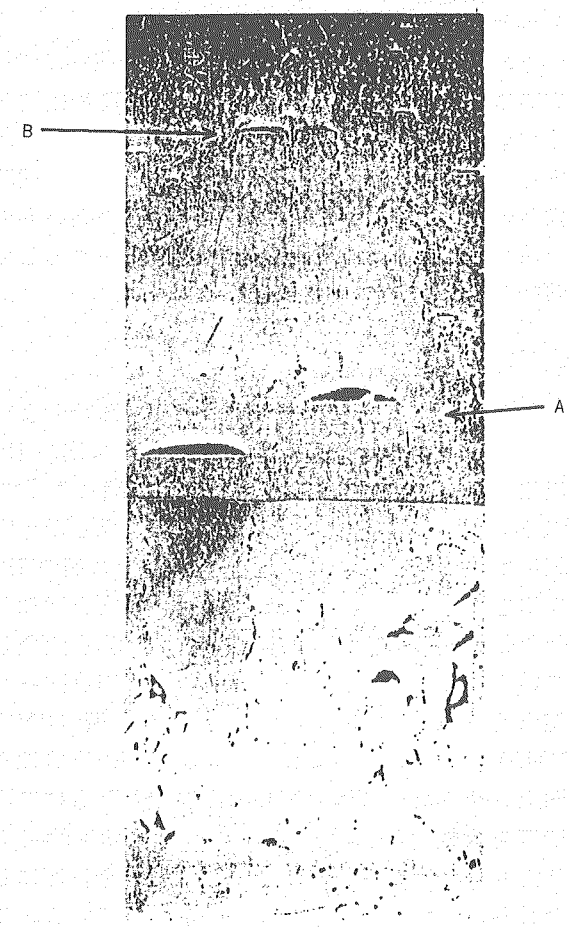


図15　レンズ状ボイドの移動写真

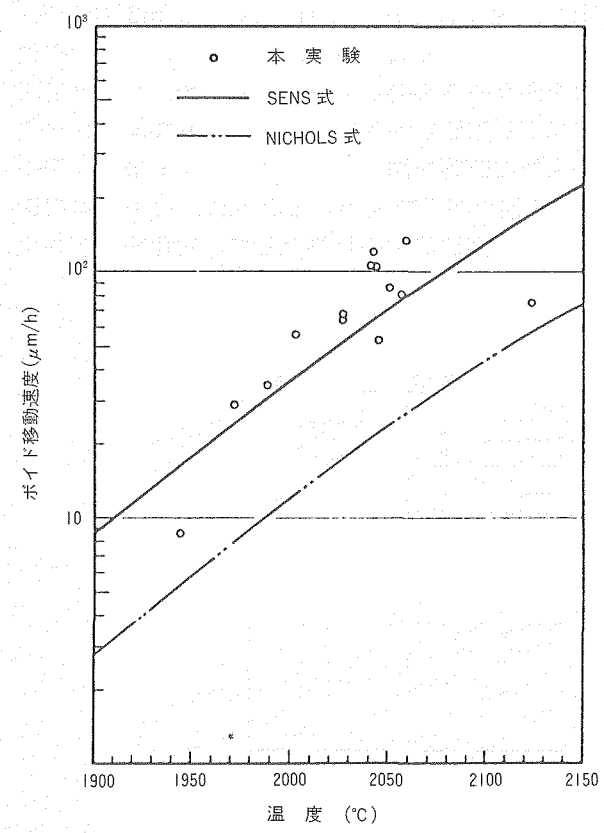


図16　ボイド移動率の温度依存性

型（ODS）フェライト鋼の開発を進めている。

5.1　改良SUS316ステンレス鋼

1968年より国内材料メーカ2社で同一製造仕様による被覆管の試作を開始した。大気中、ナトリウム中の高温強度試験、重イオン照射によるシミュレーション試験、海外炉を利用した中性子照射試験および検査技術の開発を行って、SUS316ステンレス鋼のJIS規格の範囲内でPNC316の製造仕様、製造条件を規定した[27]。動燃事業団が開発したPNC316は、P、Ti、Nb、B等を微量添加し、20%程度の冷間加工を施すことにより転位線上に微細な析出物を形成させて、高速中性子に対するスエリング抵抗性の改善を図っている。また同時に、このような析出物は高温での変形の抑制にも効果的であり、クリープ強度の向上をもたらすことを確認している。表5にPNC316の化学成分を示す。PNC316は「もんじゅ」初装荷炉心および「常陽」のMK-IIの被覆管、ラッパ管にすでに適用されている。

5.2　改良オーステナイト鋼

実証炉用被覆管の開発を目指して、PNC316に比べてさらに耐スエリング性と高温強度を向上させるため、SUS316ステンレス鋼のJIS規格を超えて成分の最適化を図った改良オーステナイト鋼

表5　動燃事業団で開発した炉心材料の化学成分

	PNC316	PNC1520	PNC-FMS
C	0.040～0.080	0.040～0.080	0.09～0.15
Si	0.40～1.00	0.60～1.00	<0.10
Mn	1.40～2.00	1.40～2.00	0.40～0.80
P	0.015～0.040	0.015～0.040	≦0.030
S	≦0.010	≦0.010	≦0.030
Ni	13.00～14.00	19.50～21.50	0.20～0.60
Cr	16.00～18.00	13.50～15.50	10.0～12.00
Mo	2.00～3.00	2.00～3.00	0.30～0.70
W	……	……	1.70～2.30
Co	≦0.05	≦0.05	……
B	0.0020～0.0060	0.0020～0.0060	……
N	≦0.0100	≦0.010	0.030～0.70
Cu	≦0.200	≦0.20	……
Ti	0.05～0.10	0.15～0.35	……
V	≦0.20	≦0.20	0.15～0.25
Nb	0.05～0.10	0.05～0.15	0.020～0.08
Al	≦0.050	≦0.050	……
Zr	≦0.10	≦0.10	……
O	≦0.0040	≦0.0040	……
Y_2O_3	……	……	……

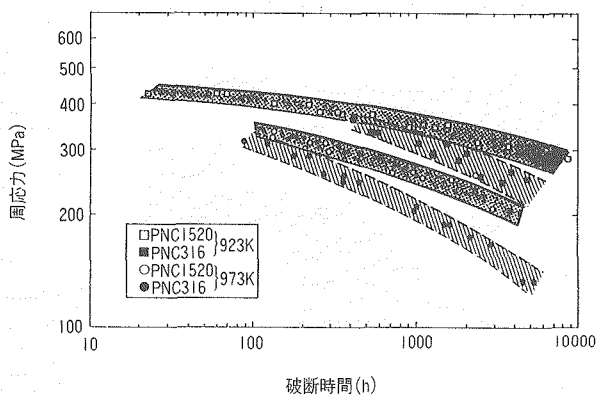


図17　PNC1520の内圧クリープ破断強度

の開発を1977年度より開始した。耐スエリング性向上に有効なNi成分等をパラメータとして、当初22鋼種の成分設計を行い、炉外試験を経て1981年度に6鋼種に絞り込みを行った。その後、種々の炉外試験評価に基づき、高温強度に優れた15Cr-20Ni-2.5Mo-Ti-Nb鋼を第1次候補材として1985年度に選定し、FFTFの材料照射リグ(MOTA)を利用した重照射材料試験等の結果を踏まえて、最終的にPNC1520の仕様を定めている[28),29)]。このPNC1520の化学成分をPNC316と比較して表5に示す。PNC1520の内圧クリープ破断強度は図17に示すように、Ti、Nbの多量添加によりPNC316に比べて大幅に向上している。PNC1520は実証炉用の当面の候補材料として燃料集合体照射試験結果に基づく、データベースの整備が進められている。

PNC1520の耐スエリング性をさらに改善するため、改良オーステナイト鋼の範囲内でNi量を25wt%まで高めた最適化鋼の開発を行っている。これまでにFFTFでの材料照射試験結果に基づき、14Cr-25NiをベースにTi-Nb-Vの複合添加とこれらの元素を十分固溶させるための高温溶体化処理および冷間加工度の増大が図られており、現在「常陽」MK-III照射のための被覆管製造が実施されている段階である。

5.3　高Ni鋼

高Ni鋼はNi量を35wt%添加したオーステナイト鋼であり、Ni濃度の増加に伴い高温強度の低下や延性低下(He脆化、照射誘起粒界偏析)が問題になるため、相安定性を図りながら微細析出物によってHeバブルをトラップさせるとともに、高温強度の改善が図られている。開発を効率的かつ合理的に行うため、d電子合金設計理論を用いて、炭窒化物析出強化型鋼とγ析出強化型鋼を開発した[30)]。Mo、Wを固溶強化元素として、前者にはNb、Vによる炭窒化物の微細析出を、また後者にはNi3Nbの金属間化合物による強化が利用され、ともに板材においてはPNC1520と同等以上のクリープ破断強度が得られている。本高Ni鋼製被覆管の製造は14Cr-25Ni系鋼と同様に高温溶

表6　主な照射燃料の製造実績

	照射名	目的	製造時期(年度)	キャンペーン数	製造本数
FBR	APDA	高速炉燃料照射試験	1967～1969	5	37
	GETR	中心溶融試験、Na-燃料両立性試験等	1970～1978	4	38
	DFR-332	常陽・もんじゅ燃料照射試験	1968～1970	5	28
	JMTR	安全性、熱伝導評価試験	1972～1977	9	42
	ラプソディ	常陽・もんじゅ燃料照射試験	1969～1977	6	175
	フェニックス	もんじゅ燃料照射試験	1978～1979	1	25
	JRR-2	混合転換燃料照射試験	1982～	1	1
	常陽	もんじゅ・実証炉照射試験等	1982～	19	517
ATR	ATR二領域	炉物理実験	1969	1	384
	DCA	重水臨界実験	1975～1979	3	312
	ハルデン	ATR先行照射試験、実証炉燃料照射試験等	1979～	4	39
LWR	TCA	炉物理実験	1967～1975	6	982
	JRR-2	低密度ペレット、中心溶融実験等	1969～1977	6	21
	GETR	選別照射試験等	1967～1968	3	15
	サクストン	高燃焼照射試験	1969～1970	1	72
	美浜	商業炉照射先行試験	1974～	1	4
	BB-2	Puサーマル照射試験	1986～	1	18
	ハルデン	実証燃料の先行試験等	1967～1986	5	55
	JMTR	炉物理実験	1970～	1	6
	NSRR	燃料破損実験	1981～1983	2	22
			合計	84	2793(約200種類)

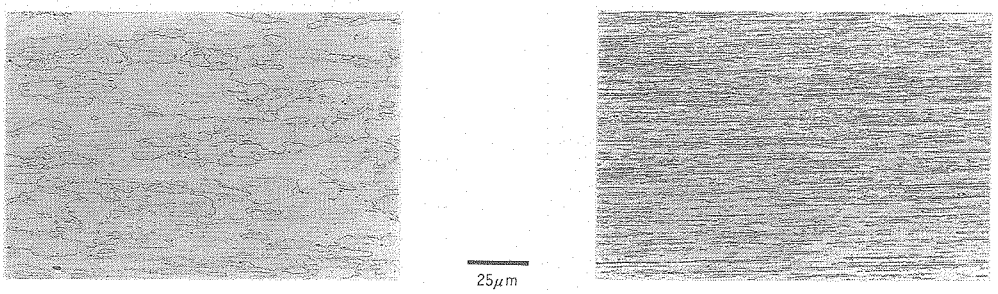


図 18　ODSフェライト鋼の再結晶による組織の改善

体化処理と高冷間加工度を前提としており、現在実機の製造設備において、加工熱処理条件の最適化および被覆管の試作試験を行っている。

5.4　高強度フェライト鋼

(1)　フェライト／マルテンサイト鋼の開発

耐スエリング性に優れたフェライト系材料の特性を生かし、ラッパ管や被覆管への適用を図るため、W、Mo の固溶強化元素、Nb、V の析出強化元素等の添加量および熱処理条件の最適化を行うことにより、61年度にはこの種の材料としては世界最高水準の高温強度レベルを有する12Cr-Mo-W-Nb-V 鋼 (PNC-FMS) を開発した[31]。表6にはPNC-FMS の化学成分も示した。PNC-FMS はオーステナイト鋼に比較して高温強度に劣るため、使用温度が低いラッパ管への適用が期待されている。またフェライト系材料は、中性子照射による衝撃性質の劣化が実用上問題になる可能性があるため、溶接部の衝撃試験を含む材料照射試験および燃料照射試験を継続して実施し、中性子照射特性 の評価を行っている。

(2)　ODS 鋼の開発

フェライト系材料の高温強度をオーステナイト鋼と同等レベルまで改善し、燃料被覆管に適用するため、Y_2O_3酸化物粒子をメカニカルアロイング法を用いて微細分散させた酸化物分散強化型 (ODS) フェライト鋼の開発を行っている。合金成分と分散粒子の一連の最適化研究に基づき、1989年度には世界最高レベルの内圧クリープ強度を有するを ODS フェライト鋼被覆管の試作に成功している[32]。しかし試作した被覆管は圧延方向に細長く伸びた結晶粒組織であるため、強度の異方性を示し、延性・加工性に劣る欠点があった。そのため、図18に示すように再結晶技術を利用して圧延方向に伸びた細かな針状組織を粗大化・等軸化することにより、その解決を図った。1994年

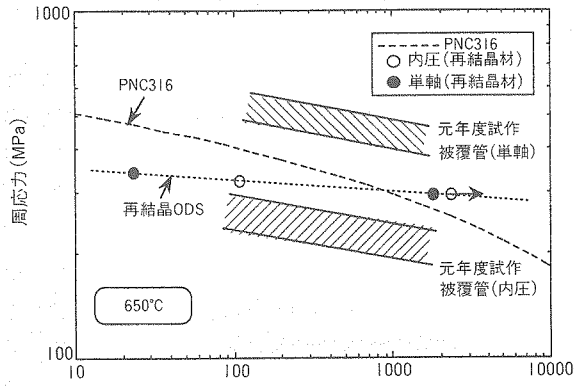


図 19　ODSフェライト鋼再結晶材のクリープ破断強度

度には棒材試作レベルではあるが、再結晶技術を適用して強度異方性がまったくなく、優れた延性を有する ODS フェライト鋼 (13Cr-2.5W-0.5Ti-0.25Y_2O_3) を開発している。図19に再結晶材のクリープ破断強度を示す。1989年度に試作した被覆管で認められた単軸と内圧の強度差は解消されており、650℃ で1,000時間以上ではオーステナイト鋼である PNC316を上回る強度を示している[33]。また圧延により硬化した組織を再結晶技術を利用して軟化させることにより、冷間圧延で ODS フェライト鋼被覆管を製造することに成功している。今後は、冷間圧延により欠陥のない高品質の被覆管を考慮して製造するための製造技術開発と製造した被覆管が目標強度と延性を達成するための成分の最適化が必要である。ODS フェライト鋼を燃料ピンに適用する場合の端栓部の接合については、新たにパルス磁気接合法 (PMW) と加圧抵抗接合法 (PRW) を開発している[34]。燃料ピンの製造ラインに導入しやすい小型の PRW 法について、現在照射燃料要素の製作のための試験を実施している。

6．照射試験

6.1　照射燃料製造

第一開発室では、運転を開始した1966年頃から小規模の照射試験用燃料を製造してきた。設計仕様にあった燃料の製造技術の開発と、照射挙動評価から、燃料の安全性の確証を得るため、ATR型燃料、FBR型燃料および軽水炉型燃料を製造し、国内（主に「常陽」、「原研JRR-2」、「JMTR」など）および海外（ノルウェーの「ハルデン炉」、米国の「GETR」、英国の「DFR」、仏国の「ラプソディ炉」等）の原子炉へ送って照射試験を実施してきた。

それらの燃料の主な製造実績の一覧を表6に、また、この過程で実施してきた製造技術開発の範囲を表7に示す。これらの照射燃料製造で実施した主要な開発項目と成果について以下に示す。

(1)　製法：機械混合ペレット法、共沈ペレット法、ゾルゲルバイパック法

(2)　使用原料：原料としては、海外返還プルトニウム、国産再処理直接脱硝プルトニウム（Pu：U＝1：1、20：1）、湿式回収粉、乾式回収粉、FBR再処理粉を用いた。どの原料を用いても製品が容易にできるような条件設定のための試験を行った。

(3)　混合方法：混合方法としては、Puスポットの発生を無くし、かつ焼結挙動に悪影響を与えないような条件を決めていった。試験内容としては、ミルの形状（円筒、S型）およびボール材質を変えた試験を行い、現在のボールミル（ゴムライニング付）での機械混合ペレット法を確立した。

(4)　結合および潤滑剤：結合および潤滑剤は、粉末の造粒性および成型性を良くするための有機物であるが、種々の材料を用い、製品収率等に与える影響を考慮した材料を決定していった。

(5)　密度降下剤：ペレットの密度をコントロールする方法として、密度降下剤添加法を用いている。密度降下剤として種々の材料を用い、焼結挙動、製品収率および不純物の残存等について評価し、使用できる材料を決定した。

(6)　中空ペレット製造：中空ペレット製造法として、ドリル法および成型法について開発を行い、少量生産レベルにおいては、成型法でのペレット製造技術を確立した。

(7)　焼成雰囲気ガス：焼成雰囲気ガスが焼結密度、焼き膨れ、不純物の残存に与える影響を試験し、予備焼結雰囲気および焼結雰囲気ガスの種類を決定した。

(8)　O/Mコントロール：O/Mコントロールとしては、炭素還元法および焼結ペレット還元処理法について実施し、各種照射燃料を製造した。

このように、動燃事業団では過去25年以上にわたって照射燃料を製造し、種々の燃料の照射挙動の解析評価と並行して、製法および製造条件等を変えた照射試験を実施し、製造技術の実証を図ってきた。

今後も各種照射試験による製造技術の実証により、さらに新しい製造技術開発を進めていくとともに、照射試験の精度をさらに向上させるために試験燃料要素の仕様のばらつきの少ない燃料製造に努めていく必要がある。

表7　多様な照射燃料の一覧

	主な項目	仕様範囲
1.	燃料形態	ペレット型，振動充填型
	PuO_2のアイソトープ比	Pu239 55W/O～90W/O
2.	製法	共沈法，ゾルゲル法，機械混合法
3.	使用したPuO_2の原料粉種類	シュウ酸塩Pu，アンモニア塩Pu，直接脱硝Pu（Pu：Ul：1，20：1），湿式回収MOX粉，乾式回収MOX粉，FBR再処理粉
4.	使用した濃縮UO_2粉種類	DU，NU，EU（～90%）
5.	ペレット	
	形状	中実，中空，ディシュチャンファ・中空チャンファ
	Pu富化度	0.5～40W/O
	焼結密度	55～95%T.D
	直径	約5～約15mmϕ
	O/M比	1.94～2.00
6.	被覆管種類	Zry-2，Zry-2（Zrライナ），Zry-4 SUS-316相当鋼，SUS-316相当鋼（Tiコーティング） 改良オーステナイト鋼（15Cr-20Ni，15Cr-25Ni，15Cr-30Ni鋼等）
7.	被覆管外径	5.5～16.9mmϕ
8.	ギャップ幅（ノミナル）	最　小　110μm　　最　大　300μm
9.	その他　特殊項目	Puスポット付ペレット，カケペレット 不純物添加ペレット（Al，Fe，Si，Ni，Cr）

6.2　ATR・プルサーマル燃料照射試験

ATR燃料およびプルサーマル燃料開発のための照射試験は、1965年より計画され海外炉等を利用して実施してきた（表8）。このうち、ノルウェーハルデン炉でのIFA-514、IFA-529照射試験はプルサーマル燃料の照射試験であり、混合転換粉を原料とした燃料の照射特性把握を目的として、1979年および1980年からそれぞれ照射を開始し、1989年と1988年に照射後試験を終了した。本試験で炉内挙動データが収集され、ヨーロッパのMOX燃料よりFPガス放出の少ないことが確認され海外にも反響を呼んだ[35),36)]。また、IFA-514燃料集合体の6本の燃料要素のうち、3本について高燃焼度下での燃料挙動を確認するため、新照射リグ（IFA-565）に装荷し1990年から1993年まで継続

表 8　動燃事業団における水炉用MOX燃料の照射実績

照射試験名	ペレット最高燃焼度 (MWd/t)	ペレットピーク最大線出力密度 (kW/m)	核分裂性Pu富化度 (wt%)	照射燃料棒本数 (本)
1．プルサーマル燃料照射試験				
(1)海外炉照射試験 (米国GETR炉、SAXTON炉、ノルウェーハルデン炉等)	8,400～62,000	32.5～51.2	2.3～10.0	146
(2)国内炉照射試験 (原電敦賀、関電美浜、原研JRR-2炉)	24,000～31,000	20.6～32.8	2.3～4.6	54
2．「ふげん」用MOX燃料照射試験				
(1)海外炉照射試験 (英国SGHWR炉、ノルウェーハルデン炉等)	7,600～9,800	48.9～49.5	0.91～1.7	35
(2)ふげん炉照射試験	24,400	49.8	0.55～1.56	56
3．「ATR実証炉」用MOX燃料照射試験				
(1)海外炉照射試験 (英国SGHWR炉、ノルウェーハルデン炉等)	22,900～35,000	29～50	1.0～3.4	17
(2)ふげん炉照射試験	39,000	25.6	1.0～2.5	216

照射を行った。集合体の平均燃焼度は約56GWd/tMOX（ペレットピーク燃焼度で59GWd/tMOX）に達した。上記のIFA-514/565、IFA-529のこれまでの照射データの解析により、MOX燃料の熱的、機械的挙動に関し以下の結果を得た[37),38)]。

1) PNC製MOX燃料が、ペレットピーク燃焼度で59GWd/tMOXの高燃焼度まで健全に燃焼することを確認した。
2) PNC製MOX燃料のFPガス放出挙動は、UO_2のそれと類似しており、FPガス放出率に差は認められない。中空ペレットは、内圧抑制という点で効果がある。(図20)
3) マイクロ波加熱直接脱硝法によるMOX粉により製造したペレット（MHペレット）は、機械混合法により製造したペレット（MBペレット）よりFPガス放出率が小さい。(図21)
4) ギャップコンダクタンスは燃焼とともに減少するが、高燃焼度ではあまり変化しない。
5) PCMI挙動に対するペレットの形状（中実と中空）やペレット・被覆管ギャップサイズの影響は顕著ではなかった。

本試験結果により、軽水炉用MOX燃料の設計手法、製造法の妥当性と燃料の健全性を確認して今後の燃料の設計、製造方法の改良に反映できた。

今後は、プルサーマル用高燃焼度燃料として期待されるMOX-Gd燃料の来年度からのハルデン炉での照射試験による燃料設計手法、製造法の妥当性の確認を行い、それらの手法の確立を図っていく予定である[39)]。

この試験燃料は、燃焼初期の出力ピーキングを低減するため、バーナブルポイズンとしてGd_2O_3棒を中空MOX燃料に挿入したタイプのDuplex型燃料（Puf富化度6.8%）であり、現在までに試験燃料要素の製造を終了している。

また、MOX燃料の安全性評価として、燃焼の進んだ軽水炉用MOX燃料の反応度事故条件下における破損挙動を実験的に解明することにより、安全基準等の整備に資することを目的として原研NSRRにおいて反応度事故を模擬したパルス出力照射試験を実施した。

第1次試験は1981年から1982年に照射を行い、

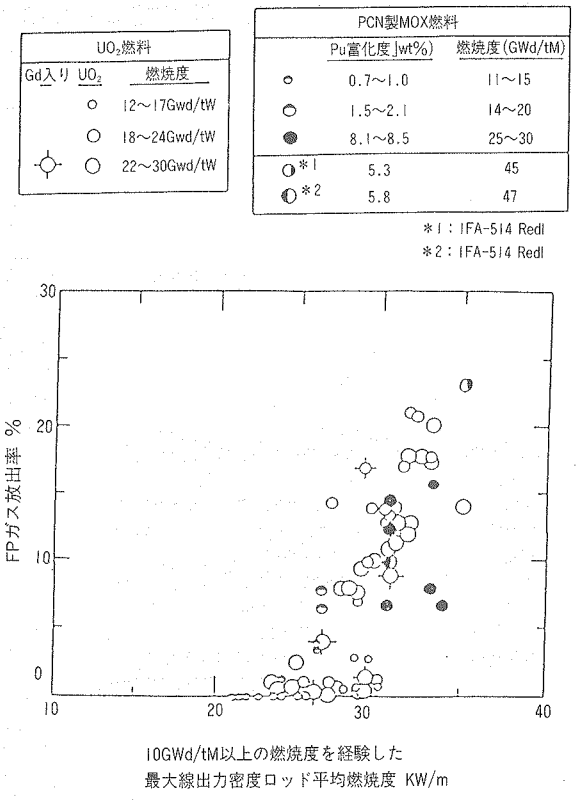


図 20　UO_2およびMOX燃料のFPガス放出率の10GWd/tMの燃焼度を経験した最大線出力密度依存性

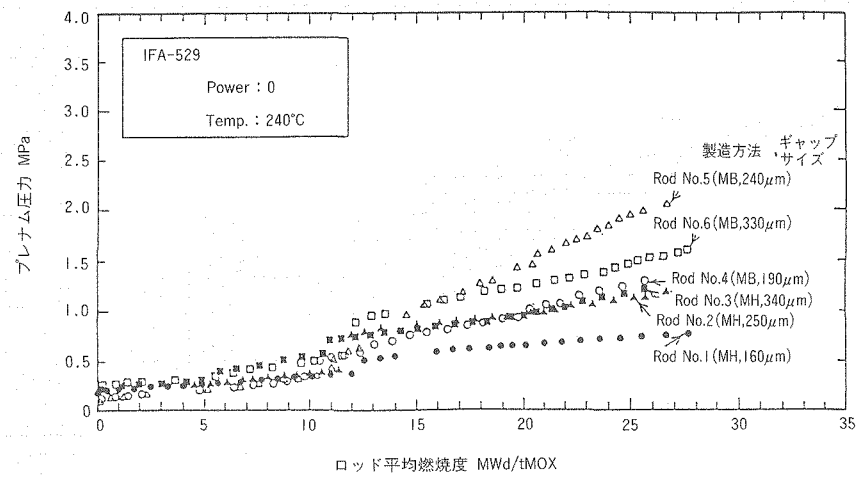


図21　IFA-529燃料棒のゼロ出力における内圧の燃焼度依存性

MOX燃料の破損しきい値がUO_2燃料と同等な特性であることを確認した。第2次試験は1984年から1985年に照射を行い、プルスポット燃料の破損しきい値も同様であることを確認した。

この他に「ふげん」において、高燃焼時における軽水炉用MOX燃料の健全性の確認とそのふるまいの解明を目的として集合体燃焼度約55GWd/tまでの照射試験を1999年より計画している。また、イギリスのSGHWRによるTYPE-E試験はATR実証炉燃料の先行確性試験として、1984年に照射を開始し、1989年に照射後試験を実施した。「ふげん」燃料の照射後試験は、1体目を1983年から1985年に実施し、2体目を1986年から開始した。その結果、異常は見い出されず、「ふげん」燃料の健全性を確認した。さらにATR実証炉燃料の高燃焼度までの健全性を確認する目的で、36本燃料集合体3体の照射を1985年から開始し1991年に照射後試験を実施した。続いて1987年には高性能燃料開発の一環として、「ふげん」でセグメント燃料のベース照射を行い、その後ハルデン炉において出力急昇試験を実施した。その結果、約18GWd/tの低燃焼度燃料要素では線出力密度で約69kW/mまで破損は認められず、UO_2燃料に比べてランプ性能の良いことを確認した。

6.3　FBR燃料照射試験

高速炉燃料は、高中性子束(～1051/cm².s)、高照射温度(～650℃)環境で使用され、目標としている燃焼度は約150GWd/t(集合体平均)と軽水炉燃料に比較して極めて高い。このような過酷な条件下での燃料挙動を把握しようとする場合、シミュレーション照射や軽水炉燃料からの推定も有効ではあるが、実際の燃料を実際の環境下で照射して確認する手法が最も確実であり、燃料開発には、不可欠である。

高速炉燃料開発の初期には、国内に高速中性子炉がなかったため、海外の高速炉や国内の熱中性子炉を用いて照射試験を実施してきた。

この時期の第一の開発目標は我が国最初の高速炉である実験炉「常陽」で使用するMOX燃料の照射挙動を把握し、燃料製造技術の検証と燃料設計の妥当性を示すことにあった。このため、英国DFRや仏国Rapsodie炉等の海外の高速炉やJMTRや米国GETRを用いて「常陽」燃料の照射試験を行い、当時、大洗工学センターに完成して間もないAGFで照射後試験を行った。

このようにして「常陽」燃料の開発および燃料製造を行い、1977年に「常陽」が臨界に達してFMFの運転が開始された後は、「常陽」を使用した照射試験が中心となった。特に1982年に「常陽」が照射用炉心として改造された後は、質、量ともに優れた照射試験が実施されている。また、FMFを中心とした照射後試験施設では「常陽」の臨界以来、特殊燃料集合体、MK-IおよびMK-II炉心燃料集合体について照射後試験を実施してきた。

特殊燃料集合体の試験実績を図22に示す。これら特殊燃料集合体の照射後試験からは個々の照射挙動に焦点を当てた貴重なデータが取得されている[40]。特殊燃料集合体C3Mは「もんじゅ」の設計燃焼度をほぼ達成し、「もんじゅ」燃料の設計仕様、製造方法を含む信頼性を実証した。燃料中心溶解照射試験B5Dでは、試験後の金相試験で図23に示すようにペレットの中心に溶融部が認められ[40]、この情報から燃料溶融までの熱的裕度を確認し

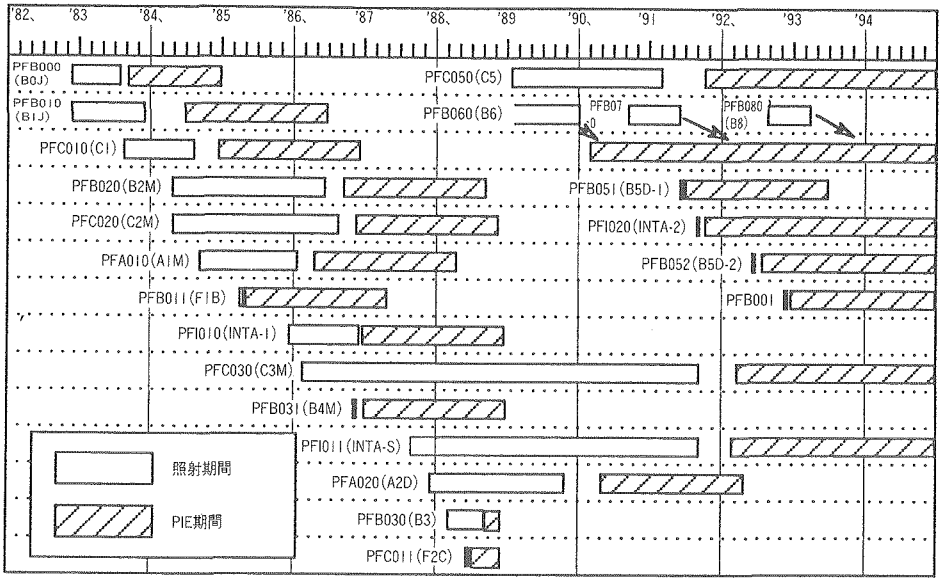


図 22 「常陽」MK-II 特殊燃料集合体の試験実績

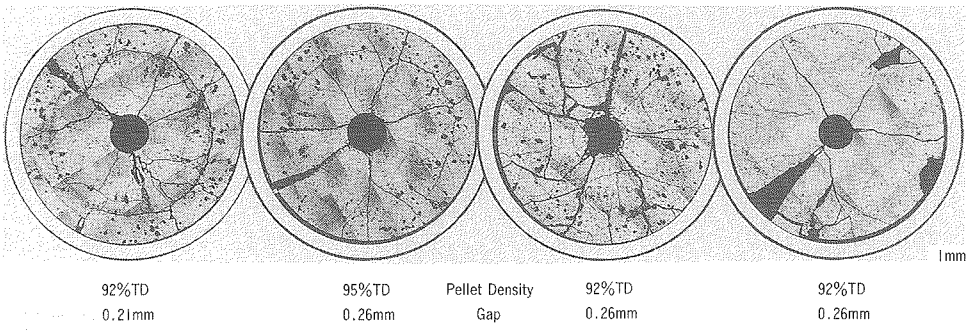


図 23　燃料中心溶融試験後の燃料組織

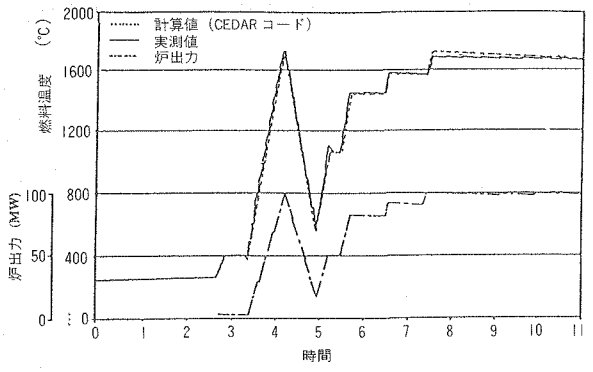


図 24　燃料中心温度に関する CEDAR コードと INTA 測定結果との比較

た。計測線付き燃料照射試験 INTA-1、-2では熱電対をペレット中心や被覆管外表面に装着する等により、照射中の温度、圧力等を実測した。ペレット中心温度の実測結果と高速炉燃料挙動解析コード CEDAR の予測結果を比較して図24に示す。両者は良く一致しており、CEDAR が高速炉燃料の燃料温度を適切に評価することを確認した[1)]。

炉心燃料集合体の試験からは、ほぼ同一の仕様を有する燃料集合体について、多量の照射挙動データが採取できた。図25に「常陽」MK-II炉心燃料の FP ガス放出率と燃料製造方法をパラメータとして示す[41)]。動燃事業団独自の MH 粉は一般的なシュウ酸沈殿粉と比較して FP ガスの放出挙動が異なり、低燃焼度領域での放出率が低いことが多量のデータベースに基づいた解析から明らかとなった。一方、ペレット内 FP ガスは図26に示すように、高燃焼度になるとペレット周辺の低温領域でも放出が生じることが明らかになった[42)]。また、「常陽」MK-II炉心燃料に使用する被覆管には「もんじゅ」用に開発を進めてきた PNC316鋼を全炉心規模で使用し、同被覆管の高い信頼性を実証した。

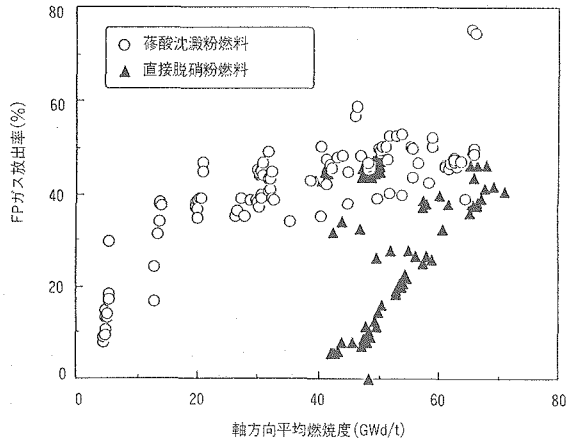


図25　FPガス放出率と燃焼度の関係

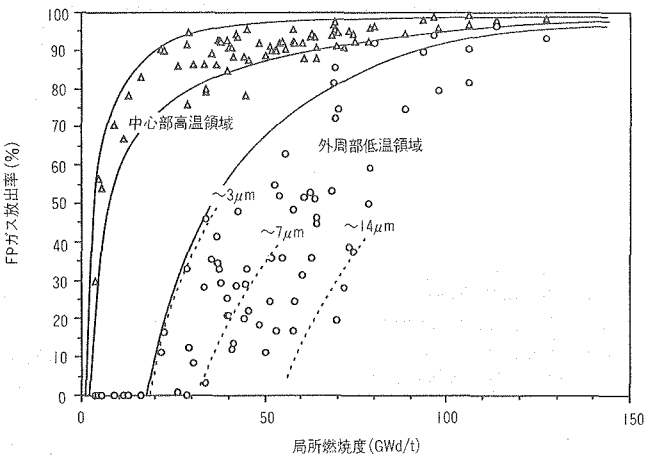


図26　ペレット内領域別FPガス放出率

この時期の開発目標は「もんじゅ」燃料が中心であったが、実証炉燃料の開発も開始されるなど照射試験にも多様性が求められるようになった。大型バンドルの照射、過渡条件下での照射、高燃焼度照射といった課題には海外炉の利用が有効であり、EBR-IIにおける高速炉燃料の運転信頼性試験、FFTFやPhenixにおける高燃焼度燃料照射試験等を実施した。Phenixにおける照射試験は今後も継続される計画である。

EBR-IIでの高速炉燃料の運転信頼性試験は、1981年から1995年まで実施した。試験は過渡時の燃料挙動を調べる運転時過渡試験と燃料破損によるプラントへの影響や燃料の状態診断技術開発を目的とした破損燃料継続照射試験の2試験からなり、「もんじゅ」燃料や実証炉用改良燃料について様々な試験を実施した。

運転時過渡試験では、「もんじゅ」燃料が定格の約2倍の過渡過出力に耐えることを明らかにした[43]。また、過渡条件下での被覆管の変形メカニズムに関する有益な知見を得た。破損燃料継続照射試験では燃料とNaの反応過程を明らかにし、SAFFFRONコードにより継続照射下での破損燃料挙動が予測可能となった[44]。また、カバーガスの放射能や遅発中性子を検出して破損燃料の状況診断を可能にした[45]。

FFTFでは高燃焼度照射試験として「もんじゅ」燃料に準じた仕様で被覆管にPNC316鋼および改良オーステナイト鋼を使用した集合体2体等を照射し、動燃の照射試験として最高レベルである最高16.1GWd/tの燃焼度を燃料破損無しで達成した。

7.　保障措置技術の開発

MOX燃料施設では、バルク状のPuを取扱うことから極めて厳しい保障措置が求められる。

第一、第二開発室において実施している査察は、IAEAによって施設に持ち込まれた非破壊測定装置を用いて、手作業による核物質の測定と封印（シールの取り付け）が主体であり、査察時には施設の操業を一時的に停止する必要があった。これに対し、MOX燃料量産製造施設である第三開発室では、プルトニウム取扱量が多くかつ遠隔自動運転が採用されているため、第一、第二開発室で実施している手作業による査察方法を踏襲すると①施設操業停止日数の増加、②査察対応業務量の増加、③それに伴う被ばく増加等施設運転上大きな影響を受けることになる。

また、1988年7月に発効された新日米原子力協力協定によれば、包括事前同意が認められる代わりに、新規の原子力施設の運転を開始するには、①施設が協定の保障措置コンセプトを満たし、②IAEAとの間で施設付属書（Facility Attachment）を事前に合意することが必要な条件として掲げられた。このため、それまで実施してきた保障措置技術開発およびIAEAとの技術会合を踏まえて、第三開発室の遠隔自動運転と両立し、かつ新日米原子力協力協定の保障措置コンセプトおよびIAEAの査察基準を満足し得る保障措置システムを構築することとし、PNC/DOE（米国エネルギー省）の保障措置協力協定の下で共同開発した。

この結果、次の五つのサブシステムにより構成される第三開発室の保障措置システムを開発した。

①　施設全体の計量管理を行う中央管理システム
②　原料および集合体貯蔵庫における新型封じ込

め監視システム

③　原料および集合体貯蔵庫において、核物質搬送システム内に組み込まれた遠隔制御非破壊測定システム

④　工程内の核物質を測定するための遠隔制御非破壊測定システム

⑤　準実時間計量管理解析手法により、施設側計量管理データを評価・解析する査察用計量検認システム

以上のシステムを世界に先駆けて開発したことにより、遠隔自動化設備に合致し、効率的かつ効果的に査察を受けることを可能とした。

この保障措置システムは、今後の大型原子力施設における“保障措置のあり方”について具体的解決方策を実証したものである。

執筆者

（東海事業所　核燃料技術開発部）河野秀作
（東海事業所　技術開発推進部）植松真一
（東海事業所　プルトニウム燃料工場）坂田文夫
（大洗工学センター　燃料材料開発部）三次岳志
（大洗工学センター　同　上　）今野廣一
（大洗工学センター　同　上　）鵜飼重治
（核燃料サイクル技術開発部）鈴木政浩

参考文献

1) 木村雅彦、舛井仁一、他：“ＦＢＲ用ＭＯＸ燃料の製造技術開発”、*動燃技報*、95, p.18（1995）.
2) 青木義一、鹿志村元明、他：”もんじゅ初装荷炉心燃料の製造技術開発(1)-もんじゅ用ペレット製造の特徴と製造方法の概要―、日本原子力学会「1993年春の大会」（1993）.
3) 鹿志村元明、青木義一、他：”もんじゅ初装荷炉心燃料の製造技術開発(2)-密度降下剤添加時のMOX粉末調整技術の確立―、日本原子力学会「1993年春の大会」（1993）.
4) 森平正之、遠藤秀男、他：”もんじゅ初装荷炉心燃料の製造技術開発(3)-脱脂・焼結雰囲気のペレット中不純物に及ぼす影響―、日本原子力学会「1993年春の大会」（1993）.
5) 関正之、上村勝一郎、他：“ＯＤＳ鋼の溶接技術開発”、原子力学会「1993年秋の大会」（1993）.
6) 西山元邦、上村勝一郎、他：“抵抗溶接法の開発（１）”、原子力学会「1995年秋の大会」（1995）.
7) 関正之、西山元邦、他：“酸化物分散型フェライト鋼被覆管の溶接技術開発”、*動燃技報*、95. p.52（1995）.
8) T. Hiyama et, al：“Deternimation of occluded gases in mixed oxide fuel using gas sampling unit and gas chromatogrophy”, *J. Nucl. Mater. 218, 1*（1994）.
9) 桧山敏明、和田勉、他：“融解―非分散赤外吸収法によるプルトニウム―ウラン混合酸化物燃料のＯ／Ｍ分析法の開発”*動燃技報*、*91*、p.105（1994）.
10) 桧山敏明、篠原修二、他：“プルトニウム燃料の分析技術開発（III）―融解―非分散赤外吸収法による混合酸化物燃料のＯ／Ｍ分析法”、原子力学会「1994年秋の大会」(1994).
11) T. Hiyama：“Advanced Analysis Technology for MOX Fuel”, *IAEA Technical Committee Meeting*（1995）.
12) 影山十三男、桧山敏明、他：“鉄共存下におけるＭＯＸ燃料中のプルトニウム電量分析”、*動燃技報*、*97*, p.126（1996）.
13) T. Hiyama：“Deternimation of Americium in Nitric Acid Solution by Second-Order Derivative Spectrophotometry”, *Anel. Sci, 2*, 427（1996）.
14) 植松真一、中島靖雄、他：“ＡＴＲ実証炉燃料設計手法について”、*動燃技報*、*87*, p.53（1993）.
15) 小貫徳彦、中村亘、他：“高燃焼度ＭＯＸ燃料設計手法について”、*動燃技報*、*96*, p.18（1995）.
16) I. Kurita, S. Uematsu：“The Design Method for the ATR High Burn-up MOX fuel”, *OECD/NEA CSNI Specialists Meeting, Madrid, Spain, November,*（1996）.
17) 小貫徳彦、植松真一、他：“燃料棒照射挙動解析コード「ＦＥＭＡＸＩ-ＡＴＲ」の開発”、日本原子力学会1995年秋の大会、H40,（1995）.
18) 中村亘、田中健哉、他：“ＡＴＲ燃料曲がり評価コードの開発「ＤＹＮＡＧＡＰ」コードの検証”、日本原子力学会1995年春の大会、L38,（1995）.
19) 小澤隆之、田中健哉、他：“高速炉燃料挙動解析コード（ＳＩＭＰＬＥ－II）の開発”、日本原子力学会1991年秋の大会、G20（1991）.
20) 小澤隆之、田中健哉、他：“高速炉燃料設計におけるギャップコンダクタンスモデルに関する検討”、日本原子力学会1993年春の大会、K31（1993）.
21) 田中健哉、中島弘、他：“高速増殖炉用の温度解析に用いる計算コード（ＤＩＲＡＤコード）について”、*PNC TN8410 92-187*（1992）.
22) N. Nakae, K. Tanaka, et al.：“Development of the thermal behavior analysis code DIRAD and the fuel design procedure for LMFBR”, *J. Nucl. Mater. 188*, p.331（1992）.
23) 中江延男、鹿倉栄：“燃料要素健全性の確率論的評価コード「ＢＯＲＮＦＲＥＥ」の開発”、*動燃技報*、*66*（1988）.
24) ＦＢＲ燃料集合体内熱流動解析コード「ＦＬＯＷＥＲ」の改良、日本原子力学会1992年春の大会、M40（1992）.
25) H. Kawamata, et al.：“Migration Rate of Lenticular Voids in UO2 under the Influence of Temperature Gradient”, *J. of Nucl. Materials, 68*, p.48-p.53（1977）.
26) M. Koizumi et al.：IAEA Specialists Meeting on Fuel and Cladding Interactions（1977）.
27) 立石徳、他：*日本原子力学会誌*、*30, 11*、p.1005（1988）.
28) I. Shibahara et al.：*J. Nucl. Mater., 204*（1993）.
29) 鹿倉栄、他：*日本原子力学会誌*、*36, 5*、p.441（1994）.
30) S. Ukai et al.：Proc. Inter. Symp. on Material Chemistry in Nuclear Environment, Tsukuba, Japan, March 12-13, p.347（1992）.
31) 鹿倉栄、他：*日本原子力学会誌*、*33. 12*、p.1157（1991）.
32) S. Ukai, et al.：*J. Nucl. Mater., 204, 74*（1993）.
33) S. Ukai, et al.：Proc. Inter. *Symp. on Material Chemistry in Nuclear Env ironment*, Tsukuba, Japan. March 14-15, p.891（1996）.
34) 関正之、他：*動燃技報*、*95*, p.52
35) M. Koizumi, K. Ohtsuka et al.：“Development of Process for co-conversion of Pu-U Nitrate Mixed Solutions to Mixed-Oxide Powder Using a Microwave Heating Method”, *J. of Nucl. Technology, 61*（1977）.
36) T. Mishima, K. Kamimura et al.：“Thermal and Mechanical Behaviours of MOX Fuel Rods” *IAEA Technical Committee Meeting*（1989）.
37) K. Kamimura：“FP Gas Release Behavior of High Burn-up MOX Fuel for Thermal Reactors”, *IAEA Technical Committee Meeteing*（1992）.
38) S. Kohno, K. Kamimura：“MOX Fuel Inradiation Behaviour in Steady State”, *IAEA Technical Committee Meeting*（1994）.

39) 河野秀作、加藤正人、他："MOX-Gd_2O_3燃料開発－照射用計装付燃料棒の製作と照射試験計画"、*動燃技報*、*96*, p.56 (1995).
40) M. Katsuragawa, H. Kasihara, et. al.: "Status of liquid metal fast breeder reactor fuel development in Japan", *J. Nucl. Mater. 204*, p.14 (1993).
41) 勝山、浅賀、他：原子力学会「1994年秋の大会」予稿集
42) 前田、浅賀：原子力学会「1995年春の大会」予稿集
43) H. Tsai, L. Neimark, et. al.: "Behavior of mixed-oxide fuel elements during an overpower trasient". *J. Nucl. Mater.*, *204*, p.217 (1993).
44) S. Ukai, Y. Sano, et. al.: "Development of Computer Code SAFFRON for Evaluating Breached Pin Performance in FBR's", *J. Nucl. Sci. & Technol*, *31*, *7*p.662, (1994).
45) I. Shibahara, S. Nomurq, et. al.: "Advance of Breached Fuel Diagnosis Technique for Fast Breeder Reactor", *Nucl.*, *35*, *5*, p.32 (1988).

100号
記念特集号

軽水炉使用済燃料の再処理

杉山俊英　槇　彰　山本徳洋　中井俊郎*

東海事業所再処理工場
* 核燃料施設計画部

資料番号：100－9

LWR Reprocessing Technology Development

Toshihide SUGIYAMA　Akira MAKI　Yoshihiro YAMAMOTO
Toshiro NAKAI*
Reprocessing Plant, Tokai Works
* Nuclear Fuel Cycle Engineering Division, Head Office

東海再処理工場は、我が国初の再処理工場として茨城県東海村に建設され、国内再処理需要の一部を賄うとともに、再処理技術の国内定着に寄与してきた。昭和52年に実燃料を用いたホット試験を開始して以来、同工場がこれまでに処理した使用済燃料は約920t に達している。この間、同工場では種々のトラブルに遭遇したが、独自の技術でこれらの困難を克服してきた。これまでの運転経験とトラブルの克服の知見は、高速炉燃料再処理技術の開発に反映されるとともに、現在進められている民間再処理工場（六ケ所再処理工場）の設計・建設にも生かされている。

本稿では、東海再処理工場の運転経験を中心に再処理技術開発の成果および将来に向けた技術開発の取り組みについて紹介する。

1. はじめに

東海再処理工場は、我が国初の再処理工場として、仏国の技術を導入し、１日当たり0.7t の規模で茨城県東海村に建設された。昭和52年に初めて使用済燃料のせん断を開始し、現在までに917.5t の使用済燃料を再処理した。これは軽水炉燃料の再処理分野においては、仏国に次ぐ第２位の実績である。さらに、これらの運転を通じて機械的前処理とピューレックス法（Chop & Leach）による再処理技術の実証と国内定着を図ってきた。

東海再処理工場では当初より放出放射能低減化のための技術開発に取り組み、種々の低放射性廃液処理施設を付加して環境への放出放射能量の低減化を図ってきた。その結果、放出放射能は英国、仏国に比べ大幅に低く抑えられており、国情に合った再処理技術の開発・実証が行われてきている。

また、東海処理工場はホット試験開始以来、設計段階では予測できなかった大型機器の腐食によるトラブルに幾度か遭遇したが、材料開発、施工技術開発により一つ一つ克服してきた。さらに近年においては、稼働率を向上させるとともに安定運転を維持すべく、予防保全の観点から計画停止期間を設けて大型機器の改良・更新等を一括実施してきており、以来その効果が目に見えるものとなってきている。

これらの開発等にあたっては、そのほとんどを国内メーカーの参画による純国産技術で実施してきており、再処理技術の国内定着、技術開発基盤の育成に大きく寄与してきたと考えられる。

一方、軽水炉では使用済燃料の高燃焼度化が進められており、また、MOX の軽水炉への利用に向けた取り組みが具体化しつつある。この点においても、東海再処理工場でのATR 燃料を含めた軽水炉燃料再処理経験をベースに技術開発を進めていく必要がある。

さらに、昭和57年以降は、六ケ所再処理工場の建設主体である日本原燃㈱（旧日本原燃サービス㈱）と技術協力基本協定を締結し、設計等のコンサルティング、技術者の派遣、共同研究、受託研究等本格的な技術協力を進め、現在に到っている。

本報では、これまでの東海再処理工場の運転経験を中心に再処理技術開発の成果および将来に向

けた技術開発の取り組みについて報告する。

2．再処理工場の設計・建設から運転に至るまでの経緯

我が国において核燃料再処理施設の建設計画が初めて具体的プランとして採り上げられたのは、昭和37年である。その年の原子力委員会再処理専門部会は、１日の処理量が0.7ないし１ｔの実用規模再処理工場を外国からの技術導入によって、昭和43年頃に建設することを決定した。

同決定を受け、原子燃料公社は昭和38年、イギリスのNCP（ニュークリア・ケミカル・プラント）社に再処理施設の予備設計を発注し、昭和40年にはフランスのSGN（サンゴバン・テクニーク・ヌーベル）社に詳細設計を発注した。

昭和42年10月、原子燃料公社の業務・組織はそのままの形で動力炉・核燃料開発事業団に引継がれ、再処理施設に関する詳細設計もSGN社において続行された。

昭和44年１月、３年有余の年月を経て詳細設計が完了した。これより先、昭和43年８月より原子力委員会再処理施設安全審査専門部会において安全審査が開始され、設計の基本、環境への影響などについて慎重な審査がなされ、昭和45年１月、内閣総理大臣より、建設する再処理施設は安全上支障がないものと認められた。

一方、当時茨城県議会は、付近に米軍の水戸対地射爆撃場があること等の理由によって、東海村での再処理施設の建設に反対していた。しかし、水戸対地射爆撃場の返還が決まったこと、また、原子力委員会再処理施設安全審査専門部会によって安全性が確認されたこと等で事態は好転し、昭和46年６月、茨城県知事と政府との間で合意が成立し、着工への一歩が踏み出された。

安全審査関係の手続きが一応終了したのち、引き続いて建設関係の認可を得、昭和46年６月建設に着手した再処理施設は、昭和49年10月に建設工事および通水試験を終了し、翌昭和50年３月には化学試験を終了した。

その後、昭和50年９月からウラン試験を開始した。

ウラン試験は、工程ごとに実施した第1次試験、手直し改造後の必要箇所について実施した第2次試験および最終確認を行うため施設全体について実施した第3次試験で構成され、昭和52年３月に終了した。ウラン試験の結果については、第１次、第２次および第３次試験の各段階ごとに結果をまとめ、科学技術庁原子力安全局長あてに報告書を提出し、原子力委員会核燃料安全専門審査会再処理部会において昭和52年４月、ウラン試験の所期の目的を達成し、ホット試験に入る基盤が整ったものと認められた。

しかし、ホット試験の開始に対し、米国の核不拡散政策の強化から「待った」がかけられた。これに対し我が国は、その資源事情に基づく既定のエネルギー政策に従って再処理事業の推進に確固たる態度で臨むとの方針に立ち、米国との折衝を進めることとなった。首脳レベルの交渉から専門家による日米合同調査へと推移し、三次にわたる交渉を経てホット試験に対する合意が得られ、日米共同決定がなされるに至った。

3．東海再処理工場の処理実績と主要な運転経験

3.1　処理実績

昭和52年９月22日、東海再処理工場は、日本原子力研究所の動力試験炉（JPDR）の使用済燃料を用いて、最初のせん断を開始した。これが我が国再処理事業の第一歩であり、せん断開始に臨席した宇野宗佑科学技術庁長官（当時）は「ここに我が国の核燃料サイクル元年を迎えた」と宣した。

ホット試験は、JPDR試験、BWR試験、PWR試験、総合試験に分けて実施された。総合試験中、酸回収蒸発缶の故障が発生したため、ホット試験の終了は昭和55年２月となった。ホット試験の結果については、各段階ごとにまとめて科学技術庁原子力安全局長あてに報告書を提出し、昭和55年12月２日、原子力安全委員会核燃料安全専門審査会再処理部会において、ホット試験の所期の目的を達成したものと認められた。

一方、昭和54年12月、原子炉等規制法の改正施行により、従来の「施設検査」に加えて、新たに再処理施設の「性能」についての検査（使用前検査）の受検が必要となった。同検査については昭和55年４月から７月までのC-1キャンペーンおよび９月から11月までのC-2キャンペーンをもって受検し、同年12月25日、これまでの建設工事中における検査を含めて、科学技術庁長官より使用前検査の合格証が交付された。このようにして東海再処理工場は、昭和56年１月から本格操業運転を迎えることとなった。

東海再処理工場では、昭和52年９月22日から今日（平成８年12月末現在）までに約918t、4,325体の使用済燃料を処理し、約６ｔのプルトニウムおよび約850tのウランを回収してきた。これまでの運転実績を図１に示す。この間、酸回収蒸発缶、溶解槽、酸回収精留塔等の大型機器の腐食による

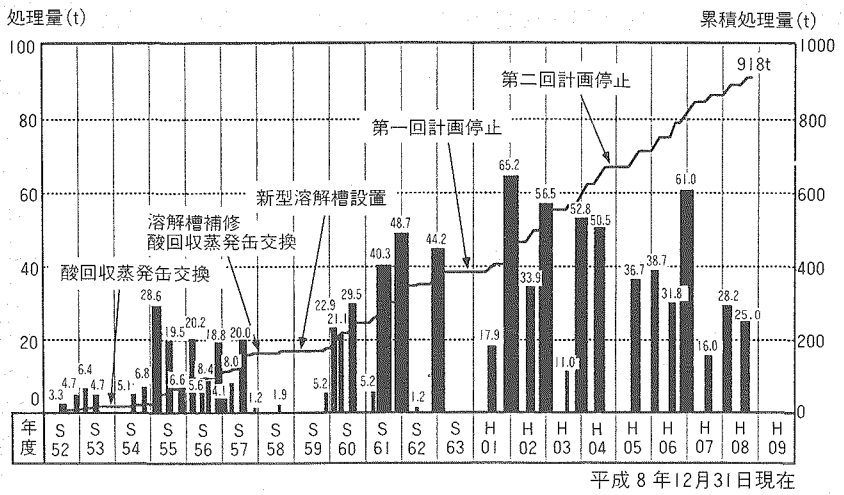


図1　東海再処理工場の運転実績

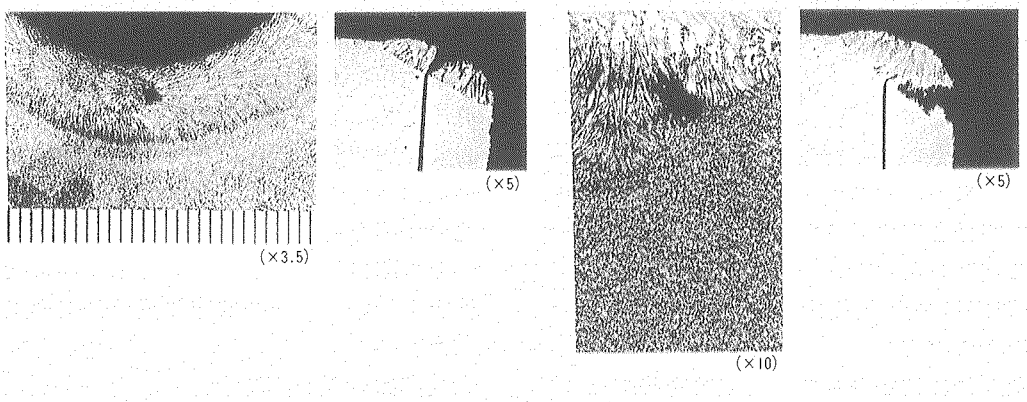
トラブルや、燃料導入コンベア等の機械的トラブルを経験したが、その都度、機器の交換・補修に挑み、これらの困難を克服してきた。東海再処理工場におけるこれまでの主要な技術開発について以下に述べる。

3.2　大型機器故障の克服

(1)　酸回収蒸発缶

1)　概要

酸回収蒸発缶では腐食による機器の故障が2度発生し、それぞれ交換工事を実施した。その後、予防保全の観点から耐食性に優れた新材料（Ti-5



初代酸回収蒸発缶の貫通欠陥

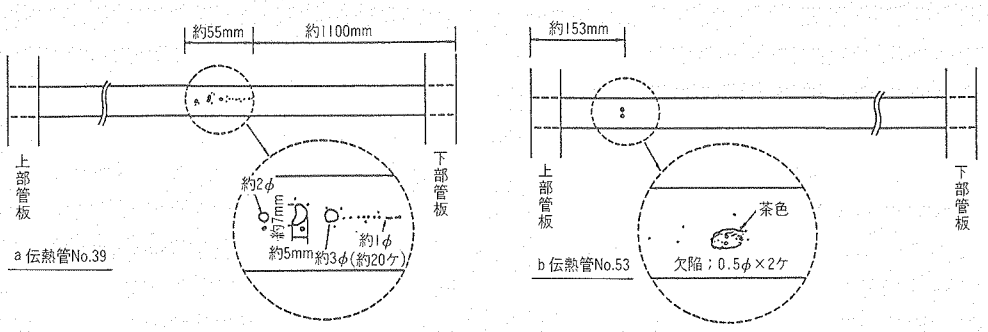


図2　酸回収蒸発缶故障の概要

Ta)製の酸回収蒸発缶に交換し、現在第4代目の酸回収蒸発缶を使用している。

2)　故障の概要（図2）

①　初代酸回収蒸発缶の故障

昭和53年8月に、酸回収蒸発缶の加熱部にある187本の伝熱管の内5本に貫通欠陥を生じたことが判った。この貫通欠陥は、伝熱管と上部管板との溶接部に生じたものであり、溶接ビード上のクレータ部、または、二層盛の溶接部のうち第一層目の溶接金属部に生じたものであった。

②　第2代酸回収蒸発缶の故障

昭和58年2月に、195本の伝熱管の内2本に貫通欠陥を生じたことが判った。

なお、初代酸回収蒸発缶の故障までの運転時間は約6600時間、第二代酸回収蒸発缶は約13400時間であった。

3)　交換工事

初代酸回収蒸発缶の交換工事は、放射線下での大規模なセル内工事として初めての経験であり、故障発見以来セル閉口まで約14カ月に及ぶ長期間を要したが、再処理工場関係者の総力を結集し無事交換工事を完遂することができた。

第二代酸回収蒸発缶の故障発生時は、加熱部を、予め製作していた第三代酸回収蒸発缶（加熱部）と交換した。交換工事は故障発生の約8カ月後に終了した。

さらに、昭和63年～平成元年の計画停止期間には予防保全の観点から、再度全交換を行うこととし、材料を従来のオーステナイト系ステンレス鋼から新たに開発を進めてきた新材料（Ti-5Ta）へ変更することとした。

以下に第1回目の交換工事の概要を述べる。

①　欠陥箇所の調査

酸回収蒸発缶に接続されている配管を経てセル外から圧空および水を供給して漏洩検査を行い、貫通欠陥の大きさや位置等の推定を行った。

②　蒸気凝縮水配管の変更

故障発生時に抽出工程内にあったウラン溶液等を安全に貯蔵するため、抽出工程のウラン押出運転を行った。この際に発生する酸回収蒸発缶の加熱蒸気凝縮水を、放射性廃液として処理可能なように蒸気凝縮水配管の変更を行った。

③　機器除染

セル内空間線量当量率を低下させるため機器除染を実施した。まず、硝酸-苛性ソーダ系による除染を行いセルを開口し空間線量当量率を測定した。その後、線量当量率の高い機器を対象として、過マンガン酸カリ-硝酸-EDTA系による除染を行った。その結果、空間線量当量率を約400μSv/hに低下させることができた。

④　故障した酸回収蒸発缶の検査

セル内で蒸発缶各部の肉厚測定や探傷検査、伝熱管の渦流探傷検査、加熱部のエアリーク試験等を実施した。その結果、加熱部の上部管板と伝熱管の溶接部5カ所に欠陥があることが判明した。

⑤　酸回収蒸発缶の製作

検査結果を踏まえて蒸発缶全体を交換することとし、製作を開始した。国内では既設と同種の材料を短期間で調達することが難しかったため、材料は西独VDM社に発注し、製作は品質管理および工期短縮のため国内で行った。貫通欠陥の発生状況を考慮し新しい蒸発缶の製作においては、従来の隅肉溶接から開先を取った溶接とし、第一層目、第二層目の溶着金属が露出しない溶接構造を採用する等の改善を実施した。

⑥　酸回収蒸発缶の解体・撤去

蒸発缶の解体・撤去作業は、セルに隣接する保守区域への大型のグリーンハウスの設置、セル開口、解体物の搬出足場と吊具の設置、干渉配管類の切断・撤去、蒸発缶に接続している配管の切断・撤去、蒸発缶本体の解体（7分割）・搬出、と順次進めた。

⑦　新蒸発缶の据付・溶接

新蒸発缶は5分割してセル内に搬入し、架台に設置後、芯出し等の調整を行ったのち、蒸発缶本体および周辺配管の溶接を行い、溶接検査を経て、最後に足場の解体撤去およびセル閉口を行い、一連の作業を完了した。

セル閉口作業と並行して通水作動試験等の試験検査を行い、一連の酸回収蒸発缶交換工事を終了した。

(2)　濃縮ウラン溶解槽

1)　概要

建設当時、濃縮ウラン溶解槽を2基（242R10およびR11）設置し、さらに1基追加設置が可能となるよう予備溶解セル（R003）を用意していた。

昭和57年4月、溶解槽242R11の累積運転時間が約3100時間に達した時点で片側の下部加熱ジャケットに覆われた溶解部の溶接線にピンホールが発生した。なお、その後の詳細な調査の結果、昭和57年7月に他方の溶解部の連通管の溶接線にも同様のピンホールの存在が確認された。

その後、溶解槽242R10のみの運転により再処理工場の操業を行ってきたが、昭和58年2月、溶解槽242R10についてもR11の加熱ジャケットの欠陥と同様の事象が発生し運転停止に至った（図

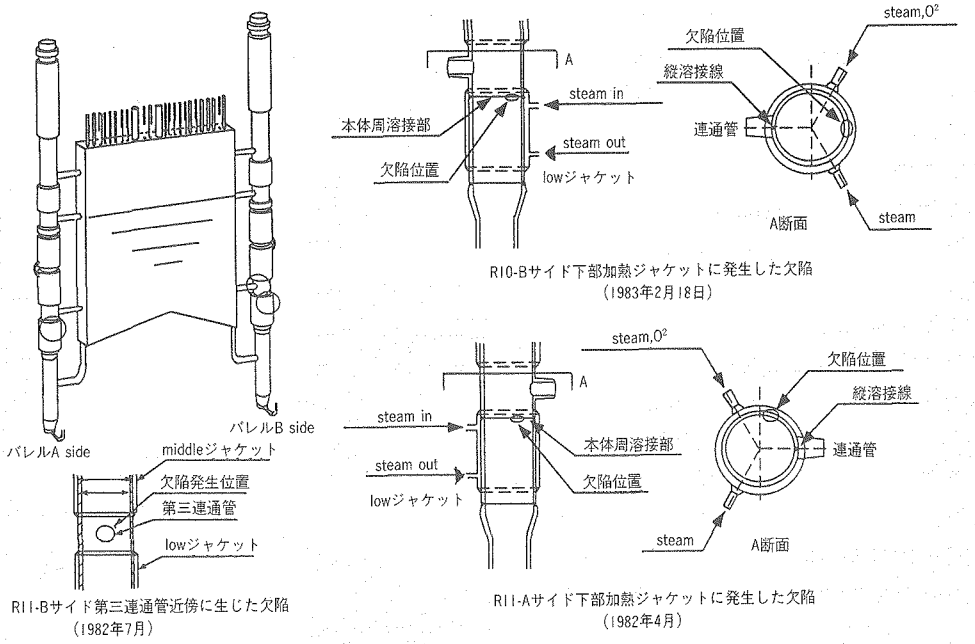


図3　溶解槽（R10,R11）に発生した欠陥

3参照)。その時の溶解槽242R10の累積運転時間は約4100時間であった。

ピンホールを生じた2基の溶解槽（242R10およびR11）については、昭和58年9月～11月にかけて補修溶接を、昭和61年4月～6月にかけて追加溶接を行った。一方、昭和58年2月から新溶解槽（242R12）の製作を開始し、昭和59年12月には新溶解槽据付けに関する一連の作業を終了した。

以下に遠隔操作により実施した補修溶接、追加溶接について記す。

2)　遠隔補修装置による補修溶接（図4）

溶解槽242R11の故障発生直後からその補修に関するフィージビリティスタディを開始し、溶解槽の設置してあるセル内の空間線量当量率が高いため直接補修の適用が現実的に困難であること、またピンホールが微小であること等を考慮して、遠隔保修技術を開発し、適用することとした。また、遠隔補修にあたっては高い信頼性が要求されることから、耐放射線性、コンパクト化等を考慮した機器の設計・製作を行ったうえで、実機に適用する前に実物を模擬した溶解槽を用いたモックアップ試験を行い、一連の補修溶接および検査作業の妥当性を確認した。モックアップ試験終了後、補修装置を濃縮ウラン溶解槽装荷セル（R131）に搬入し、セル内クレーンおよびマニプレータを用いて溶解槽の溶解部へ挿入した。その後、溶接線の外観検査、研磨および補修溶接を行い、染料浸透試験（PT）および漏洩試験等による補修部の健全性確認試験を実施した。

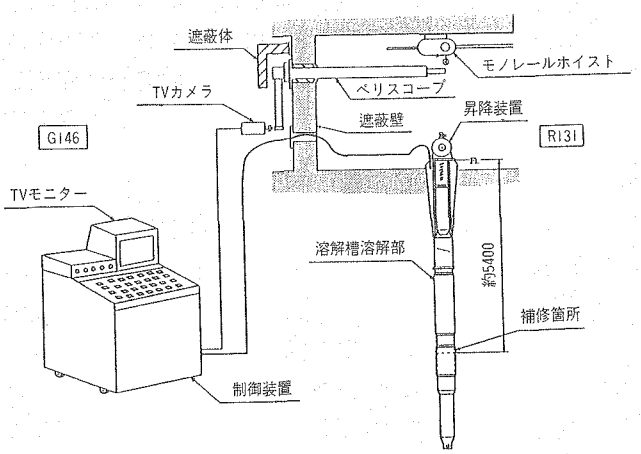


図4　遠隔補修装置・遠隔検査装置システム

まず、外観検査をペリスコープで実施し、その観察状況からそれぞれの溶解槽の補修対象溶接線を決定し、さらに研磨後にもペリスコープによる研磨部の外観検査を実施した。研磨は、補修対象溶接線に対して幅約3cm（242R11溶解部の連通管取付部は約3.5cmから約5cm)、深さ約1mmの範囲で行われた。肉盛溶接は低周波パルス電流による自動TIG溶接で行い、幅約2cm、厚さ約3mmの肉盛りが行われた。補修溶接後にはペリスコープによる補修溶接部の外観検査を行い、引き続き染料浸透試験により補修溶接部表面に欠陥のないことを確認した。また、補修溶接部のうち加熱ジャケットに覆われた部分については、溶解槽に水を張り、ジャケット側に圧空を加えて発泡が認めら

れないことをもってピンホールの消滅を確認した。さらに、超音波試験により補修溶接部およびその周辺の母材部等の表面形状および板厚等のデータ採取も行われた。その後、両溶解槽に硝酸を張っての加熱試験を行い、蒸気凝縮水への硝酸の漏洩のないこと、セルへの液漏れのないことおよび運転終了後に加熱ジャケットへの圧空の供給により発泡が生じないことを確認するとともに、TVカメラにより補修溶接部の外観検査を行い、表面に有害な欠陥のないことを確認した。これらの作業にあたっては濃縮ウラン溶解槽装荷セル（R131）に隣接する濃縮ウラン溶解槽セル操作区域（G146）で監視および制御が行われた。なお、一連の補修作業は昭和58年9月に始まり同年11月に終了し、同年12月から昭和60年11月にかけて使用済燃料を用いた検査のための試験溶解運転が実施された。

3)　遠隔補修装置による追加溶接

上記の試験溶解運転は補修後の溶解槽に対してそれぞれ合計約400時間行われ、運転終了後に補修した溶接線の検査等が実施された。その結果、中部加熱ジャケットに覆われた溶接線および一部の未補修溶接線の腐食の進行が速いことが確認され、このため予防保全の立場からそれらの溶接線に対して上記の遠隔補修装置を用いた追加補修を行うことが決定された。作業は昭和61年4月に開始され、対象溶接線の研磨、研磨後の外観検査、肉盛溶接、肉盛後の外観検査、染料浸透試験、発泡試験および超音波試験等の一連の作業が同年6月に完了した。

(3)　酸回収精留塔

本格操業として最初の運転である81-1キャンペーンを開始した直後の昭和56年2月、酸回収精留塔加熱蒸気凝縮水系配管に硝酸の混入が発見された。酸回収精留塔の運転を停止し点検したところ、3系統ある加熱コイルのうち2系統の溶接部3カ所に貫通欠陥が認められた。このため、工程内にある溶解液等の処理を行った後、3月より修復作業を開始した。

修復作業は、加熱コイル貫通欠陥部の切除および新規配管の接続、染料浸透検査により認められた未貫通欠陥箇所の研摩等を実施し、4月に完了した。その後、酸回収精留塔の処理能力等の検査運転を経て、5月に81-1キャンペーンを再開した。

こうした事象を考慮し、酸回収精留塔の加熱部内部については定期的に点検を行うとともに、酸回収精留塔の加熱部および酸回収蒸発缶と酸回収精留塔の中間に位置するデミスタを、新溶解槽の設置工事のための停止期間を利用して、更新した。

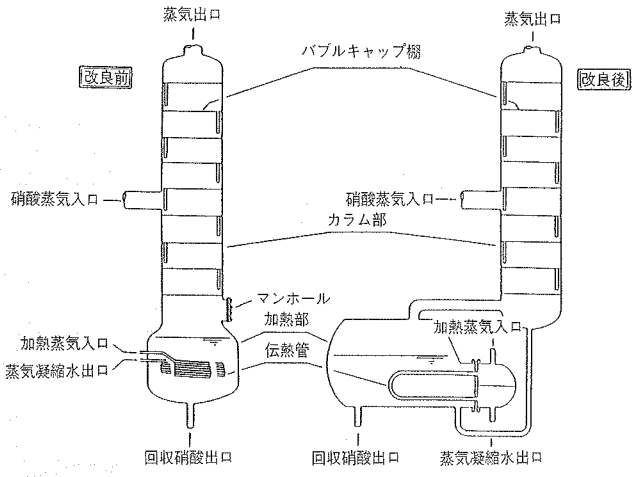


図5　酸回収精留塔概要図

その後、第一回計画停止期に、点検・保守を容易にすべく加熱部とカラム部を分離した構造とする改造を実施し（図5参照）併せて加熱部を更新した。さらに、平成3年には伝熱管をTi-5Ta製のものに更新した。

(4)　プルトニウム溶液蒸発缶

1)　概要

プルトニウム溶液蒸発缶は、チタン製の缶部（266E20）とステンレス製の塔部（266T21）とから構成され、プルトニウム濃縮セル内に1基設置されていた。昭和57年7月に塔部のノズル部にピンホールを認めたためプラグ補修を実施した。同年12月にも同様の事象が発生し、やはりプラグ補修を実施した。

その後、新溶解槽の設置のための工場の操業停止期間を利用して昭和59年に同蒸発缶の更新工事を行った。さらに、第一回計画停止期の昭和63年には、塔部をチタン合金（Ti-5Ta）製に変更するとともに、塔部と缶部の接続を溶接構造に変更した。以下に、昭和59年に実施したプルトニウム溶液蒸発缶の更新工事について記す。

2)　予備品への交換工事

昭和57年には缶部（266E20）の予備品の製作が行われ、気相部の腐食代の増加や溶接線数の減少等の改良が行われた。また、昭和58年に塔部(266T21)の予備品の製作も行われ、缶部と同様の改良が加えられるとともにノズル位置の変更等の改良も行われた。なお、材質はいずれも従来と同じものであった。新溶解槽の設置のための工場の操業停止期間を利用して、予防保全の観点から上記予

備品への交換工事を実施することとなり、昭和59年１月に既設プルトニウム溶液蒸発缶の洗浄が開始された。また、配管類の撤去および移設、プルトニウム操作区域（A124）と中央保守区域（A143）間の壁の開口、壁補強およびグリーンハウスの設営が行われた。同年６月末にセル開口が行われ、ドリップトレ上のラシヒリングの撤去、改設蒸発缶の除染ならびに検査、解体・撤去、新蒸発缶の据付、配管の溶接、点検架台およびαタイトパネルの設置、完成検査等の一連の作業が終了し、同年11月末にセル閉口が完了した。狭いセル内で工事を実施しなければならないこと、α放射能による作業員の内部被ばく防止ならびに作業区域への汚染拡大防止のため、より慎重な放射線管理等が必要であったことから大規模な工事となった。なお、この間の延べ作業員は約3300人工であり、作業に伴う総実効線量当量は約1.9マン・レムであった。

(5)　燃料導入コンベア

1)　故障の状況

昭和62年９月、使用済燃料集合体の濃縮ウラン機械処理セル（R334）への移送を終了し、燃料導入コンベアを濃縮ウラン移送プールに下降させていたところ、駆動モータが停止した。濃縮ウラン機械処理セル側から燃料導入コンベアを工業用テレビで点検したところ、台車が途中で停止した状態で、台車駆動チェーンに絡みを生じていることが判明した。その後、台車を濃縮ウランコンベアセル（R0109）から引き上げ点検したところ、台車の軸受け部の磨耗により車輪のガタが生じて台車の横揺れが大きくなったため、台車の車輪脇に取り付けられた転倒止めの角がレール側に設けられた転倒防止ガイドの合わせ目で引っ掛かり、台車が停止し、この状態で引き続き台車駆動チェーンが送り出され、チェーンマガジン内でチェーンが絡み合って駆動モータが停止したことがわかった。

2)　補修作業

補修は、濃縮ウランコンベアセル（R0109）から台車を引き上げることから作業を開始した。台車引き上げのため、プーリ架台等の治具を製作し、これを濃縮ウラン機械処理セル（R334）および操作区域（G346）に設置して台車をコンベアセル（R0109）から引き上げ、工業用テレビによる観察および直接作業による点検を実施した。また、コンベアセル内のレール等の状況を確認するため、コンベアセル点検用治具を製作し、台車の引き上げ後、コンベアセル内の点検を実施した。これらの点検の結果、燃料導入コンベアの台車車輪の軸受け部の磨耗により車輪のガタが生じ、台車の横揺れが大きくなったために、台車の転倒止めの角がレール側のＬ型転倒防止ガイドと平板型ガイドのあわせ目で引っ掛かり、台車が停止し、この状態で引き続き台車駆動チェーンが送り出され、チェーンマガジン内で絡み合って駆動モータが過負荷で停止したものと判明した。

このため、①台車の車輪の交換、②チェーンおよびチェーンマガジンの点検交換、③台車転倒止めの交換、④台車停止検知装置の設置を行うこととした。

車輪については、台車を除染保守セル（R333）に移動し、除染後汚染機器調整室（A356）で車輪取り付け位置等の寸法を測定、旧車輪を取り外し、新規製作した車輪を取付けた。取り付けにあたってはアライメント調整のための治具を使用して行った。

チェーン等については遠隔作業で取り外した後、チェーンの観察、伸びの測定を行った。点検の結果、チェーン、チェーンマガジンとも一部が損傷しており、これらの補修は困難であったため、新規製作品と交換し、昭和63年１月に補修作業を終了した。

また、今後の対策として、台車が下降時に停止した場合これを検知し、チェーン駆動用モータを停止させる機能を持った台車停止検知装置を設置した。これらの作業が終了後、チェーンマガジンおよび台車を取付け、作動試験を行い、正常に作動することを確認した。

(6)　海中放出管

海中放出管は、再処理工場の各工程から発生する低放射性の廃液を蒸発処理、油分除去等を行った後、海洋放出するための海中放出設備の一部である。

海中放出管は、放出廃液油分除去施設の放出廃液貯槽から共同溝、トレンチを経て地中および海底に埋設された状態で沖合約1.8kmの海底まで敷設されている。

平成３年８月27日に定期自主検査の一つとして海中放出管の漏洩試験を実施したところ海中放出管に漏洩があることが確認された。この漏洩試験は、放出管先端の放出口をフランジで閉止した状態で工業用水により加圧して圧力降下の有無を確認するものであり、毎年1回実施している。

漏洩試験により漏洩があることが確認されたものの、その場所およびその状態については直ちに確認することが不可能であるため、放出廃液貯槽

の処理済み廃液の海洋放出を当面控えることとして、漏洩箇所の調査を開始した。

調査は、まず、漏洩位置の確認から行った。調査方法として空気圧入試験による発泡探査を採用した。発泡探査とは、放出管に空気を送り込み、漏洩部から発生する気泡を海上から確認する方法である。この調査は、海上および海中での作業を含むため、平成３年８月30日に那珂湊海上保安部への作業許可申請を行い、作業許可後に測量、埋設状況調査を行った。埋設状況調査は、発泡探査において放出管に送り込む空気によって放出管が浮き上がる可能性があるため実施したもので、この調査によって放出管の海底部での露出はないことを確認した。埋設状況調査の実施後、９月６日に発泡探査を実施したところ、汀線近くの海域部で気泡の発生があり、この部分が漏洩箇所であることを確認した。なお、後日実施した染料試験により、この部分以外には漏洩のないことが確認されている。

汀線近くの海域部に漏洩のあることが確認されたものの、この部分を直接掘削して漏洩箇所の状況を確認するのは長期間かかることから、事業団敷地内を掘削して放出管を切断し、切断箇所から自走式ITV観察装置を走行させて漏洩箇所の状況観察を行うこととした。

敷地内の掘削は、実規模開発試験室の北側、放出管のIP点(屈曲部)から先の部分で長さ約12m、幅約４m、深さ約７mの範囲にわたって行った。掘削作業は、９月20日から開始し、９月22日から鋼矢板の打設、掘削を進め、10月15日に放出管を切断した。また、これらの作業と並行してITV観察装置のモックアップ試験、漏洩原因等についての検討等を進めた。

ITV観察のために切り出した放出管（長さ約10m)は、塗覆装および内面の状況観察を行い塗覆装が健全であること、内面には一様に付着物があるものの減肉量はわずかであることを確認した。

放出管内面のITV観察は10月16日から10月21日にかけて行い、IP点から約110mの位置に直径約２cmの丸い穴を確認した。

ITV観察終了後、切断箇所から漏洩箇所まで小径管を挿入して漏洩箇所をバイパスさせるとともに、常陸那珂港建設のために移設中の新放出管との切り換え工事後は既設放出管の両端を閉止する措置を行った。

一方、常陸那珂港建設に伴い放出管が埠頭として埋め立てられることとなるため、平成３年２月より既設放出管の北側に新放出管を移設する工事が開始されたが、放出管の漏洩が確認された後は、建設工務管理室の協力を得て工期の短縮化を図り10月14日から新放出管の通水試験を開始することが可能となった。

新放出管工事は10月28日に無事使用前検査合格証の交付を受けることができ、再処理工場は11月７日から91-２キャンペーンを開始することができた。

(7)　高放射性廃液蒸発缶

高放射性廃液蒸発缶は故障発生時の補修等が高線量のため困難と予想されていたことから、同じ仕様の装置が２基(271E10/271E20)設置され、うち１基(271E10)を使用していた。平成７年10月、試運転以来使用してきた蒸発缶（271E10）の累積運転時間が約59400時間に達した時点で、５系統の加熱蒸気配管のうち１系統に腐食による貫通欠陥が発生し、加熱用蒸気の凝縮水に放射性物質が混入するという事象が発生した。

そこで今後は蒸発缶（271E20）を使用することとし、その健全性確認、配管の整備、計装計器の切り替え、試運転を経て故障発生から約２カ月で切り換え作業を完了した。

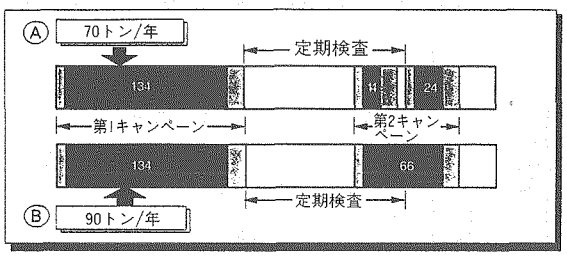
なお、故障した蒸発缶（271E10）については、腐食状況等の詳細な調査を行うこととしているが、欠陥が発生した配管は細くしかも屈曲が多く、また放射線量が極めて高いため、既存技術での調査は困難である。このため、多数の屈曲をもつ配管内を走行してくまなく肉厚測定を行う装置などの新たな遠隔検査装置の開発を進めているところである。

3.3　稼働率向上への取り組み

(1)　処理日数の増加

再処理工場の運転は、年２回の核物質実在庫調査(PIT)をはさんで基本的に年間２回のキャンペーンを組んで行っている。キャンペーンの合間の期間をインターキャンペーンと称し、この期間にPITのほか、設備・機器の点検、定期検査の受検等を行っている。このため、年間の処理運転日数としては約170日程度となり年間処理量も約70t程度が限界であった。

定期検査は、警報装置の作動試験等の工場の停止中に行ういわゆる「停止中の検査」と、製品（ウランおよびプルトニウム）の回収率の測定等の工場の運転中に行ういわゆる「運転中の検査」にわけて受検している。停止中の検査は多岐にわたっており、約３カ月程度の期間を短縮するには限度があった。一方、運転中の検査については、第３



	運転モード別日数			稼動率	年間処理量
	インターキャンペーン	運転準備等	処理運転日数		
A	130日	63日	172日	58%	70トン
B	123日	42日	200日	64%	90トン

図6　年間運転モード

回定期検査までは1年の後半のキャンペーンを2回に分けて、その前半の運転を定期検査のために充てていた。すなわち、ある一定量（約5 t）の使用済燃料を処理して運転中の検査を受検し、その後、定期検査合格証の交付を待って次の操業運転を開始するようにしていた。このため、キャンペーン期間中に使用済燃料を処理できない1カ月程度の空き時間があった。

この期間の短縮、すなわち、定期検査を受検するための運転と操業運転の連続化を図るべく、監督官庁と協議を重ね、運転中の検査項目のうち「製品の回収率」、「放射性気体廃棄物の放出量」、「放射性液体廃棄物の放出量」の検査要領を変更して、第4回以降の定期検査を受検することとした。

これにより、再処理工場の年間運転日数は約1カ月増加し、年間約200日の運転が可能となった（図6参照）。

(2)　稼働率の向上

再処理工場の年間処理量をさらに増加させるためには、年間の運転日数の増加のほかに運転中の稼働率を向上させることが必要である。

従来のキャンペーン平均稼働率は約57%～58%であり、稼働率低下の要因は主に機械処理工程にあった。機械処理工程は、燃料貯蔵プールから移送した使用済燃料を、せん断装置で4 cm程度の小片に切断する工程で、せん断装置のほか、セル内クレーンやパワーマニプレータ等の装置がある。これらの装置は、機械的な可動部分を多く有しているため、化学プロセスの機器に比べて故障等が発生しやすく、また、予備機がないため故障により工場の運転に直接影響を与え易い。特にせん断装置は、燃料送り出し機構や燃料押さえ機構に燃料のせん断片やグリッドの小片が詰ることが多く、また、300t余りせん断すると、せん断装置の構造部品のガタが大きくなり、いわゆるキレ味が悪くなる症状が現われてくる。

これらの問題を解決するためには、せん断装置のかなりの部品について更新あるいは改良をまとめて行う必要があったが、遠隔操作で行うためかなりの作業期間が必要であった。このため、昭和63年から平成元年にかけて初めて行った計画停止（第一回計画停止）を設け、この期間中にせん断装置の更新工事を行うとともに、その他の大型工事を集中的に実施することとした。

また、これらの工事により再処理工場全体の稼働率をさらに5%程度向上させ、年間処理量も90t程度まで増加させることを目標とした。

(3)　計画停止の導入

再処理工場の保全は、従来から日常保全と定期的予防保全を主に採用してきた。日常保全には、定期自主検査に代表される予防保全と工程運転担当課からの依頼を受けて行う保全（主に事後保全）とがある。定期的予防保全は主にインターキャンペーン毎に行う設備の点検補修や改造工事等である。

再処理工場のインターキャンペーンは、通常、夏3カ月、冬1カ月の期間であるが、それ以上の期間を要する工事は容易に実施し難い面があった。せん断装置の部品更新工事等は数年に1度の頻度で実施すればよいものであり、また、大型工事はまとめて実施した方が効率的であることは明らかである。

そこで、昭和63年に第一回計画停止（昭和63年6月～平成元年8月）を設け、平成4年には第二回計画停止（平成4年12月～平成5年8月）、各種大型工事を集中的に実施してきた。各々の計画停止期間中に実施した主要な工事項目を表1に示す。

これらの実績を踏まえ、今後も3～4年毎に計画停止を設け、予防保全の観点から設備・機器の集中的保全を実施して施設の維持と安定した運転を継続してゆく予定である。

表1　計画停止期間中の主な工事

計画停止	計画停止期間中の主な工事
第一回計画停止 （昭和63年6月～ 平成元年8月）	①酸回収蒸発缶の更新工事 ②プルトニウム溶液蒸発缶塔部更新工事 ③酸回収精留塔加熱部の改造工事 ④せん断装置の部品更新工事 ⑤パルスフィルタの追加設置工事
第二回計画停止 （平成4年12月～ 平成5年8月）	①ユーティリティー供給配管の更新工事 ②せん断装置の部品更新工事 ③溶解液系ジェットポンプの更新工事 ④パルスフィルタ給液槽の改造工事

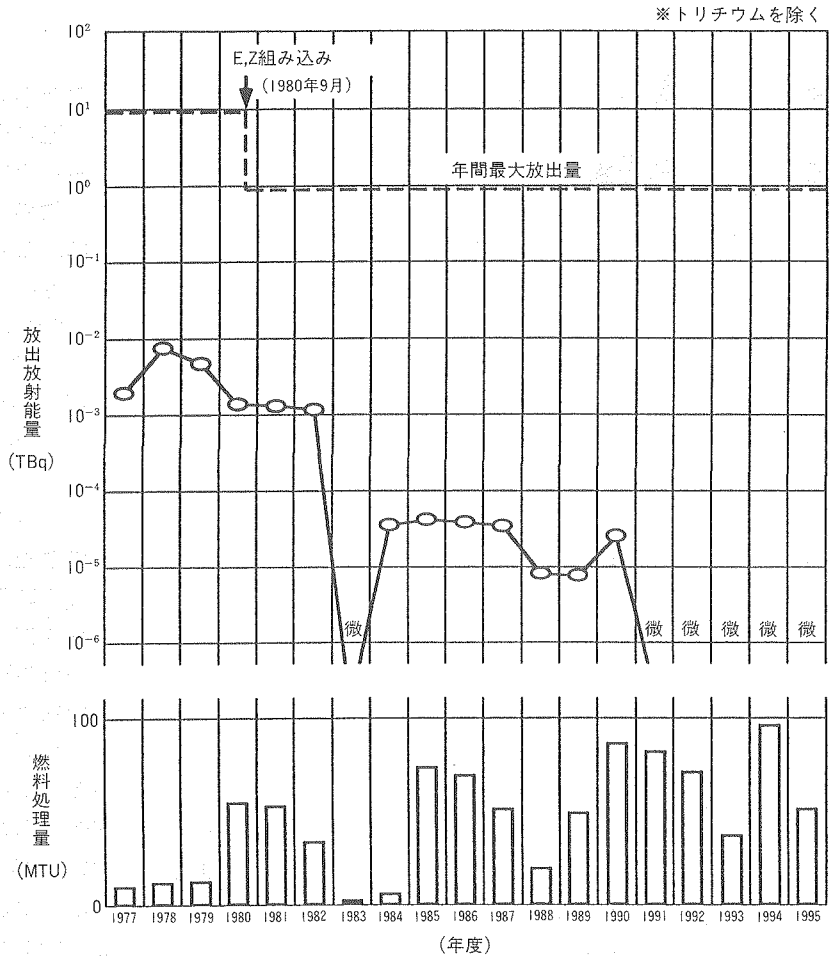


図7　再処理工場における海洋放出放射能（全 β 放射能）

(4)　近年における運転実績

計画停止を導入した以降の運転実績についてみると、第一回計画停止以降、これまでに13のキャンペーンを実施しているが、各キャンペーンの稼働率は約27～78%であり、平均稼働率は約63%である。このうち、高放射性廃液蒸発缶の故障・切り換えを行ったため稼働率が約27%となった95-2キャンペーンおよび技術開発を加味した運転を行ったため稼働率が約56%となった96-1キャンペーンを除く、残り11のキャンペーンの平均稼働率は約67%である。

このように従来の平均稼働率約57%に対し、計画停止導入後の平均稼働率は5～10%向上しており、前述の計画停止の導入に伴う効果が着実に現れているものと考えられる。

4.　信頼性向上を目指した技術開発

4.1　放出低減化技術開発

再処理工場から環境へ放出する放射能をより一層低減化するとの考え方に基づき、低放射性廃液を海洋へ放出する際の放出放射能基準値（0.7Ci/日、260Ci/年）を10分の1程度に低減すべく昭和46年頃から研究開発を開始した。

昭和49年に低放射性廃液蒸発処理技術開発施設（E施設）、また昭和52年に極低放射性廃液蒸発処理技術開発施設（Z施設）の建設を開始し、再処理工場の試験期間中、両施設において低減化試験を実施した。その結果、当初の低減化目標を達成する見通しが得られたため、昭和55年、両施設を再処理工場の本施設に組み入れた（図7参照）。

海洋放出に伴う油分の規制値は、水質汚濁防止法および茨城県公害防止条例にて規定されているが、昭和51年に上記条例が改正され油分の規制が強化されたため、海洋放出液中の油分除去の研究開発を進める必要が生じた。その結果、粒状活性炭を充填した吸着塔方式を採用した放出廃液油分除去施設（C施設）を建設することとし、昭和54年10月に完成した。

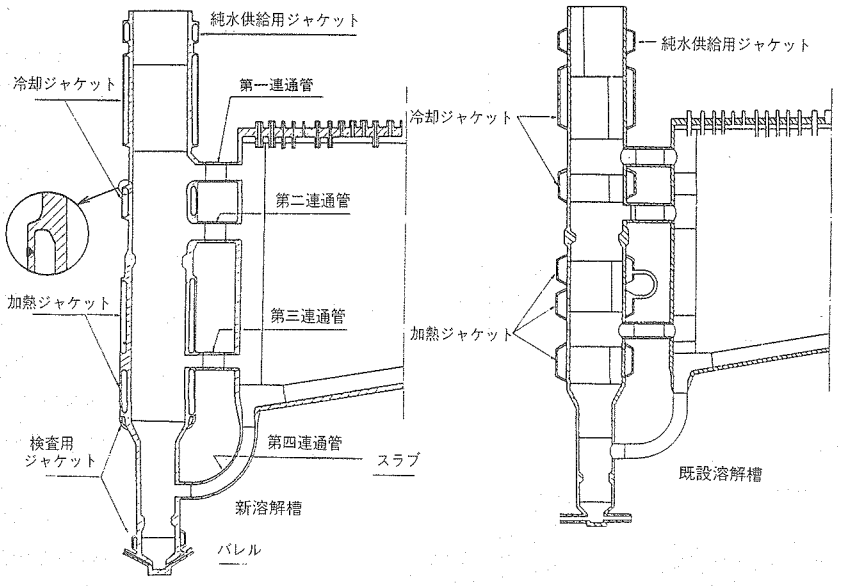


図８　溶解槽溶接線新旧比較

4.2　機器の信頼性向上

(1)　新溶解槽（242R12）の製作

昭和58年２月～昭和59年４月にかけて、新溶解槽（242R12）の製作を実施した。新溶解槽の据え付けに係わる工事は、昭和58年７月から搬入経路の確保、新溶解槽の据え付け(R003)、分配器シュート管の接続等の工事を行い、昭和59年12月に全作業を終了した。新溶解槽(R12)は、既設溶解槽（R10、R11)ほとんど同一の寸法で製作されているが、R10、R11での腐食トラブルの経験を反映して、(1)母材そのものの耐食性のさらなる向上、(2)溶接構造等の最適化を図る、という改良が図られている。

1)　母材そのものの耐食性の更なる向上

既設溶解槽材料は、25Cr-20Ni系のウラナス65(商品名URANUS65：フランス製、低炭素-25Cr-20Ni-Nb)であった。同材料は、溶解槽のように再処理施設の中でも腐食環境が厳しいところでの使用を考慮して、25Cr-20Ni系のオーステナイト系ステンレス鋼をベースに低Ｃ化、Nb添加により高耐食性を図った材料である。

一方国内では酸回収蒸発缶材料開発の一貫として、25Cr-20Ni系のオーステナイト系ステンレス鋼をベースに、有害元素としてのＣとＰ、有効元素としてのNb等の耐食性に与える影響評価がなされ、より耐食性に優れた材料として、耐食性に悪影響を与えるＣ、Ｐ等の含有率をウラナス65より低くおさえたＲ－SUS 310 Nb（商品名NAR310Nb、日本ステンレス製)が開発され、新溶解槽材料として採用された。

2)　溶接構造等の最適化（図８参照）

R10、R11で経験した腐食トラブルは、いずれも溶解部の加熱部にある溶接部あるいは溶接部近傍に生じた貫通孔であったことから、新溶解槽の製作に当たっては、加熱ジャケット部および連通管接続部を一体構造として製作し、特に加熱ジャケット部の溶解液に接する部分に溶接線が来ない構造とした。

また、連通管との接続部は、従来のベルマウス溶接方式をやめ、枝管部を大型プレスにより押し出し加工する事により製作した。枝管部を通常の削り出し加工により製作した場合、メタルフローの切断面が腐食性の溶液（溶解液）に曝される事になるが、このプレスによる押し出し方式を採用する事により、メタルフローに直角な面が腐食性の溶液（溶解液）に曝される事が無くなり、加工フロー腐食が防げると考えられる。

3)　腐食対策の効果

242R10、R11で経験した腐食トラブルは、約3100～4100時間の加熱運転後に発生した。一方、新溶解槽（R12）は、1996年6月現在で既に6500時間以上の加熱運転を行っているが、腐食トラブルを経験しておらず、上述の改良が効果的であった事がホット運転を通して証明されている。

(2)　新材料（Ti系材料）の適用

ステンレス鋼では、過不動態領域での使用の恐れのある過酷な環境に対し、広範囲の不動態領域を有する非鉄系材料（Ti、Ti-5Ta、Zr等の）適

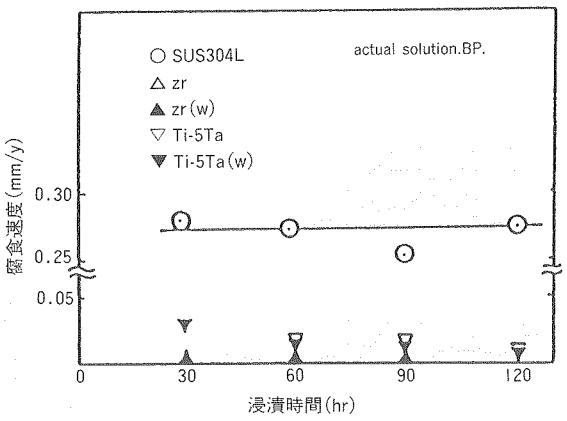


図９　酸回収蒸発缶濃縮液中での
腐食速度と浸漬時間の関係

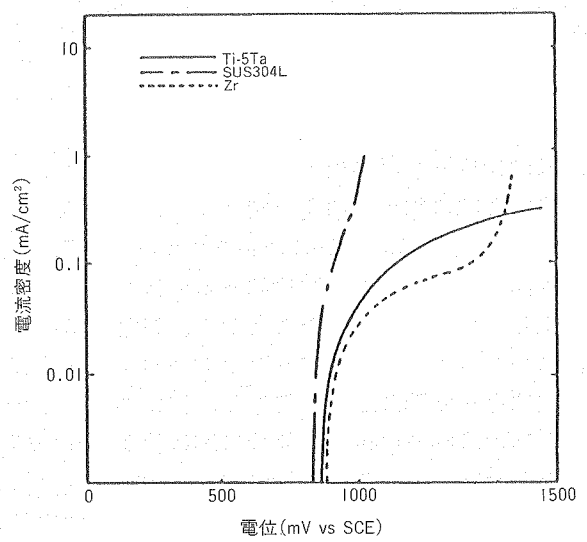


図10　酸回収蒸発缶濃縮液沸点における
各種材料のアノード分極曲線

用が考えられる。

使用済み燃料中には多種類の元素が核分裂生成物（FP）として、また、腐食生成物として金属イオンが存在するが、これらが溶液中に多量に存在する場合、ステンレス鋼では過不動態腐食の進行が、またTi系の材料の場合は、逆に腐食の抑制が予想される。これらのFPが含まれた硝酸溶液である酸回収蒸発缶の缶内液を用いた腐食試験について、浸漬試験の結果を図９に、またアノード分極曲線の測定結果を図10に示す。アノード分極曲線より、ステンレス鋼（SUS304L）の腐食電位は不動態と過不動態の遷移領域にあり、安定な不動態領域にあるTi-5Ta等と比べて腐食電位近傍で急激な電流の立ち上がりを示している。図10の浸漬腐食試験の結果から算出した腐食速度もそれを裏付けるものである。

実際にこれらの新しい材料を用いて機器を製作するにあたっては、上記材料の耐食性の確認のみならず、加工性に関する検討も必要となる。即ち、Ti-5Ta等は、曲げ加工性がステンレス鋼よりも悪いこと、溶接の際に雰囲気からのコンタミネーションに敏感なこと等から、これらに関する入念なデータの収集を行うとともに、小型装置を製作して加工性等に関する確認を行った。

これらの成果に基づき、実機を製作し、昭和63年～平成元年の第一回計画停止期間中に、酸回収蒸発缶およびプルトニウム蒸発缶の塔部をTi-5Ta製のものに交換している。これらの試みは工場の稼働率向上という形で確実に成果を現しつつあり、因みに酸回収蒸発缶は初代および第２代はそれぞれ約6600時間および約13400時間の加熱運転後故障したが、第４代については平成８年６月現在まですでに約23900時間の運転を行っており、腐食トラブルを経験していない。

4.3　その他の技術開発

(1)　設備保全管理支援コンピュータシステム（TORMASS:Tokai Reprocessing Plant Maintenance Support System）の開発

再処理工場では、溶解槽、酸回収蒸発缶の故障等が発生したため、設備保全管理体制の充実を図るべく種々の活動を開始した。TORMASSはその一環として、昭和60年度よりシステム設計を開始し、機器仕様、保全履歴の管理、保全計画作成のサポート、保全評価・解析等の機能を有するシステムとして開発を進め、平成４年に完了した。

1)　システムの概要

ハードウエアは、動燃事業団の汎用計算機をホストコンピュータとし、再処理工場に設置した４台の端末装置、2台のプリンタから構成される。ソフトウエアはAIM／DBの動作環境上でCOBOL言語（一部FORTRAN、BASIC）によりプログラムを作成している。システムは機器仕様の管理に関する「機器管理サブシステム」、保全履歴の管理、保全計画作成等に関する「保全作業管理サブシステム」、保全評価・解析に関する「保全技術管理サブシステム」で構成される。

このようなシステム開発において、データコード体系の整備は非常に重要な作業となる。本開発では、「設備管理台帳」の様式統一化と作成、保全の記録帳票である「保全作業伝票」の様式改訂作業を主軸に、機種コードをはじめ数十種の項目に関するデータコード体系の整備をシステム開発と

並行して進めた。

TORMASSは、優先度の高い機能から年度を単位として段階的に開発を進め、平成3年度は保全技術管理サブシステムの拡張を行ってきた。

データ登録は、各々のプログラム作成が完了した時点から開始しており、機器仕様で約7割、保全履歴で約7割の登録を実施した。

登録したデータは、機器番号をキーとして画面、各種帳票で参照できる他、保全技術管理サブシステムにより集計・加工し、表、グラフとして帳票出力できる。

2)　今後の課題

今後は①データコード体系の充実、②機器仕様、保全履歴データの継続的登録および見直し、③運用におけるデバッグ、改良、拡張等を行い、再処理工場の設備保全管理の支援システムとして活用できるものにしていく予定である。

(2)　分析技術開発

再処理工場の安定運転を遂行する上で欠かせない業務の一つとして分析業務があげられる。再処理工場が化学プロセスであることから、各工程の運転は分析結果に基づき行われるという形態がとられている。また多量の核物質を取り扱うという性格の工場であるため、非常に厳格な工程管理が要求される。このため、工程管理等における分析業務への依存度は一般の化学工場に比べ非常に高く、工場操業以来平成6年暮れにおいてその分析処理件数はすでに100万件に達している。

分析を大別すれば、工程管理分析と計量管理(保障措置)分析に分けられる。前者は主に、主工場等の工程管理を目的とした依頼分析に対し、速やかに対応することが要求されるという性格のものであり、工場内約200ポイントから1日平均約300件の依頼がなされる。また後者については、核物質の入量出量確定を目的に極めて正確な分析が要求されるというものであり、査察官による保障措置分析と並行して分析処理がなされる。これら多種多様な分析依頼に対し、かつグローブやマニュプレータを通し直接核物質を扱うという性質から、設計当初は、すべて一つ一つをマニュアル操作にて分析するという思想が主流であった。しかしながら、ロボット技術、分析技術等の発達に伴い、再処理分析技術においても省力化や高度化が要求されるようになり、自動化技術の開発をはじめレーザを用いた分析技術の開発など多くの技術導入が試みられてきた。これにより、ラボオートメーションが進行し、かなりの作業の自動化が図られた(例えば「多成分自動分析システム」の開発による省力化)。また当初に比べ、30%を越える新規分析技術が導入され、新たな分析依頼への対応を可能にせしめるとともに、分析精度の向上、分析の迅速化も同時に図ることができた(例えば、工程中のNp, ^{99}Tc, ^{14}C, ^{129}I, U/Pu原子価, 純β核種, 化学形態等の分析, レーザ光音響による高感度Pu分析, 各種非破壊分析など)。さらに設備についても、自動化がはかられ分析に付随する多くの作業の簡素化が図られた(例えば気送管システムの自動化、廃棄物取出し搬送機構の自動化など)。以上示したように、自動化等による省力化と、過去には対応できなかった新規分析依頼への対応の実現をバランスよく実行することにより、再処理分析業務の拡張がなされてきたといえる。なお、更なる省力化、信頼性向上をめざし、現在インライン酸/Pu/Uモニターの開発を進めており、今後工場への適用を図る予定である。

5.　将来計画に向けた技術開発

東海再処理工場では、各電力会社の高燃焼度化計画に対応するために、昭和61年頃から役務処理燃料対象枠拡大、六ヶ所再処理工場へのデータ提供、PUREX法のデータベースの拡大等を目標に、高燃焼度燃料の再処理実証に向けて検討を開始した。その後軽水炉におけるプルサーマル計画に伴い、商業再処理のための実証、FBR燃料再処理への反映等を目標に、軽水炉MOX燃料の再処理実証についても検討を開始したが、この軽水炉MOX燃料再処理技術開発は平成6年の原子力開発利用長期計画において東海工場の使命の一つとして謳われるに至っている。

現在までに、これらの高燃焼度燃料および軽水炉MOX燃料の再処理実証を役務処理運転終了後の東海工場におけるR&D運転として実施するために、Pu含有率の増加、アクチニド核種の増加、長半減期核種の増加等の特徴を考慮して臨界安全性、処理方法、放出放射能量等の評価・検討を実施してきている。

ここでは、これまでの検討概要について報告するとともに今後の計画についても紹介する。

また、動燃事業団としては、平成6年度から先進リサイクルを全社的に推進するとの方針が出され、東海工場でも小型試験設備を中心にNpの回収に係わる検討を実施している。

(1)　対象燃料

現在処理対象として想定している燃料仕様を表2に示す。たお、内蔵放射能については、現在の基準燃料(燃焼度28000MWD/T、比出力35MW/T、

表２　処理対象燃料の仕様および内蔵放射能

基準燃料(ORIGEN)に対する倍率

	BWR-MOX	PWR-MOX	BWR-高燃焼度	PWR-高燃焼度
Pu富化度	4.8%	8.9%	0.0%	0.0%
U-235濃縮度	0.7%	0.2%	4.0%	4.6%
燃焼度	40GWD/t	45GWD/t	55GWD/t	55GWD/t
	(最大)	(最大)	(最大)	(最大)
比出力	31MW/t	38MW/t	31MW/t	45MW/t
不純物	N：75ppm	N：75ppm	N：75ppm	N：75ppm
冷却日数	4年	4年	4年	4年
計算コード	ORIGEN2	ORIGEN2	ORIGEN2	ORIGEN2
Pu重量(kg)	3.8	7.4	1.7	1.7
Np重量(kg)	0.4	0.3	2.9	3.0
Am重量(kg)	38	70	9.7	7.7
不溶性FP重量(kg)	1.8	2.1	2.1	2.1
放射能(Ci/t)				
Total-β	0.2	0.2	0.2	0.2
H-3	1.4	1.6	1.7	1.7
C-14	1.1	0.6	2.3	2.1
Kr-85	0.6	0.6	1.2	1.4
Sr-90	0.6	0.6	1.4	1.6
Zr＋Nb－95	0.0	0.0	0.0	0.0
Tc	1.3	1.5	1.7	1.8
Ru＋Rh－106	0.2	0.3	0.2	0.2
I-129	1.9	2.2	2.1	2.0
I-131	0.0	0.0	0.0	0.0
Cs-134	0.5	0.5	1.2	1.2
Cs-137	1.3	1.5	1.8	1.8
Ce-141	0.0	0.0	0.0	0.0
Ce＋Pr－144	0.0	0.0	0.0	0.1
Totalα	7.6	11	2.9	2.0
Pu(α)	12	23	5.8	4.8
Pu(α)比放射能(Ci/g)	3.1	3.1	3.3	2.8
γ(photon/sec/t)	0.2	0.2	0.2	0.2
Total-n(n/sec/t)	52	53	18	10
発熱　Pu(W/gPu)	3.1	3.1	3.3	2.7
発熱　Total(W/t)	0.3	0.4	0.3	0.3

初期濃縮度4%、冷却日数180日)のORIGEN計算値に対する比率として示している。

冷却日数を４年としていることから、多くの核種やTotal-γ、発熱量について減少しているものの、環境評価上重要な核種(^{3}H, ^{14}C, ^{129}I, ^{137}Cs等)が増加している。特にTotal-αやPu-αの増加が著しい。

(2)　溶解性

諸外国において軽水炉MOX燃料の開発初期(1960年代から1970年代)に製造されたものは、溶解性がUO_2燃料と比較して劣っており、初期Puの数%～数十%が未溶解として残渣中に存在していたとの報告がある。これらの初期製造燃料は、ほとんどがPu硝酸溶液のシュウ酸沈殿物あるいは水酸化沈殿物を仮焼した酸化物粉末とUO_2粉末を機械的混合を行いペレットとしたものであり、共沈法やSol-gel法によって製造した燃料は溶解性が優れていたようである。

その後のR&Dの結果、PuO_2の均一性を改良した機械混合法でも溶解性の向上が図れるようになったとの事である。

現在までのところPuO_2の均一性と溶解性を定量的に示す指標は公開されていないが、諸外国において溶解性の判断として未照射ペレットの溶解試験(フランスではPu溶解率：99.5%以上)が用いられている。

(3)　臨界安全性

軽水炉MOX燃料を既存の設備で処理する場合には、Puの内蔵量が多いことに起因して臨界安全性の確認が必要である。これまでの検討では、燃料貯蔵プールや燃料せん断工程では現状設備で問題とならないが、溶解工程や清澄工程では可溶性中性子毒(Gd)を添加することにより臨界安全性を担保できることが判った。

なお、抽出工程以降は軽水炉UO_2燃料を前提として設計されていることもあり、既存設備を改造しなければ、U処理工程とPu処理工程のバランスから抽出工程へ供給する前処理としてウラン溶液と軽水炉MOX燃料の溶解液を混合しPu/U比を軽水炉UO_2燃料と同程度とせざるを得ず、結果的に臨界安全性の観点でも問題とはならない。

(4)　遮蔽

表２から判るように、Total-γは従来の基準燃料の2割程度でありコンクリート遮蔽を中心とする既存設備で問題とならないが、Total-nが10～50倍と増加するため鉛ガラスや鉄、鉛を遮蔽体として用いているせん断工程や抽出工程の一部、高放射性廃液のサンプリングベンチ等は遮蔽の増強が必要となる可能性が高い。

また、Pu-αの増加にともなって(α、n)反応にともなう中性子遮蔽の観点から、Puを取り扱うグローブボックスの遮蔽増強が必要となる可能性がある。

(5)　発熱

全発熱量の観点では、従来の基準燃料の３～４割であり使用済燃料の貯蔵プールや高放射性廃液貯槽等では問題とならないが、Puの発熱量が約３倍に増加することから、Puを扱う工程で冷却に対する検討が必要である。

(6)　各種試験等

軽水炉MOX燃料や高燃焼度燃料を処理した

場合の現状設備における裕度等を検討するために、各種運転データの評価・検討を進めてきた。しかし、溶液の分析に基づく評価は過去においてかなりのデータの蓄積があるものの、オフガスを対象とした測定は、主排気筒等の限られた箇所しか確認されておらず、これらのデータを補強するために、オフガス洗浄塔を対象としたサンプリングラインの設置、サンプリング装置の製作・設置を行い、データが採取できるよう準備を進めてきたところである。あわせて、オフガス洗浄塔の洗浄特性を評価するためにシミュレーションコードを開発し、コールド試験設備による確認試験を実施してきており、今後は実機で採取するデータとのフィッティングを行う予定である。

一方、小型試験設備を中心に不溶解残渣に係わる試験、Pu/U 比を変化させた抽出基礎試験、Pu 溶液や高放射性廃液における水素発生 G 値の測定等を実施し、基礎データの蓄積を図っている。

(7) 先進リサイクル対応

東海再処理工場は、マイナーアクチニドを含む高放射性廃液および Np を移行させた Pu 溶液の供給源としての役割がある。後者に関して、これまで工程上の検討を行ったが、現在は小型試験設備において、ミニミキサセトラを用いた抽出試験を実施するために各種準備を進めている。

(8) 今後の計画

これまでは、2000年以降、東海再処理工場はR&Dに移行するとの計画で各種検討を進めてきたが、近年になって六ヶ所再処理工場の運転開始時期の遅延が明確となり、2000年以降も東海再処理工場における役務処理期間の延長が予想され、当該期間における処理対象燃料の拡大を図る必要がでてきた。このため、現状設備を極力改造しない範囲での処理対象燃料の拡大と、それに続く改造を伴う処理対象燃料拡大の2段階に分けた対応をとる計画に移行してきている。

後者の対応においては、現状設備で限界のある不溶解性残渣に係わる各種軽水炉 MOX 燃料の再処理実証を行えるようにする等のR&D対応および溶解槽等の機器の寿命や不溶解性残渣に伴う詰まり対策等から新たな前処理設備の設置についても検討中である。

また、東海再処理工場においては、処理燃料中に燃焼度をそろえた燃料を配置し、これらの燃料と他の燃料を区別して処理する（工程のフラッシュアウトを配置し、その前後での影響をなくす）ことにより、核種の挙動調査、溶媒劣化に関するデータ等各種データを採取する計画である。

6. おわりに

我が国初の再処理施設建設計画が具体的化して以来、三十数年が経過した。その後、設計、建設を経て東海再処理工場が原研動力試験炉（JPDR）の使用済燃料を用いて再処理を開始した昭和52年9月から早くも二十年を迎えようとしている。

この間、数々のトラブルや反再処理運動に遭遇し、内外共に東海再処理工場を取り巻け情勢には厳しいものがあった。しかしながら、我々は、一丸となって数々の困難を乗り越えてきた。その結果、多くの知見と経験を積み、今の『安定・安全運転』の礎を築くに至った。

今後も地域住民の皆様方の御理解を得ながら、核燃料リサイクルの『かなめ』としての再処理技術の研究開発を展開していく考えである。

参考文献

1) 動燃技報、**55**、再処理特集号、(1985).
2) 宮原顕治、他：核燃料技術開発報告会予稿集、*69-96*、(平成2年)
3) 山村修、山内孝道、他：Safety Operation of Tokai Reprocessing Plant, *PNCT TN8100 92-004*, (Jan, 1992).
4) 武田誠一郎、林正太郎、"再処理分野における材料技術開発の現状"、*動燃技報*、**67** (1988).
5) K. MIYAHARA et al : "The Operational Experience at TOKAI Reprocessing Plant", Proceedrings *of RECOD '91*, April 14-18、(1991).

100号記念特集号

リサイクル機器試験施設（RETF）計画について

中村　博文

東海事業所建設工務管理室兼再処理技術開発部

資料番号：100—10

Plan of Recycle Equipment Test Facility (RETF)

Hirofumi NAKAMURA
Construction and Maintenance Office &
Reprocessing Technology Development Division, Tokai Works

動燃事業団・東海事業所では従来より高速炉燃料再処理技術開発を進めており、現在これらの研究開発の成果を踏まえて工学規模での高速炉燃料再処理技術の実証と将来プラントの設計への反映を目指したリサイクル機器試験施設（RETF：Recycle Equipment Test Facility）の建設を実施している。

本編ではRETFの目的、試験計画、建設計画、施設概要および工程について報告する。

1．はじめに

動燃事業団は、将来のエネルギー安定供給に貢献すべく、軽水炉に比べウラン資源の利用効率を格段に高めることが可能な高速増殖炉によるプルトニウム利用体系の確立を目指した技術開発を進めている。このため、高速増殖炉の開発と歩調を合わせて、安全でかつ経済性に優れた核燃料サイクル技術の開発を総合的に進めていくことが必要である。

核燃料サイクルの要である高速炉燃料再処理に関しては、動燃事業団・東海事業所を中心に技術開発を進めてきており、これまでの研究開発の成果を踏まえ、工学規模での技術の実証と将来プラントの設計への成果の反映を目指したリサイクル機器試験施設（RETF：Recycle Equipment Test Facility）の建設を進めている。RETFは、1993年8月に安全審査を終了し、1995年1月に着工し、現在建物および内装機器の建設工事が進行中である。本稿では、このRETFの計画について概要を紹介する。

2．高速炉燃料再処理の特色

高速炉燃料の再処理は、軽水炉燃料の再処理で実用化されているチョップ&リーチ／ピューレックス法を基本としている。しかし、高速炉燃料には、軽水炉燃料と異なる以下のような特徴があるため、それに対応した技術開発が必要となる。

①　燃料集合体は燃料ピン束を六角管状のステンレス鋼製ラッパ管で覆われている。このため、燃料ピンをせん断する前にラッパ管を除去する解体工程が必要となる。

②　使用済燃料中のプルトニウムの濃度が、軽水炉燃料の数%に対し20～30%と高いため、施設の臨界管理形状、寸法制限が厳しくなり、小型で処理能力の高い機器類が必要となる。

③　使用済燃料の燃焼度は、当面約100GWd/t、将来的には150～200GWd/t程度が目標とされており、軽水炉燃料の30～50GWd/tに比べてはるかに高い。その結果、使用済燃料中の核分裂生成物の割合が高くなるとともに、不溶解残渣の増大、比放射能の上昇等が生じるため、それに対応した溶解、清澄、抽出工程の高性能化が必要となる。

3．RETFの目的

RETFは、「もんじゅ」および「常陽」の使用済燃料集合体を用いて工学規模のホット試験を行い、高速炉再処理関連機器およびプロセスを確証するとともに、将来のプラント設計のためにプロ

セス・エンジニアリングの確立を図ることを目的とした試験施設である。高速炉燃料再処理における主要な技術開発課題は、上述の高速炉燃料の特徴から前処理工程と抽出・分離工程にある。このため、RETFはこれらの工程機器およびプロセス試験に焦点を絞った試験施設としている。RETFから得られる成果は、将来のプラントの設計、建設、運転に反映させていく。

4. RETFおける試験計画

RETFでは、「もんじゅ」の使用済炉心燃料、使用済ブランケット燃料および「常陽」の使用済ブランケット燃料を用いてチョップ&リーチ／ピューレックス法に基づいた溶解・抽出・分離等に関するプロセスデータを取得し、将来の高速炉再処理技術として採用できる見通しを得るとともに、工程機器の確証を行う。

試験はまずコールド試験を実施し、その中で通水作動試験、機器単体または工程毎の機能確認試験、遠隔保守試験等を行い、各機能を確認する。コールド試験終了後は、ウラン(UO_2ペレット入り模擬燃料集合体、硝酸ウラニル等）を使用した試験を実施し、各機器単体または各工程毎の機能を確認した後ホット試験を実施する。

ＲＥＴＦの工程機器の試験能力は最大10kgHM/hであり、年間の取扱量としては以下に示すとおりである。

① 「もんじゅ」使用済炉心燃料を使用する場合
　年間最大：1.3トン（金属U/Pu換算）
② 「もんじゅ」または「常陽」使用済ブランケット燃料を使用する場合
　年間最大：５トン（金属U換算）
③ 「もんじゅ」使用済炉心燃料および使用済ブランケット燃料を合わせて使用する場合
　年間最大：６トン
　使用済炉心燃料：１トン（金属U/Pu換算）
　使用済ブランケット燃料：５トン（金属U換算）

使用済炉心燃料を用いての溶解・抽出・分離試験は約16時間（最大160kgHM、炉心燃料集合体３体分に相当）までの連続試験が可能である。また、プルトニウム含有量の少ない「もんじゅ」、「常陽」の使用済ブランケット燃料は主に長期の連続試験が必要となる解体試験機、せん断試験機等の機械的前処理工程機器の信頼性確認試験に使用する計画である。

RETFで試験に用いる「もんじゅ」炉心燃料集合体の燃焼度は最大94GWd/tであり、「もんじゅ」の燃料排出計画に沿って低燃焼度から中、高燃焼度へと燃焼度をパラメータに取った試験を実施する。さらに、種々の機器運転条件およびプロセス条件をパラメータとして、幅広い条件下での前処理工程、化学処理工程、その他のシステムの機器およびプロセスに関するデータを取得していく。

5. RETFの建設計画

高速炉燃料再処理技術開発は1975年頃から東海事業所で開始され、ビーカースケールの基礎試験を経て解体、せん断、溶解、抽出の各工程機器の開発に着手した。また、高レベル放射性物質研究施設（CPF）では1982年より高速実験炉「常陽」の使用済燃料ピンを用いて溶解、抽出に関する基礎データを蓄積した。

さらに、国際協力として日米高速炉協定の下、米国オークリッジ国立研究所（ORNL）との間で遠隔技術に関する技術協力、日米共同臨界実験等を行い、1987年から1994年９月末にかけては、「高速炉燃料再処理技術開発に関する日米共同研究」を実施し、この中で連続前処理技術、先進溶媒抽出技術、先進遠隔技術、施設設計最適化について共同研究を行った。

RETFは、これらの技術開発に基づき1987年に概念設計を行い、1988年からは詳細設計を実施した。1992年１月28日には、RETFを東海再処理工場のその他再処理設備の附属施設の中の主要な試験施設として設置変更承認申請を行い、安全審査を経て1993年８月３日に承認を得た。その後、RETFの設計および工事の方法の認可（設工認）を建物と内装Ⅰ、Ⅱ、Ⅲの４回に分けて1994年から順次申請を行い、現在建物と内装Ⅰ、Ⅱについて認可を取得している。一方、RETFの建設工事は、建物の設工認の認可を取得した後1995年１月12日に着工して敷地の掘削を開始し、第１回目の使用前検査として５月には床付検査、地耐力検査を受検した。続いて、ベースマット打設を行った後、地下階より順次建物工事を進め、1996年６月現在地下１階部分の工事を行っている。内装機器についても内装Ⅰの設工認の認可を1995年６月に、内装Ⅱの設工認の認可を1996年４月に取得し、地下階に設置する槽類等から順次製作を進めている。

6. RETFの施設概要

RETFは、試験を実施する鉄骨鉄筋コンクリート造り、地下２階、地上６階、建築面積約3800m²のリサイクル機器試験棟（以下試験棟と呼ぶ），

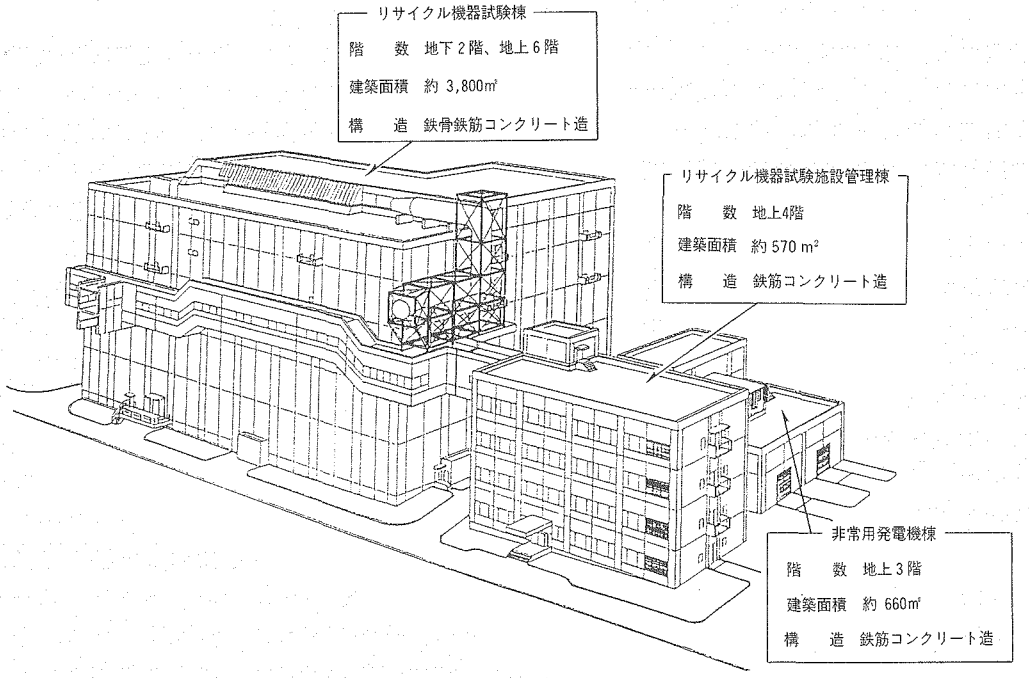


図1　RETF 建家鳥瞰図

RETFのための非常用発電設備を設置する鉄筋コンクリート造り、地上3階、建築面積約660㎡の非常用発電機棟および鉄筋コンクリート造り、地上4階、建築面積約570㎡の管理棟の3つの建物から構成される。(図1参照)

試験棟の中央には長さ約48m、幅約15m、高さ約22mの大型のセル（試験セル）を配置して、その中に解体試験機、せん断試験機、溶解試験機、清澄試験機、抽出試験器、溶媒洗浄試験器等の各試験機および試験を実施する上で必要な付帯設備

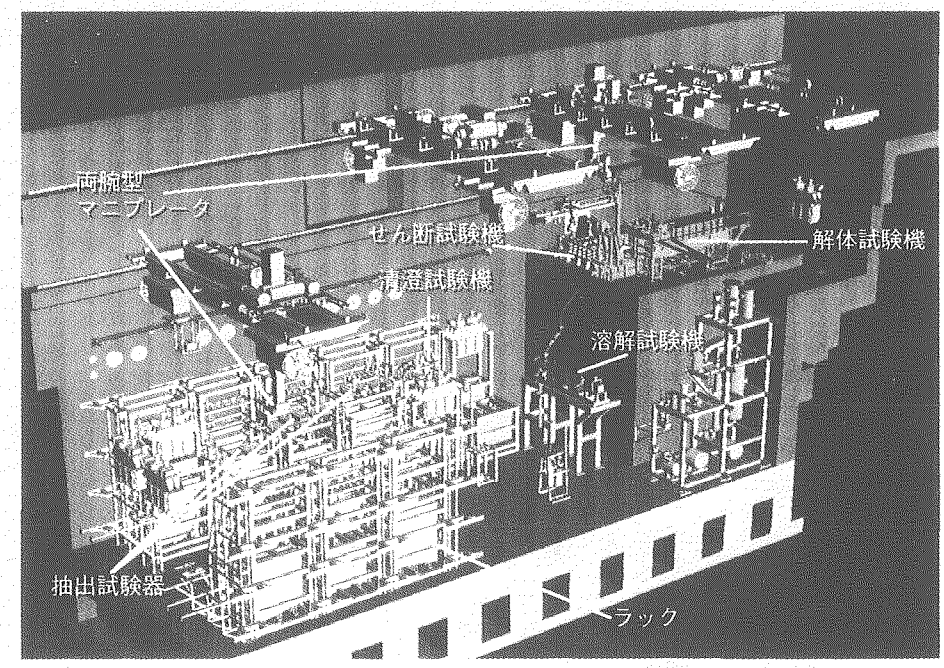


図2　試験セル鳥瞰図

（燃料受入設備、オフガス処理設備、リワーク設備等）を設置する。（図２参照）

試験セル内にはラックと呼ばれる遠隔で取り外しが可能な構造の架台を８基設置し、そこに清澄試験機、抽出試験器およびその付帯機器類を搭載している。

試験セルは大型セルのため通常の換気方式では膨大な換気風量が必要となり、換気設備も大きなものとなる。これを避けるために試験セル換気設備は、弁で入気量、排気量を制御するとともに９基のインセルクーラーによりセル内温度を一定に制御し、セル排気量を低く制限できる低風量換気システムを採用している。また、何らかの異常により万一試験セルの圧力が高くなる場合には圧力調整系より付属排気筒を経てセル内空気を排出し、試験セル内の負圧を維持する。

試験セルでは、保守時の従業員の被ばく低減化や将来の設備の変更が容易なように、クレーン、両腕型マニプレータおよびＩＴＶ等を設置し、これらを用いて試験セル内に設置する試験機器等の遠隔操作による保守、交換ができる構造としている。

溶解液や高放射性廃液等を扱う槽類からのオフガスおよび試験時にせん断試験機、溶解試験機から発生するオフガスについてはRETFで処理した後、東海再処理工場の主排気筒から排出する。また、建家各室およびセルの排気についても同様な処理をした後、付属排気筒から排出する。

7.　RETFの工程

RETFでは、「もんじゅ」使用済炉心燃料、ブランケット燃料および「常陽」使用済ブランケット燃料を試験対象燃料とし、以下に示す解体、せん断、溶解、清澄、抽出、溶媒洗浄等の試験を実施し、試験機器の性能の評価等を実施する。図３に、RETFの工程概略フロー図を示す。

(1)　受入設備

受入設備は、RETFの試験に用いる高速炉使用済燃料を施設に受け入れ、試験セル内の燃料一時保管架台に移送するまでの設備である。使用済燃料集合体は燃料缶に収納された状態で輸送カスクに納められ、運搬車に載せてRETFに搬入される。使用済燃料集合体は、燃料取り出しセル内で燃料取扱クレーン等を使用して搬入された輸送カスクおよび燃料缶から取り出され、試験セル内の燃料一時保管架台に一時保管される。なお、燃料一時保管架台では空冷により使用済燃料集合体の崩壊熱を除去する。

(2)　解体試験設備

解体試験設備は、レーザ切断方式の解体試験機（図４参照）を中心とした試験設備である。解体試験機は燃料集合体反転装置、燃料集合体回転装置、燃料移送テーブル装置等から構成される。試験設備では最大出力10kWの炭酸ガスレーザ光により使用済燃料集合体から燃料付属品であるラッパ管、エントランスノズル等を切断、除去し、燃料ピン束に解体する試験を行う。なお、解体試験機はレーザ光を移動する方式を採用しコンパクト化を図っている。試験後の燃料は隣接するせん断

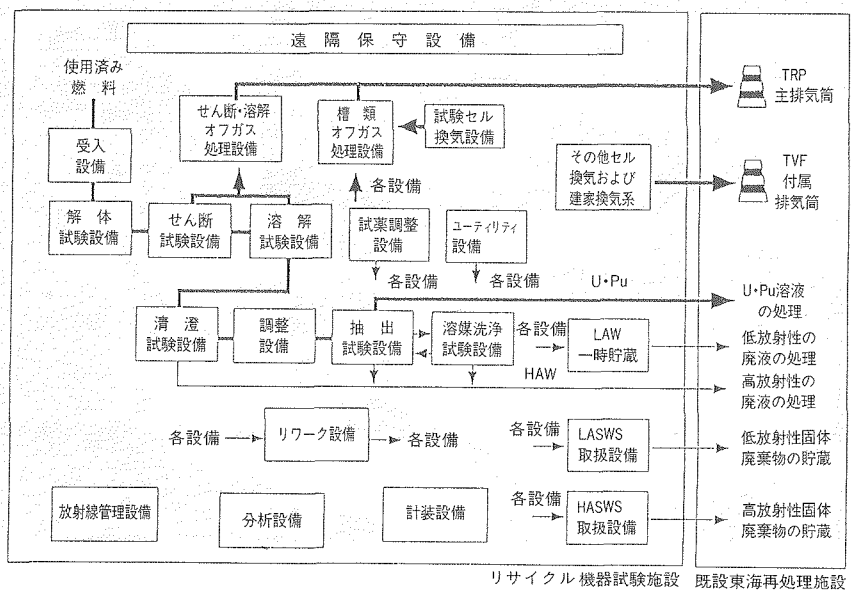


図３　工程概略フロー図

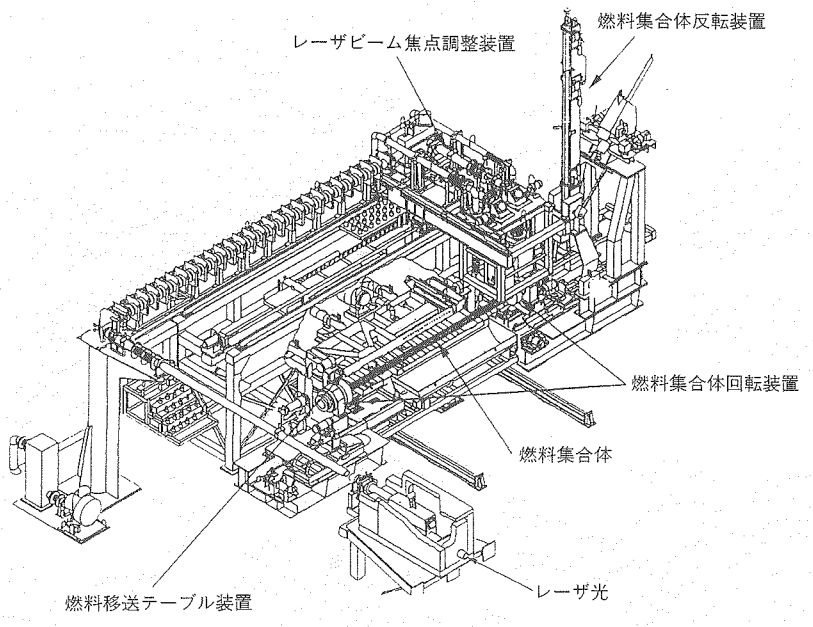


図４　解体試験機

試験機へ移送する。

(3)　せん断試験設備

せん断試験設備は、集合体せん断方式のせん断試験機（図５参照）を中心とした試験設備である。せん断試験機はマガジン、せん断刃およびギャグ等から構成される。試験設備では解体試験機から送られてくる燃料ピン束を長さ数cmにせん断する試験を行う。試験後のせん断片は順次せん断試験機下方に設置される溶解試験機へ送り、せん断試験時に発生するせん断オフガスはせん断・溶解オフガス処理設備へ送られる。

(4)　溶解試験設備

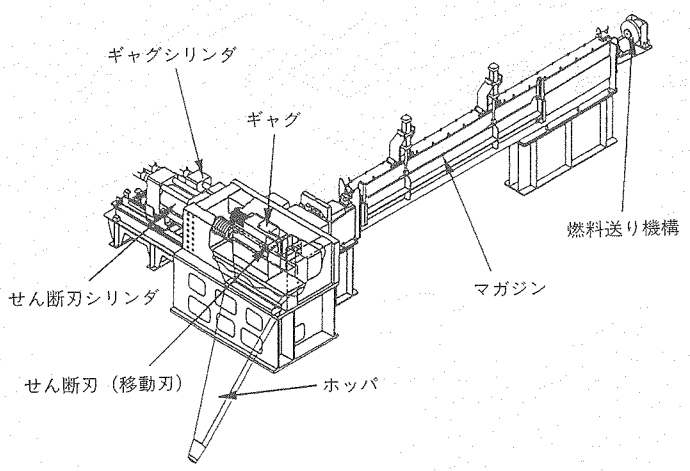


図５　せん断試験機

溶解試験設備は、回転ドラム型連続式の溶解試験機（図６参照）を中心として気液分離槽、溶解液受槽、ハル取り出し装置およびハル洗浄器等から構成される。溶解試験機は燃料を溶解する内部が螺旋構造のドラムとドラムを覆うシュラウドおよびドラムを回転させる駆動装置等から成る。試験設備では、せん断試験機から送られた燃料せん断片の硝酸による溶解を行う。溶解は、せん断片がドラム内の第１段に投入され、他端からは加熱硝酸がドラム内に供給されて燃料と硝酸が向流接触することにより行われる。さらにドラムを定期的に回転させてドラム内のせん断片を次段に移動させ、最終的にはハルとして溶解試験機から排出する。溶解液はドラムからオーバーフローさせて溶解試験機から気液分離槽を経て溶解液受槽へ送る。溶解液受槽では、溶解液中のヨウ素のＮＯＸによるオフガス中への追い出しを行う。溶解試験機等からのオフガスはせん断試験機からのオフガスと合流した後、せん断・溶解オフガス処理設備に送られる。

(5)　清澄試験設備

清澄試験設備は、遠心清澄式の清澄試験機（図７参照）を中心に清澄液受槽、第１および第２スラリー受槽等から構成される。清澄試験機は3000rpmで回転するボウル、それを覆うケーシング、ボウルを回転させる高速および低速モータ等から成る。試験設備では、溶解設備から供給される溶解液を清澄試験機のボウル内面に供給し、溶

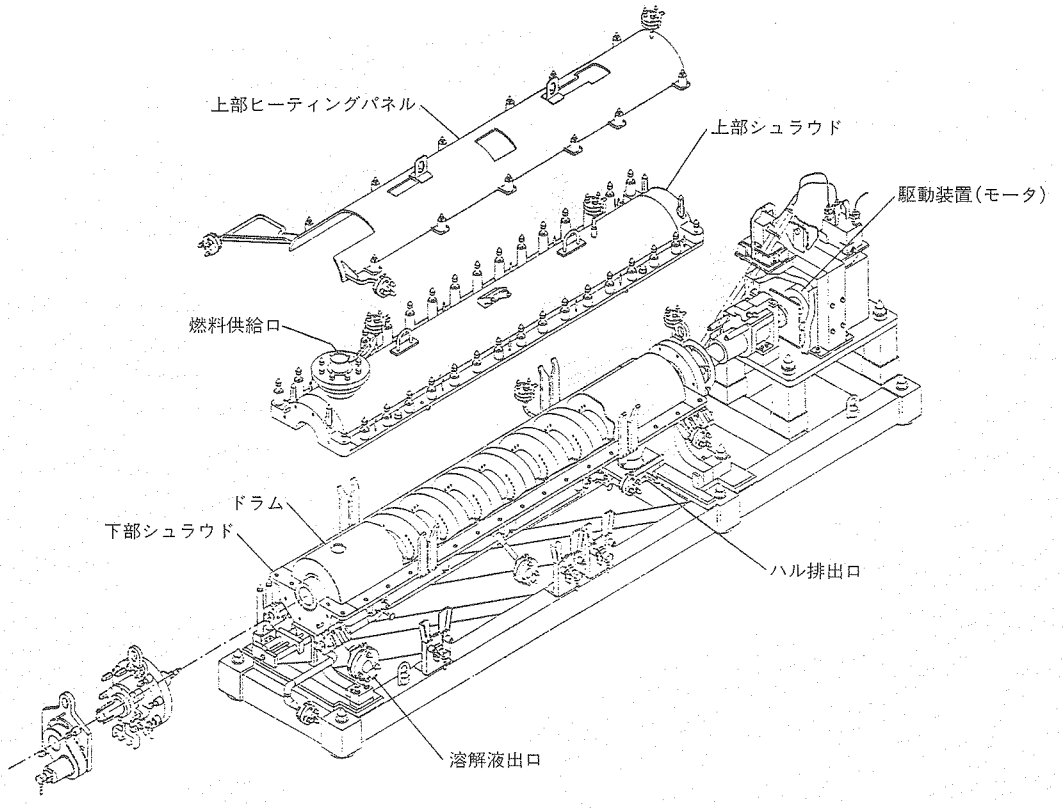


図 6　溶解試験機

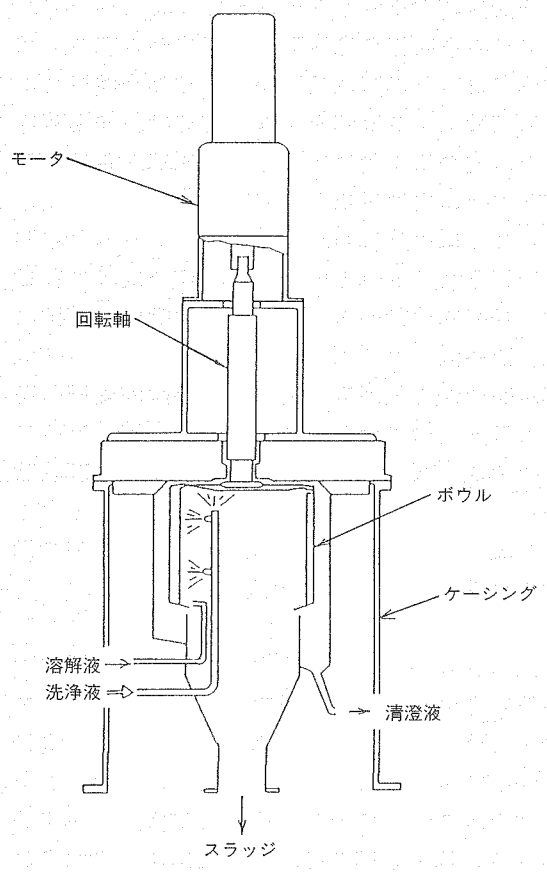


図 7　清澄試験機

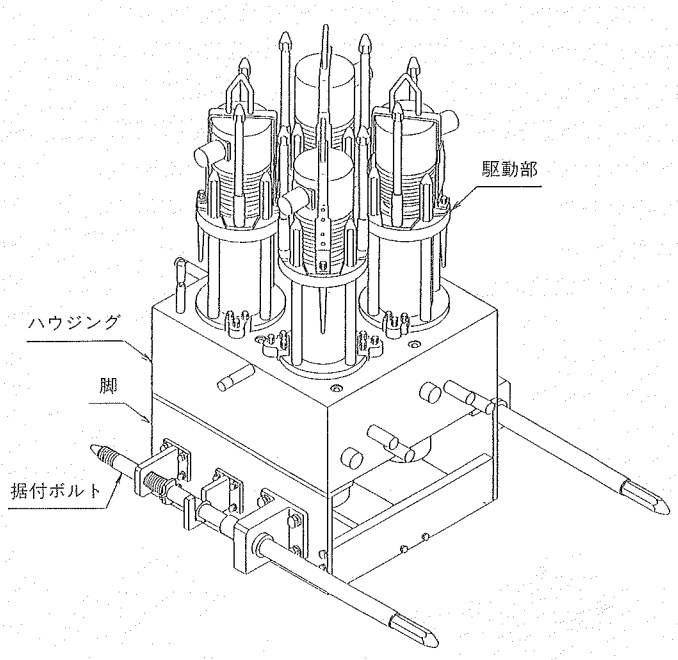


図 8　抽出試験器

解液中の不溶解残渣等の固体粒子類を遠心力よりボウル内面に捕集することにより固体粒子類の除去性能に関する試験を行う。

(6)　抽出試験設備

抽出試験設備は、第１、第２、第３抽出試験器、第１、第２、第３希釈剤洗浄試験器を中心に電解試験槽および高放射性廃液、硝酸プルトニウム、硝酸ウラニル、溶媒の各受槽等から構成される。抽出試験器および希釈剤洗浄試験器には処理速度が速く機器のコンパクト化が可能な遠心抽出式の抽出試験器（図８参照）を用いている。第１抽出試験器（16段）では溶解液からウランおよびプルトニウムを抽出して核分裂生成物を分離する共除染試験を、第２抽出試験器（20段）ではウランおよびプルトニウムが混合した溶媒中からプルトニウムを分離する分配試験を、第３抽出試験器（12段）では溶媒中のウランを硝酸中に戻す逆抽出試験を行う。第１、第２、第３希釈剤洗浄器では各抽出試験後の水相中に含まれる微量の溶媒を希釈剤と接触させて洗浄する試験を行う。なお、第２抽出試験器で行う分配試験ではプルトニウムの還元のために硝酸ヒドロキシルアミン、ヒドラジン等の還元試薬を使用するが、これらを製品中から除去するために試薬の電気分解試験を電解試験槽を用いて行う。

抽出試験後の硝酸ウラニル、硝酸プルトニウムおよび高放射性廃液は一旦施設内の各受槽に貯めた後、東海再処理工場に払い出す。なお、硝酸ウラニルおよび硝酸プルトニウムは払出計量槽で混合した後、送液する。また、硝酸プルトニウムおよび硝酸ウラニル溶液についてはリワーク設備の蒸発缶に送り、濃度調整後、抽出試験設備に送液して再度抽出試験を行うこともできる設計としている。

(7)　溶媒洗浄試験設備

溶媒洗浄試験設備は、溶媒洗浄試験器、洗浄廃液電解試験槽、溶媒および廃液の受槽等から構成される。溶媒洗浄試験器は前述の遠心抽出式の抽出試験器を用いている。溶媒洗浄試験は第３抽出試験器から送られてくる使用済溶媒を炭酸ヒドラジン、シュウ酸ヒドラジン等の試薬で洗浄し、溶媒劣化生成物の除去効率等に関する試験を行う。洗浄廃液電解試験槽では、洗浄廃液中に残存する炭酸ヒドラジン、シュウ酸ヒドラジン等の試薬を電気分解する試験を行う。なお、洗浄した溶媒は再度抽出試験に供給する。

8.　おわりに

RETF の建設は、今後リサイクル試験棟の地上階の建設工事を行うとともに、主要な機器類の製作･据え付け工事を行っていく予定である。また、施設竣工後 RETF で実施する新型機器の性能等についても今後詳細な試験計画や運転要領等を整備していくことにしている。

最後に、RETF の建設計画に係わった動燃事業団職員はもとよりメーカー関係者、米国オークリッジ国立研究所の研究者等多数の関係者のこれまでの努力に敬意を表すとともに、これからもRETF の建設および運転に向けて、関係者のご協力をお願いしたい。

100号記念特集号

先進的湿式再処理/MOX燃料製造の概念について

紙谷正仁　篠田佳彦　遠藤秀男
中島靖雄　小島久雄　小嶋素志*
小山智造*2　野村和則*2　駒　義和*2

東海事業所技術開発推進部
*東海事業所核燃料技術開発部
*2 東海事業所再処理技術開発部

資料番号：100—11

The Concept of Advaced Aqueous Reprocessing/MOX Fuel Fabrication

Masayoshi KAMIYA　Yoshihiko SHINODA　Hideo ENDO
Yasuo NAKAJIMA　Hisao KOJIMA　Motoshi KOJIMA*
Tomozo KOYAMA*2　Kazunori NOMURA*2　Yoshikazu KOMA*2
Technology Development Coordination Division, Tokai Works
* Nuclear Fuel Technology Development Divison, Tokai Works
*2 Reprocessing Technology Development Division, Tokai Works

動燃事業団では、これまでに培われた再処理／燃料製造技術をベースにその長所を活かしつつ安全性・経済性の向上、環境負荷の低減、核不拡散性の向上を目指して、設備の合理化・簡素化等を図った先進的核燃料リサイクル技術の検討を進めている。

高速増殖炉の特性の一つとして燃料の除染係数が高くなくても炉として成立することを考え、再処理においては、精製系の削除と、PUREX法の処理の一部を晶析法で補完する簡素なプロセスの検討を行った。燃料製造においては、遠隔保守化を考えた簡素な燃料製造プロセスとしてゲル化と振動充填法の検討を行った。

これらの検討を合わせて提案した先進的湿式再処理／MOX燃料製造の概念について報告する。

1.はじめに

動燃事業団では、2030年頃までに実用化が可能となるような高速増殖炉の技術体系の確立を目指した研究開発が進められているが、今後の核燃料リサイクル技術は、安全性、経済性、環境負荷低減、核不拡散への配慮、資源問題等、多様な社会的ニーズに対応できるよう開発を行っていく必要がある。

これは我が国のみならず、核燃料リサイクルの技術開発を進めているフランス、イギリスでも同様であり、フランスでは環境負荷・廃棄物の低減を目指してSPIN (Separation and Incineration) 計画を進めているし、イギリスでも将来に向けて経済性の向上と環境負荷の低減を目指して研究開発を行っている[1),2)]。

動燃事業団も同様の方向であり、多様なニーズに対応する第一歩として経済性の向上に着目し、環境負荷低減、核不拡散性も同時に満足できる核燃料リサイクル技術の検討に着手している。

高速増殖炉サイクルの経済性の向上には高速増殖炉自体の建設費の低減と燃焼度の増加が最も大きい因子であるが、燃料加工・再処理も現状に比べ大幅なコストダウンが必要である。

従来のPUREX再処理法を採用した六ヶ所再処理工場の建設費の高騰もあり、軽水炉燃料の再処理に比べコストアップ要素の多い高速炉燃料再処理にPUREX法を適用することについて、その経済性を疑問視する意見もある。

そのため先進的な燃料リサイクル技術として電力を中心に乾式再処理による金属燃料サイクルなどの代替技術の検討がされているが、これらの技術は燃料形態や再処理の原理を現行のものからまったく別のものに変更することで工程の簡素化を狙っている。

これに対して動燃事業団では、将来の高速増殖炉の技術体系の一つとしてPUREX再処理／

MOX燃料製造の長所を活かしながら、設計条件を合理化・改良し、先進的な燃料リサイクル技術として再構築し、先進的湿式MOXサイクルとする検討を行っている[3),4)]。この場合の利点は、従来の研究開発において豊富な技術基盤が得られていることから、乾式再処理／金属燃料リサイクルに比べて実用化に向けての技術的障壁が小さいことである。

以下、技術的な検討内容を紹介する。

2．燃料サイクル高度化の考え方

MOX燃料と湿式再処理の組み合わせによる高速増殖炉燃料リサイクル技術は、現在、燃料製造に関してはプルトニウム燃料第三開発室における「もんじゅ」用燃料の製造、再処理に関しては高速炉燃料再処理機器の実証試験の場となるRETF(リサイク機器試験施設)の建設と基本となる要素技術の実証段階に入っている。これを将来的に発展改良していく上で主要な課題は、経済性向上、環境負荷低減、核不拡散性向上の三つである。先進的湿式再処理／MOX燃料製造の概念は、この三つの課題に対して従来から進めてきた技術開発に加え、高速増殖炉燃料サイクルの特性を利用することで対応しようとしている。

高速増殖炉サイクルでは、高速中性子を利用する炉特性上から、熱中性子を利用する軽水炉サイクルに比べ、燃料中のFPの不純物の許容量が大きい。具体的には新燃料が装荷時に数100ppmのFPを不純物として含んでいたとしても炉としての性能にほとんど影響を与えない。数100ppmという値は再処理の除染係数にして約10^3である。また、燃料サイクルの構成上、再転換・再濃縮を含まないことからも高い除染係数は必ずしも必要とされない。したがって、使用済燃料の再処理時に精製を完全に行わず、核物質をFP等の不純物で、ある程度汚れたまま燃料に加工し、原子炉へリサイクルするといった燃料サイクルの低除染化も可能である。

これまで再処理において高い除染係数を必要としていたのは、グローブボックスによる燃料製造を行ってきたことから、その技術を適用できるよう、再処理でも高速増殖炉サイクルでも高い除染係数を目指してきたことによる。

しかし、燃料の高燃焼度化に伴いPuが高次化することを考慮した場合、そのときの被ばく線量の増加から、将来的にはグローブボックスによる燃料製造も限界となり、遠隔技術の導入が必然となると考えられる。逆に燃料がセル内で製造可能となれば高い除染係数は必要条件ではなくなり、高速増殖炉サイクルの低除染化が可能となる。この低除染化は前述の三つの課題に対して有効な解となりえる。

経済性については、再処理における精製工程の削除が可能であり、これに伴って精製系を支える付帯設備も不必要となり、プラント建設費を削減できる。また、低除染が許容されれば、晶析法等の除染係数等で難のあった溶媒抽出プロセスを補完する技術の適用も考えることができる。

一方、炉心燃料、ブランケット燃料ともにセル内での遠隔製造となることは、コストアップの要素であるが、遠隔燃料製造に必要な製造工程の簡素化と連続的な物流を取り入れることによって施設のコンパクト化が実現でき、セルによるコストアップを補って余りあるコストダウンが可能になると考えられる。さらに従来、個別のプラントとなっていた再処理と燃料製造を一体化したプラントとし、設備の取合いの合理化やユーティリティの共用化することでのコストダウンを図ることも検討している。

環境負荷の低減については、廃棄物発生量をいかに削減するかを考えると、まず再処理工程においての精製系削除に伴い、従来そこで発生していた廃液、廃溶媒はなくなる。また、動燃事業団がこれまで進めてきた含塩試薬（金属イオンを含む試薬）を気体にまで分解可能な試薬で代替するソルトフリー化を進め、廃液処理後の廃棄物を低減

表1　湿式MOXサイクルの活かすべき利点と改善の方向

湿式再処理	活かすべきPUREX再処理の利点	・常温常圧条件での容易な工学体系 ・向流抽出による効率的な連続処理 ・核物質の回収性能の高さ ・核種の分離精製性能の高さ ・豊富な技術実績と信頼性 ・完成度の高い工程機器等
	改善の方向性	・低除染製品回収を許容しての精製工程の大幅短縮化と関連付帯工程の削減 ・補完技術採用によるPUREX工程の合理化 ・廃棄物の本質的削減
MOX燃料製造	活かすべきMOX燃料の利点	・安定な化学特性と扱い易さ ・高い融点と被覆管との良好な適合性 ・焼結性と生産性の高さ ・豊富な技術実績と経験，照射実績
	改善の方向性	・遮蔽付き遠隔製造 ・遮蔽付き遠隔製造に向いた簡素な燃料設計と燃料技術の採用（振動充填燃料等） ・微粉末を扱わない製法による飛散汚染の低減 ・以上による廃棄物の本質的低減

することに加えて、硝酸、水のプラント内での再利用を強化する。また、燃料製造がセル内に移行することで、従来グローブボックスでの取り扱いによって発生していた廃棄物も低減される。

核不拡散性の向上については、低除染化によってコンタクトが困難となること、また、燃料製造との一体化により施設外へのPuの払い出しは基本的に燃料集合体の形であることが挙げられる。

こういった改良を進め、実用化していく上で重要なのは、基盤となる要素技術がどの程度蓄積されているかである。ここでは、PUREX再処理／MOX燃料製造の長所を活かしながら、設計条件を合理化・改良し、先進的な燃料リサイクル技術として再構築することを基本としている。そのため、これまでに蓄積されてきた豊富な知見を活用できる。湿式再処理／MOX燃料製造の活かすべき長所と改善の方向性についての基本的な考え方を表１に示す。

3.　先進湿式再処理／MOX燃料製造の骨子

3.1　低除染型の一体型プラント

PUREX再処理／MOX燃料製造で構成されるサイクルを大幅に簡素化する上でのもっとも大きな条件の変更は、燃料サイクルの低除染化である。

繰り返し精製による高い除染（精製）性能を有するPUREX再処理工程をあえて低除染に留めることの最大のメリットは、再処理における精製工程の削除による建設費と操業費の削減にある。精製工程の削除は精製工程を構成する抽出設備のみならず、それを支える種々の付帯設備等もおしなべて削減されるため、内装設備が大半を占める再処理の建設費を大きく削減することができる。また、削減される精製工程部分に相当する操業費も削減される他、精製工程によって発生していた廃液、廃棄物も削減するすることができる。

従来の燃料サイクル（高除染サイクル）では、再処理のPuやU製品のFP除染係数は$10^{7\sim8}$程度にまで除染し、燃料製造等はグローブボックスによるハンドリングによって行えるように設計されている。これに対して低除染サイクルでは除染係数で10^{3}程度までしか除染を行わない。このことは再処理において大きな合理化をもたらすが、燃料製造においては新たな技術的負荷を与えることになる。つまり、従来グローブボックスで自動運転、直接保守方式で行っていた燃料製造をセル内で自動運転、遠隔保守方式で行う必要が出てくることになる。

また、低除染サイクルで発生するUをブランケット燃料としてリサイクルする場合には、その製造工程においても同様の対応が必要である。

しかしながら、MOX燃料製造を遠隔保守化できれば、作業員の被ばく低減やα系廃棄物のうちグローブボックス設備あるいは作業であるために発生していたものの低減が望める。

ブランケット燃料まで含めた燃料製造設備の遠隔保守化は明らかにコスト増の条件であるが、再処理工程の低除染化に伴うコスト削減のほうが大きい見通しであり、前述のように工程簡素化と連続的物流というコスト削減効果も大きい。これに加えてコスト削減対策としてサイクル施設の一体化を考える。

燃料サイクル施設の一体化により、再処理施設燃料製造施設間の輸送およびそれに関わる受払い出し設備の削除やユーティリティ設備、廃液処理設備等の共用合理化が図られる。また、燃料製造工程における不良品(スクラップ)も再処理工程に送ることで別途の回収設備を持つ必要がなくなる。

以上のように再処理の設備削減と燃料製造の遠隔保守化を考慮し、先進的湿式再処理／MOX燃料製造では、低除染型の一体型プラントの概念を提案している。

3.2 再処理工程の簡素化

(1)　再処理工程簡素化の考え方

PUREX再処理工程を工程設計の面から評価すると、化学処理の工程数が多いため結果的に扱う流体（水、硝酸、溶媒等）が多くなり、このための配管、貯槽、周辺工程等が大きくなること、全体を支えるための付帯工程が大きくなる等のデメリットが挙げられる。

一つの対策として共除染工程と精製工程の間に中間濃縮工程を設け、プロセス流量の低減を図ることが検討されたが、これだけでは抜本的な合理化にはなっていない。

したがって、再処理の簡素化に当たっては、低除染化という設計条件の緩和を最大限に有効利用して、処理する工程数を徹底的に削減し、付帯工程も含めての削減を追求することが必要となる。

(2)　単サイクル抽出工程

高除染型のPUREXフローシートでは、共除染(分配)工程に加えて、PuとUそれぞれに二つの精製工程を設置し、合計五つの抽出サイクルを設置することを想定している。先進的湿式再処理のPUREX工程では、PuとUの精製工程を完全に削除し、共除染工程だけとする。これまでの実績から共除染工程のみでもFPの除染係数10^{3}以上

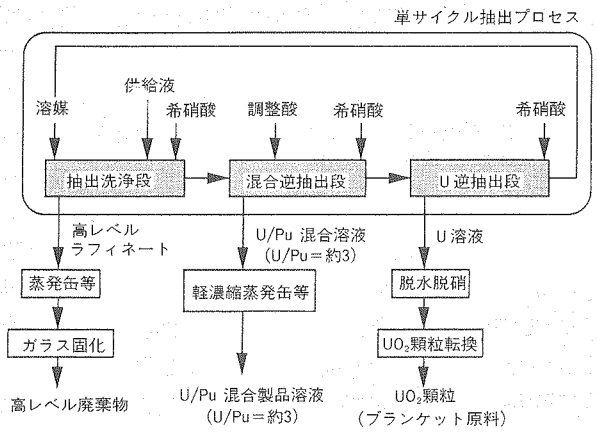


図1　単サイクル抽出プロセスの概要

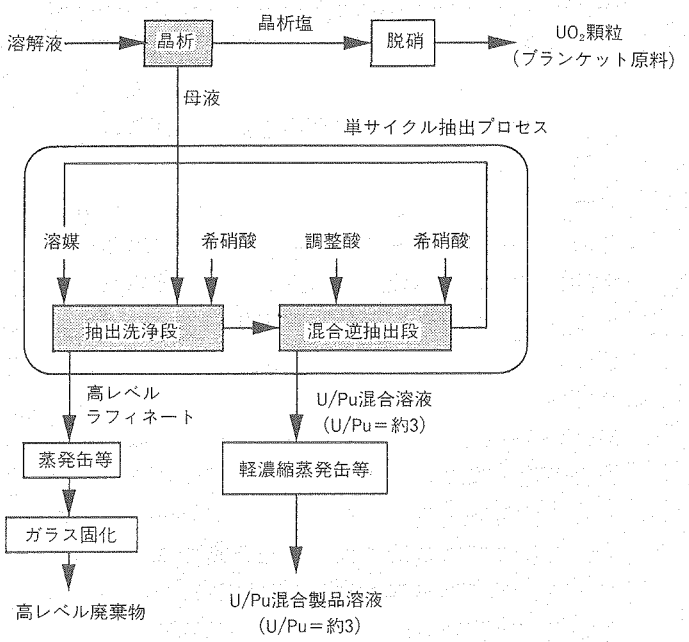


図2　晶析法を組み込んだ再処理プロセス

は確保できる見通しであり、目標の除染係数から見て十分である。

また、共除染工程の設計は、除染度の低下を許容する条件下で、逆抽出に用いる硝酸の流量、酸濃度、温度等の制御によるU/Pu比の調整と共抽出等の手法を取り込むことで、燃料製造に適したU/Pu比の溶液を供給できる簡素な抽出工程(図1)として構築する。このような単サイクル抽出工程では、精製系が必要なくなることから、抽出工程での希硝酸、溶媒等の総流量を従来のPUREX法に比べ1/3～1/5程度に削減できる。

高速炉燃料の再処理においては、Puのフィッサイル率および核不拡散上の観点から、ブランケット燃料も炉心燃料と混合して処理することが望ましい。しかし、ブランケット燃料は多量のUを含むため、新たに炉心燃料相当のPu富化度の製品を得ようとする場合、Uが過剰となる。

従来のPUREX法では、UとPuを分離し、それぞれの溶液を混合、転換することで所定のMOXを得る。抽出プロセスで得られるPu溶液の濃度は10数g/L程度、U溶液の濃度は約60g/L程度である。単純な例として転換工程で必要となる重金属(HM)濃度が300g/L、U/Pu＝3とすると300g/LのPu溶液と300g/LのU溶液を1：3の割合で混合すればよい。そのための濃縮率はPu系約20、U系約5である。

単サイクル抽出工程では所定のU/Pu混合溶液を得たのち、余剰となるUを逆抽出・回収する。単サイクル抽出工程で回収されたU/Pu混合溶液は約50gHM/L、U溶液は約50g/Lである。流量はU/Pu混合溶液は従来とほぼ同じ、U溶液は従来の7割程度である。同じように濃縮率を考えるとU/Pu混合溶液、U溶液ともに濃縮率は約6である。

.したがって蒸発缶の蒸発負荷、濃縮率の観点からも抽出工程でのU/Pu比の調整は有利である。

(3)　補完工程の導入

単サイクル抽出工程の導入で抽出工程中の希硝酸、溶媒等の総流量の低減を図ったが、さらに補完的なプロセスを追加し、削減を図ることを考える。一つの抽出サイクル内における、希硝酸、溶媒等の使用量は、基本的に取り扱うU、Pu量に比例するため、単サイクル抽出工程からさらに使用薬品量を削減するには、抽出工程で取り扱うU、Pu量そのものを削減する補完工程が必要となる。

この補完工程に必要な条件は試薬、溶液等の添加量が十分小さく、特に余剰となるUを分離回収できることである。このようなプロセスとして晶析法を検討した。晶析法を導入した工程のフロー図を図2に示す。

晶析法はUを大量に含む溶液の温度を下げることによって溶解度を超えたU分を塩として(この場合硝酸塩水和物)として分離する技術で、もともとドイツのKfK(現FZK)でUの精製法として開発されていたものであり、国内メーカーにおいても開発実績を持っている。晶析法がUの精製法として実用化されていない背景には、高い回収率を必要とする場合に液温をマイナク10℃程度

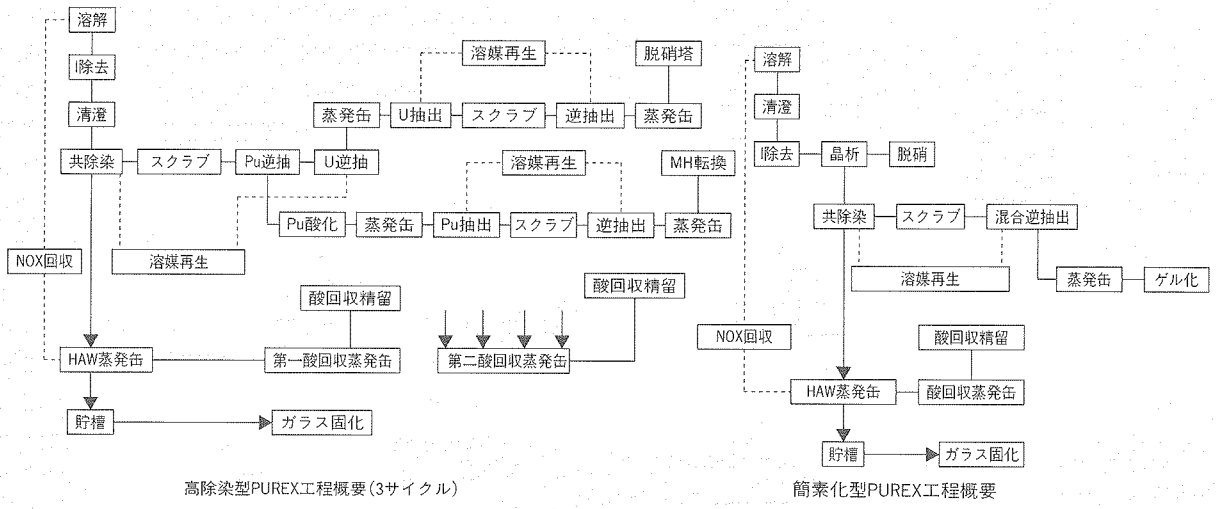


図３　高除染型と簡素化型との工程の比較

あるいはそれ以下まで下げる必要があること、また、除染係数が低かったこと等が挙げられる。

本報告では晶析法を溶解液に対して適用したケースについて検討した。このケースであればU/Pu混合溶液中のU/Pu比を調整する際に、単サイクル抽出工程では逆抽出操作を行っていた余剰U分を晶析法で分離するだけでよい。このとき溶解液からのUの回収率は60%程度でよい。このとき晶析工程は500gHM/L程度の溶解液（あるいはその濃縮液）を液温約15℃程度まで冷却することとなり精製工程に適用する場合より条件が緩和される。

晶析法を補完工程として導入した場合、抽出工程にかかるU/Pu量はほぼ半分となり、U逆抽出段も必要なくなることからプロセス中の溶媒、希硝酸等を合わせた総流量は、(2)の場合の約1/3まで削減できる。

(4)　再処理簡素化の効果

単サイクル抽出工程とこのような補完工程を組み合わせることで、図３のような簡素な再処理を実現できる。以上のような簡素化した再処理工程は、高除染型再処理工程と比較すると、工程に必要な貯槽の規模、抽出廃液の発生量、蒸発処理の規模等は高除染型再処理の数～10数%程度に収まると試算される。

現在までの検討は再処理主工程を中心に行ってきているが、今後は補完工程の採用技術・システムの最適化や付帯設備の合理化についてさらに検討が必要である。

3.3　MOX燃料およびその製造

(1)　燃料製造での基本的な考え方

MOX燃料製造の改良の方向としては基本的に以下の3点が重要である。

①　微粉末を取り扱うあるいは発生させる工程の削減

②　作業員の被ばくの低減

③　工程簡素化による経済性の向上

微粉末(特にPuを含むもの)を取り扱うことに関してはプルトニウム第三開発室のPu滞留問題でも明らかなように計量管理の上でも重要な課題である。現行のMOXペレット燃料の製造においては粉末を取り扱うことだけでなく、ペレット焼結後の研削工程も微粉末を飛散させる要因となっている。

このような点についてはすでに燃料製造工程内でMOX微粉末を取り扱わないようにするため、まずU/Pu混合溶液からの転換法としてゲル化法と噴霧熱分解法が検討されている。また、焼結後の歩留まりを上げ、研削対象を減らすためには粉末の性状の安定が必要なことから、溶液での富化度調整後転換する方法、いわゆる改良MH法(マイクロ波加熱法)も検討されている。

経済性を向上させる上では、より工程数が少なく、簡素なプロセスであることが望まれる。これは遠隔保守性を向上させる上でも同様である。このため先進的湿式再処理／MOX燃料製造の検討ではペレット燃料製造より簡素な燃料製造方法としてゲル化法による転換と振動充填法を組み合わせた燃料製造を候補として検討を行った。

一方、作業員の被ばく低減については、プルトニウム燃料第三開発室で運転自動化が図られているように通常運転時の低減は進んできているが、グローブボックスを使用していることから、保守

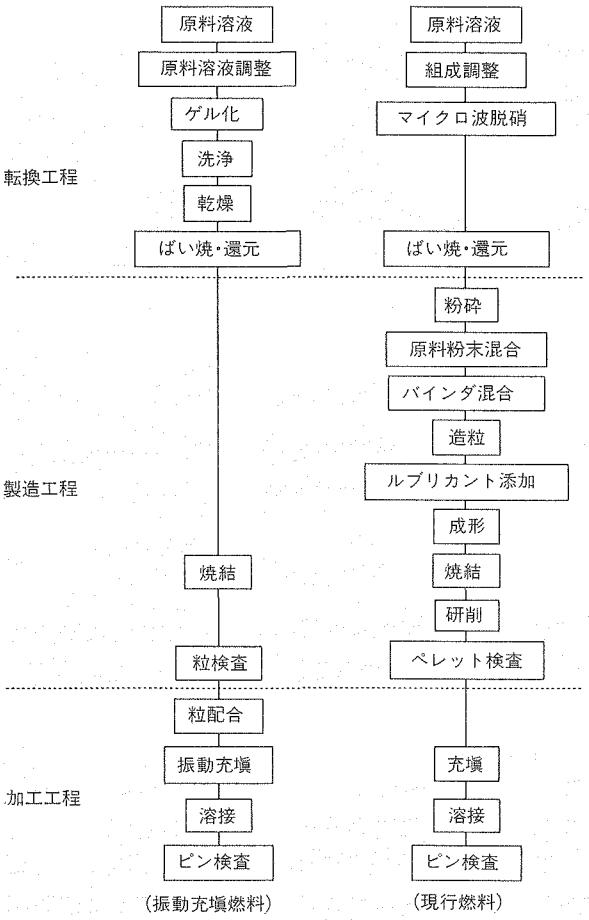


図４　燃料製造フロー比較

時の作業員のある程度の被ばくは避けられない。将来的には、こうした保守時の被ばくも低減する方向、つまり運転だけでなく、保守も極力遠隔化する方向で開発を進めるべきである。

したがって燃料製造設備はセル内の設置を考慮して検討を行っている。

(2)　ゲル化顆粒製造/振動充填燃料製造技術

先進的湿式MOXサイクルでは、再処理から供給される低除染U/Pu混合硝酸溶液をゲル化工程において顆粒化し、焼結によって得た顆粒状MOX燃料を燃料ピンに振動充填する。振動充填燃料と現行のMOX燃料ペレット製造プロセスを図４に示す。この方法は、工程自体が簡素であり、遠隔製造という目的に沿うものとして着目される。

振動充填燃料の製造ではゲル化法による顆粒製造と振動充填が主たる技術であるが、ペレット法に必要とされる粉砕、混合、造粒、成型、さらには研削工程が不要となる反面、所定の粒度分布を持つ顆粒製造および高密度の振動充填が要求される。これらの得失を評価した結果、現状のペレット工程以上の簡素化が期待できる見込みである。

また、燃料サイクル施設の一体化について述べたが、一体化により、Pu富化度をそのまま溶液系で調整できること、規格外品の回収に再処理主工程を利用できること等の合理化も期待できる。

振動充填燃料の開発実績があるのは、イギリス、スイス、ロシア、ドイツ、インド、日本等である。動燃事業団でも1960年代後半に振動充填燃料ピンを18本試作し、最高約50,000MWd/tまでの照射試験を海外炉を利用して行ったが、豊富な実績のあるペレット型燃料が世界的に採用されるにいたり、開発を中止した経緯がある。現在でも開発を継続しているのが、スイスとロシアであり、良好な製造や照射実績が得られつつある。特にスイスのPSIとは、1996年5月に協定が結ばれ振動充填燃料に関する共同研究が始まっている。

4.　プラント概念と経済性

先進的湿式MOXサイクルの簡素化された再処理工程と遠隔による燃料製造工程は、一体のプラントとして構築される。施設の処理能力は100tHM/y（炉心燃料＋ブランケット燃料）を想定した。これは1.3GWe級高速炉の7～8基分の処理能力となる。

これまでの設計研究では、大幅に簡素化された再処理工程と遠隔燃料製造ラインを遠隔保守セルに配置することを検討している。地下２階、地上３階を想定したプラント主建屋内の配置例（地下１階部分と地上２階部分）を図５、６に示す。

高除染型再処理プラント＋グローブボックス式MOX燃料製造プラントの設計で建設した場合の建設コストと先進的湿式MOXプラントの建設コストを比較したものを図７に示す。先進的湿式MOXプラントでは現行の約40%程度まで建設費を圧縮できる見通しである。廃棄物の発生量も従来のプラントより も大幅に少なくなること、燃料サイクルが低除染化することを考慮すると、先進的湿式再処理／MOX燃料製造は、経済性のみならず、廃棄物問題、核不拡散性についても強化された概念である。

5.　技術開発について

先進的湿式MOXサイクルを実現していく上で、種々の技術開発が必要である。

再処理関連では、本質的にはPUREX技術の発展的な改良であるため、原理的な革新や工学的に大きなブレークスルーが条件とはならなず、単サ

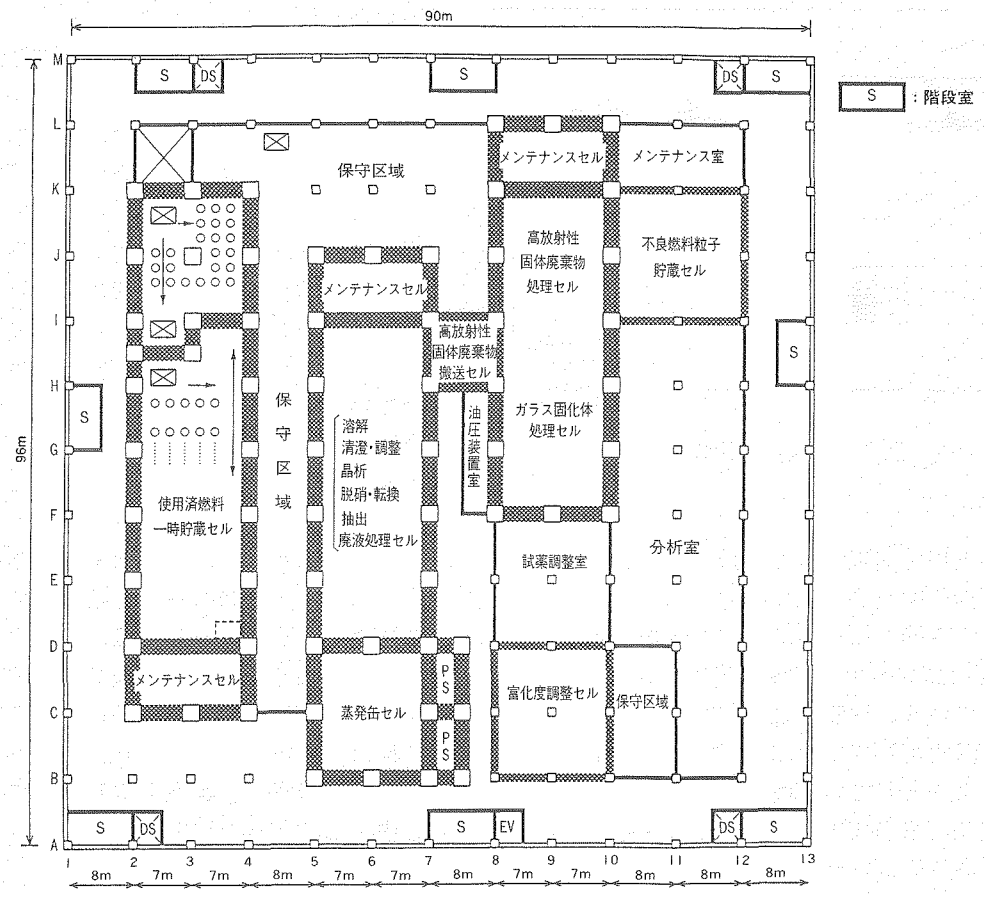


図5　工場棟（主建屋）配置図　B1F

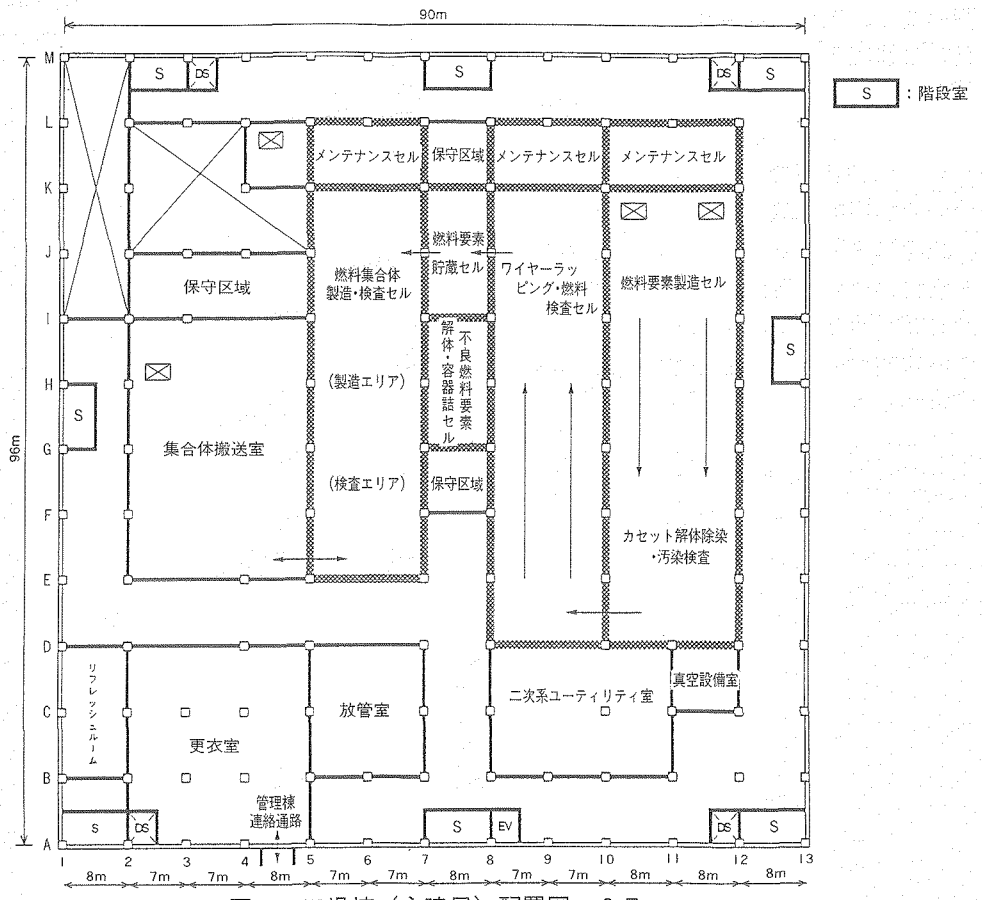


図6　工場棟（主建屋）配置図　2F

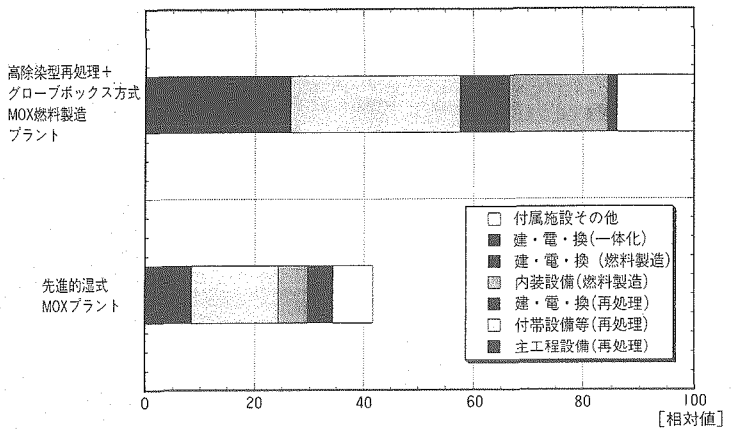


図7　建設費の比較

イクル抽出工程を実現するためのフローシート開発や補完技術の開発等が主な開発課題となる。

フローシート開発については現在改造に着手しているCPF（高レベル放射性物質研究施設）を利用して進めていく。機器・装置に関する開発は、これまでに湿式再処理用に開発、RETFで基本性能を実証しようとしている機器や装置等ほぼすべてを発展利用でき、RETFの設計・建設・運転で蓄積された、あるいはされる保守やプラントエンジニアリングのノウハウもすべて利用可能である。

燃料製造関連では、工程の簡素化を進めるとともに運転自動化と遠隔保守化を進めることが重要である。特に今回検討しているゲル化法と振動充塡の組み合わせについては、燃料設計手法および性能評価のための挙動評価モデルの構築が必要であり、検証のための照射試験データの取得も行わねばならず、課題は多い。さらに、照射実績の豊富なペレット燃料についても同時に遠隔技術導入の評価検討が必要であり、炉の評価も併せて安全性を損なわない範囲での燃料仕様や検査基準の緩和も重要となってくる。

6.　おわりに

以上、これまでに先進的湿式再処理／MOX燃料製造について検討してきた内容の概略を述べた。この検討は、着手したばかりであり、経済性を主眼に始まった経緯から施設設計研究的なものが中心となっている。

粗いコスト評価ではあるが、今回報告した程度まで燃料サイクルの構成を変えていけば、軽水炉燃料サイクルと発電単価ベースで十分に競合できる高速増殖炉燃料サイクルを構築できる試算が得られている。

今回報告した先進的湿式再処理／MOX燃料製造の概念は一つのケースとして検討したものであり、改良すべき点も多々ある。また、付帯設備や廃液、廃棄物処理に関しては十分な検討をするに至っておらず、現状の技術を踏襲している。

今後、改良が考えられる様々な点についても順次検討していくが、先進的湿式再処理／MOX燃料製造の概念は、将来の核燃料リサイクル技術として検討しているものであり、国内外の学会・産業界等からの意見、提案も取り入れてよりよいものを構築していきたいと考えている。

参考文献

1) OECD/NEA：Proceeding of the third international information exchange meeting on actinide and fission product partitioning and transmutation, Cadarache, France, 12-14 December (1994).
2) The fourth international conference on nuclear fuel reprocessing and waste management RECOD '94 proceeding, London, UK, 24-28 April (1994).
3) 山名元、野村茂雄、山村修：“先進的MOX燃料リサイクル技術開発”エネルギーレビュー平成8年4月号 p. 12～17 (1996).
4) 小島久雄：“先進的湿式再処理法の概要”*原子力産業新聞* 1996年1月5日14面 (1996).

100号記念特集号

放射性廃棄物の処理技術開発

大内　仁　宮本陽一*　池田諭志*
緒方義徳*2　武田啓二*2　横山紘一郎*2
吉岡正弘*2　谷本健一*3

環境技術開発推進本部
* 東海事業所環境技術開発部
*2東海事業所環境施設部
*3大洗工学センター管理部

資料番号：100—12

Reseanch and Development on Treatment of Radioactive Waste

Jin OHUCHI　Yoichi MIYAMOTO*　Satoshi IKEDA*
Yoshinori OGATA*2　Keiji TAKEDA*2　Koichiro YOKOYAMA*2
Masahiro YOSHIOKA*2　Kenichi TANIMOTO*3
Radioactive Waste Management Project, Head office
* Waste Technology Development Division, Tokai Works
*2 Waste Plants Operation Division, Tokai Works
*3 Administration Division, O-arai Engineering Center

動燃事業団では、我が国の方針に基づき、使用済燃料の再処理により発生する高レベル放射性廃液の固化処理技術開発として、1970年代から液体供給式直接通電型セラミックメルタ(LFCM)の開発を行い、これらの成果に基づきガラス固化技術開発施設(TVF)を建設した。現在、TVFにおいて開発運転を実施中である。

また、使用済燃料の再処理およびMOX燃料製造により発生する種々の低レベル放射性廃棄物に対しては、放射性クリプトンの回収・貯蔵技術、廃溶媒の処理技術、焼却・圧縮・溶融等による雑固体廃棄物の減容技術および核燃料サイクル施設の廃止措置のための解体・除染技術等の開発を行っている。

1.　はじめに

原子力利用に伴い発生する放射性廃棄物の処理処分対策や原子力施設廃止措置対策は、必須の課題である。

平成6年6月に原子力委員会により策定された「原子力の研究、開発および利用に関する長期計画」(以下「長計」という)において、「整合性のある原子力発電体系という観点から残された最も重要な課題は、放射性廃棄物の処理処分と原子力施設の廃止措置とを適切に実施するための方策を確立することであり、これは原子力による便益を享受している我々の世代の責務である」としている。

我が国の放射性廃棄物の区分は、再処理工程で分離される高レベル放射性廃液およびその廃液をガラス固化した固化体が「高レベル放射性廃棄物」とされ、それ以外はすべて「低レベル廃棄物」と総称されている。また、低レベル廃棄物に関しては、原子力発電所等から発生する「低レベル放射性廃棄物」、発電所を除く核燃料サイクルの中では、再処理・ＭＯＸ燃料加工施設から発生する「ＴＲＵ核種を含む放射性廃棄物」ウラン燃料加工施設等から発生する「ウラン廃棄物」、また、放射性同位元素等の使用施設等から発生する放射性廃棄物(RI廃棄物)、研究所等廃棄物に区分されている。

動燃事業団では、従来よりウランの製錬転換、濃縮、燃料製造、使用済燃料の再処理等の核燃料サイクル全般での開発業務を実施しており、それに伴って、種々の放射性廃棄物が発生している。

東海事業所では、ウラン濃縮技術開発施設等でウランを、プルトニウム燃料開発施設等でプルトニウム等のＴＲＵ元素を、再処理工場等で使用済燃料を取り扱っており、「高レベル放射性廃棄物」、「ＴＲＵ核種を含む放射性廃棄物」および「ウラ

ン廃棄物」が発生している。大洗工学センターでは、高速実験炉「常陽」、燃料材料の照射後試験施設等があり、「TRU核種を含む放射性廃棄物」等が発生し、人形峠事業所では、ウラン濃縮原型プラント、ウラン製錬転換施設等から「ウラン廃棄物」が発生している。「ふげん」発電所、「もんじゅ」建設所では原子炉運転に伴う「発電所廃棄物」が発生している。

「長計」によると、放射性廃棄物処理処分の基本的考え方は、「放射性廃棄物は、放射能レベルの高低、含まれる放射性物質の種類等により多種多様であり、この多様性を十分踏まえた適切な区分管理と区分に応じた合理的な処理処分を行うとともに、資源の有効利用の観点から再利用の検討も進める」ことであり、高レベル放射性廃棄物については、「安定な形態に固化した後、30年間から50年間程度冷却のための貯蔵を行い、その後、地層処分する」という明確な方針が示されている。

動燃事業団では、上記の考え方に基づき、事業所の各施設から発生する廃棄物は、再処理施設、MOX燃料加工施設等の各施設毎に処理貯蔵管理がなされており、気体廃棄物、液体廃棄物については、フィルタ等によるろ過や濃縮操作等による放出放射能量低減化、海や河川への希釈・分散が適切でない液体廃棄物や固体廃棄物については、発生元での発生量の低減化と合わせ、発生した廃棄物については、将来の処分を考慮した減容・安定化のための技術開発を実施している。

本稿では、廃棄物処理に係わる主な技術開発として再処理施設から発生する高レベル放射性廃液の固化処理技術、プルトニウム燃料製造施設・再処理施設から発生するTRU核種を含む放射性廃棄物の処理技術ならびに合理的な処理処分を行う上で重要となる区分管理技術の開発の現状について、さらに、核燃料サイクル施設を廃止措置するうえで必要となる技術開発の現状について述べる。

2.　高レベル廃棄物ガラス固化技術の開発

動燃事業団は、国の方針に従い昭和50年以来高レベル放射性廃液をガラスにより固化処理するための様々の技術開発を実施してきており、その成果を基に、東海事業所再処理施設に「ガラス固化技術開発施設（Tokai Vitrification Facility：TVF）を建設した。TVFは平成4年4月に竣工し、試験運転を経て平成7年2月に我が国初の実規模のガラス固化体を製作した。

TVFにおける技術開発成果は、日本原燃株式会社が青森県六ケ所村に建設中の商業再処理施設に導入され、国産技術による商業ガラス固化が実施される予定であり、技術協力および人的交流等を通じて、円滑な技術移転を進めている。

本章においては、高レベル放射性廃液のガラス固化技術開発とTVFの概要ならびに高レベル放射性廃棄物処理技術のさらなる高度化に向けた取り組みについて報告する。

2.1　高レベル放射性廃液の特徴とガラス固化

(1)　高レベル放射性廃液の特徴

高レベル放射性廃液は、使用済燃料を再処理し、ウランおよびプルトニウムから分離される核分裂生成物とアクチニド元素等を含む極めて放射能の強い液体である。また、放射性核種の発熱も大きく、燃焼度28000MWD/T、5.5年冷却相当の使用済燃料1tから分離される高レベル放射性廃液の発熱量は、約1.4kWである。

高レベル放射性廃液の放射能強度は、最初の1000年間に比較的半減期の短いセシウム-137やストロンチウム-90等が減衰し、当初の数千分の1まで低下する。それ以降は長半減期核種のゆるやかな減衰が長期にわたって続く(図1)。それに伴って発熱量も減少し、30～50年程度経過した時点においては数百ワットまで減少する。

(2)　ガラス固化技術

高レベル放射性廃液中の放射性核種を安定な固化体に閉じ込めるための研究として、我が国を含む諸外国において、仮焼体(酸化物粉体)、コンクリート固化体、リン酸ガラスやホウケイ酸ガラス等のガラス固化体、セラミックス(SYNROC等)、および結晶化ガラス等が検討されたが、様々の廃棄物成分を取り込むことが可能であること、物理・化学的性質に優れていること、長期にわたり

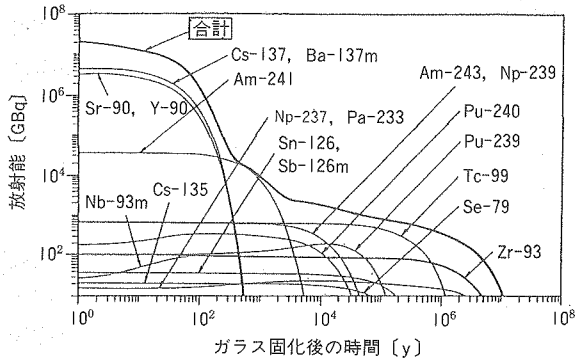
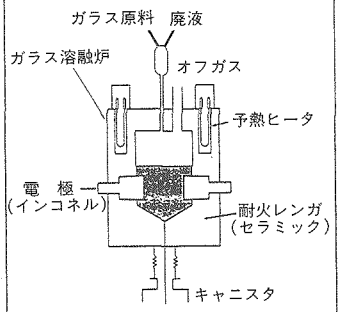
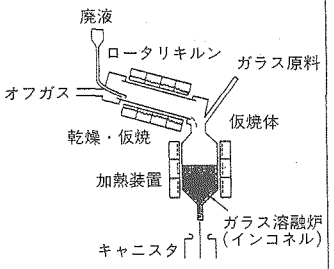


図1　ガラス固化体1本あたりの放射能の時間変化の計算例

(燃焼度：33,000MWD/T)

表１　ガラス溶融プロセスの比較

方　式	LFCM法	AVM／AVH法
ガラス溶融プロセス		
特　徴	プロセス構成：ガラス溶融炉 溶融炉加熱方式：直接通電ジュール加熱 溶融炉材料：セラミック 廃液供給：液体供給方式	プロセス構成：ロータリキルン（カルサイナ）、ガラス溶融炉 溶融炉加熱方式：誘導加熱 溶融炉材料：金属（インコネル） 廃液供給：廃液仮焼後粉粒体供給

その性質を持続できること、および一般産業での工業用ガラス製造技術の応用が可能であり、技術としての完成度が高いこと等の理由により、ホウケイ酸ガラスが選定された。

現在、仏国、英国、米国、独国および日本においてホウケイ酸ガラスによるガラス固化技術が採用されているが、ガラス固化体製造技術としてその流れは、大きくＡＶＭ／ＡＶＨ法 (Atelier de Vitrification de Marcoule／Atelier de Vitrification de La Hague) およびＬＦＣＭ法 (Liquid Fed Joule- heated Ceramic Melter：液体供給式直接通電型セラミックメルタ）の二つに分類できる（表１）。

ＡＶＭ／ＡＶＨ法は、仏国で開発され、英国においても採用されている方式であり、高レベル放射性廃液をロータリキルンにより仮焼して粉体とした後、ガラス原料と混合してインコネル製のガラス溶融炉にいれ、誘導加熱方式により溶融するものである。

ＬＦＣＭ法は、米国、独国および日本が採用している方式であり、高レベル放射性廃液を液体のまま供給し、ガラス原料とともにセラミック製溶融炉内で溶融するものである。ガラスは、高温状態では、電気の伝導体であり、電極間を流れる電流により、溶融ガラスが発熱することを利用した炉形式で、広くガラス工業の分野で用いられているものである。

ＡＶＭ／ＡＶＨ法、ＬＦＣＭ法のいずれの方式についても、高レベル放射性廃液のガラス固化をプラント規模で行っており、ガラス固化技術は、実証ないしは商業段階にある。

(3)　ガラス固化体の特徴

高レベル放射性廃液をガラス固化することにより製作されるガラス固化体は、時間の経過とともにその放射能量が減少する。かつ、ガラス固化体とすることにより、高レベル放射性廃棄物は、液体に比較して取り扱いが容易になるのみならず、物理的・化学的に安定な形態となる。

また、ガラス固化体の発生量は、燃焼度28000 MWD/T、5.5年冷却の使用済燃料1t から発生する高レベル放射性廃液をガラス固化した場合で約110 ℓ のガラス固化体１本となる（ＴＶＦの場合)。100万 kW 級の原子力発電所からは毎年約30 t の使用済燃料が発生するが、日本の原子力発電容量は約4000万 kW であるので、我が国の原子力発電所から発生するガラス固化体の量は、約110 ℓ のガラス固化体に換算すると年間1000本のオーダとなる。

2.2　ガラス固化技術開発とＴＶＦ

(1)　ガラス固化技術開発

1)　技術開発の経緯

動燃事業団における高レベル放射性廃液ガラス固化技術の開発は図２に示すように、昭和50年に開始された。

ガラス組成開発およびガラス固化の基本プロセスを設計するために必要な基礎試験を行うことから着手し、昭和50年代中頃からは、模擬廃液を対象に工学規模設備による前処理・供給、直接通電型セラミックメルタによるガラス溶融ならびにオフガス処理までの機器開発およびプロセス試験を実施した。さらに後述するＴＶＦと同規模のモックアップ試験設備を製作し、模擬廃液とガラス原

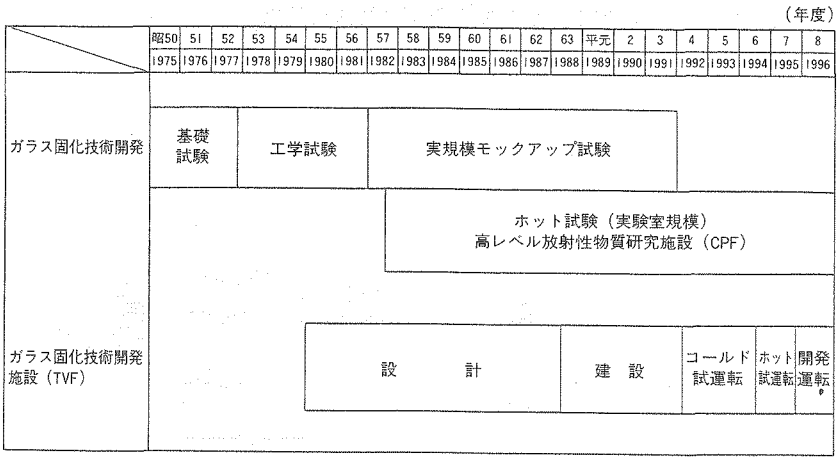


図２　動燃事業団におけるガラス固化技術の開発経緯

料をセラミックメルタ内で溶融し、実物大のガラス固化体を製造するモックアップ試験を実施した。また、両腕型マニプレータ等遠隔保守技術に係わる試験を実施した。

一方、工学試験およびモックアップ試験と並行して、高レベル放射性物質研究施設（Chemical Processing Facility：以下「CPF」という）において、東海再処理工場の高レベル放射性廃液をガラス固化するとともに、作られたガラス固化体の特性評価を実施し、所定の特性であることを確認した。

上記の技術開発成果は、後述するＴＶＦの設計、建設および運転に反映した。

2）ガラス固化体の開発

ガラス固化体の組成開発のため、ビーカースケールで、約700種類の模擬固化ガラスを作製し、密度、熱伝導率、高温粘性、高温電気抵抗、機械的強度等を測定するとともに、固化ガラスの耐久性を評価する浸出試験および熱的安定性試験を実施した。これらの試験結果を評価し、ＴＶＦにおいて目標とするガラス固化体の組成を決定した。

また、前述のＣＰＦにおいては、再処理工場の高レベル放射性廃液について組成分析後、ガラス原料と混合し、直接通電型セラミックメルタ方式の小型ガラス溶融炉で溶融し、固化ガラスを作製した。作製した固化ガラスについては、発熱量、γ核種の分布状態、密度、熱特性等を測定するとともに、光学顕微鏡観察、ＥＰＭＡ観察、浸出試験を行った。その結果から、コールド試験で作製した標準固化体が、高レベル放射性廃液から作製した固化ガラスと同様の特性を有していることを確認した。

3）ガラス固化プロセス開発

工学規模の直接通電型セラミックメルタを用いて、ガラス溶融炉構造、ガラスを抜き出すための流下方法等の性能確認試験を行い、得られた成果をＴＶＦ設計に反映した。すなわち、ガラス原料供給方式（ガラスファイバカートリッジ）、流下ノズルの高周波加熱方式、ガラス溶融炉材料（構造材、電極材）、炉底部の傾斜構造等、ガラス溶融炉の基本構造は、工学試験においてほぼ設定され、モックアップメルタの試験を経て、現在のＴＶＦのガラス溶融炉に反映された。

モックアップ試験設備は、模擬廃液の供給工程からガラス固化体を製造する工程まで、ＴＶＦとほぼ同じ機器構成となっており、プロセス全体の性能を確認した。模擬廃液は、濃縮器により所定の濃度まで濃縮され、２段エアリフト方式によりガラス溶融炉に定量的に供給され、ガラス原料はガラスファイバカートリッジという形態でガラス溶融炉に供給した。ガラス溶融炉への廃液およびガラス原料供給、ガラス溶融炉の運転およびオフガス処理設備の運転は、安定運転が可能で、プロセス全体の性能が満足されていることを確認した。

この他に、溶融ガラスをキャニスタに注入し、蓋を溶接して密封するキャニスタハンドリング等についても性能を確認した。

また、換気設備の合理化の観点から固化セルに採用された低風量換気システムの成立性確認のための熱流動解析および保管中のガラス固化体の温度解析、万一の事故時におけるガラス固化体の健全性を確認するための模擬ガラス固化体落下試験、保管ピットの耐震試験等を実施した。

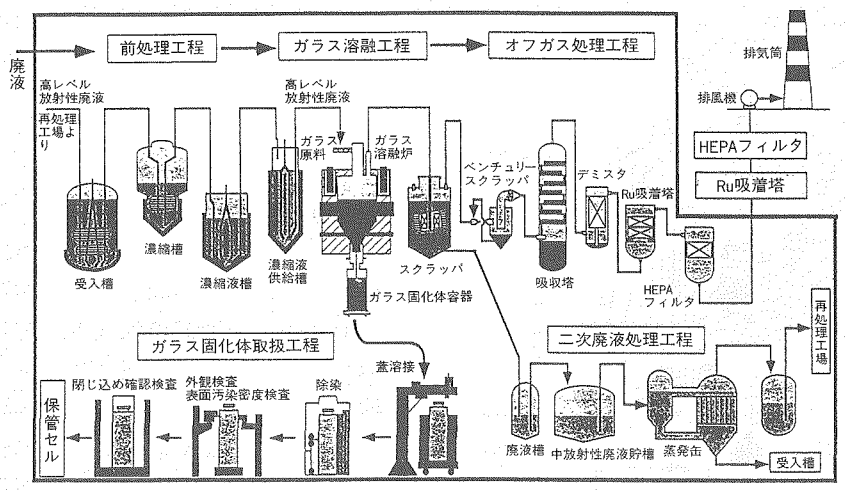


図３　TVF主要工程

4）遠隔保守技術の開発

ＴＶＦ内のプロセス機器の多くは、内蔵する高レベル放射性廃液の故に作業員のアクセスが不可能である。

このような機器の保守方式として、仏国の商業再処理施設などで採用された方式は、各機器を小規模のセルに分散して設置し、保守時には必要に応じて除染を実施し、作業員が機器に直接アクセスして保守を行う、「直接保守方式」であった。これに対し、ＴＶＦにおいては、作業員の被ばくの低減化と施設稼働率の向上を目的として「全遠隔保守方式」を採用することとし、そのための技術開発を実施した。

主な技術開発項目を以下に示す。

①　両腕型マニプレータシステム(遠隔保守機器)

②　大型セル方式とラックシステム（機器のモジュール化と集中配置による遠隔保守の効率化)

③　遠隔継手（遠隔着脱式継手）

特に、両腕型マニプレータシステムについては、昭和57年から、設計、試作、試験、改良を繰り返して開発を進め、ＴＶＦに採用するに至った。また、ガラス溶融炉等については、遠隔保守技術に係わる実規模試験も実施してきており、その技術開発成果は、ＴＶＦにおける成果も含め建設中のリサイクル機器試験施設（Recycle Equipment Test Facility：ＲＥＴＦ）等にも反映している。

(2)　ガラス固化技術開発施設（ＴＶＦ）

1）ＴＶＦの概要

ガラス固化技術開発施設（ＴＶＦ）は、高レベル放射性廃液をガラス固化する技術および遠隔操作・保守技術をプラント規模で実証することを目的とした施設である。

ＴＶＦは、地下２階、地上３階建ての鉄筋鉄骨コンクリート造のガラス固化技術開発棟、地上４階建ての鉄筋コンクリート造のガラス固化技術管理棟および地上高さ約90mのガラス固化技術開発施設付属排気筒で構成されている。

主要工程は、受入・前処理、ガラス溶融、ガラス固化体取扱・保管、オフガス処理（槽類換気)、廃液処理からなっており、溶融炉の廃液処理能力は、１日当たり0.35m³、ガラス固化体の保管能力は、420本である（図３)。

なお、ＴＶＦにおいて製造されるガラス固化体の仕様および標準化学組成を図４に示す。

ＴＶＦの特徴は、以下に示す通りである。

項　目	内　容	
外形寸法	43φ×104h (cm)	
固化ガラス体積	約110ℓ	
全重量	約380kg	
固化ガラス重量	約300kg	
容器材質	SUS 340L(一部SUSF 304L)	
標準化学組成 (wt%)	ガラス原料（75wt%）	
	SiO_2	46.7
	B_2O_3	14.3
	Al_2O_3	5.0
	Li_2O	3.0
	CaO	3.0
	ZnO	3.0
	廃棄物（25wt%）	
	Na_2O	10.0
	核分裂生成物	9.9
	その他	5.1

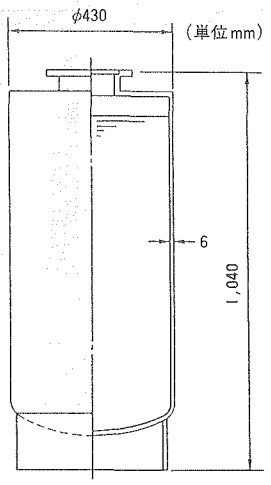


図４　TVFガラス固化体仕様と標準化学組成

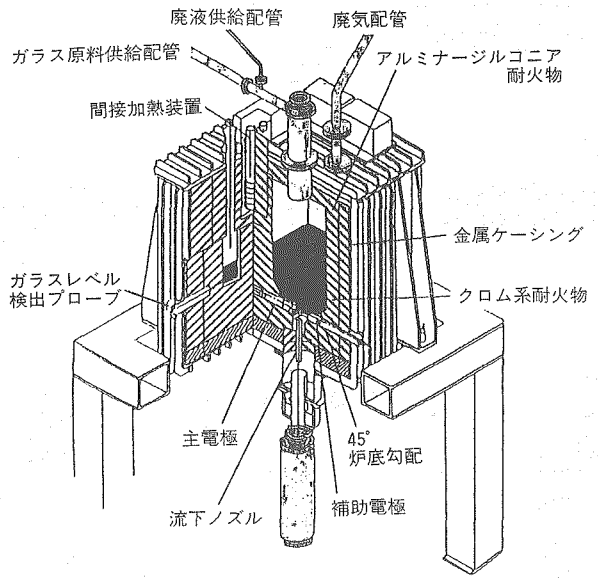


図５　ガラス溶融炉鳥瞰図

①　液体供給式直接通電型セラミックメルタ（図５）

ガラス固化方式としては、前述の通り世界的にＡＶＭ／ＡＶＨ法とＬＦＣＭ法（液体供給式直接通電型セラミックメルタ）の２方式が主流となっている。ＴＶＦにおいては、ガラス溶融炉の長寿命化とガラス固化プロセスの簡素化を図る観点から液体供給式直接通電型セラミックメルタを採用した。

また、ガラス溶融炉に高レベル放射性廃液とガラス原料を供給する方式として、ガラス溶融炉からの粉塵の発生を抑制しオフガス処理工程の負担を軽減する観点から、ガラスファイバーカートリッジ方式を採用した。

②　全遠隔保守方式（図６）

ＴＶＦにおいては、作業者の被ばく量の低減と施設運転稼働率の向上の観点から、ガラス固化プロセスの主要機器の保守方式として、遠隔操作可能なクレーン、両腕型マニプレータ等の遠隔保守機器により保守を行う、「全遠隔保守方式」を採用した。これら「全遠隔保守方式」の対象機器は、遠隔保守機器の効率的運用を図るため、固化セルと呼ぶ、高さ13m、長さ27m、幅11.6mの大型セル内に設置されている。

さらに、遠隔操作・保守を容易にするため、セル内機器をモジュール化し、ラック単位に組み込むとともに、配管をつなぐ遠隔継手を採用している。

③　低風量換気システム

固化セルの換気方式は、換気風量の低減化による換気設備の合理化を目的として、「低風量換気方式」を採用した。本方式は、固化セル内に設置されたインセルクーラによる温度制御により、固化セル内の負圧を維持しながら換気回数を１日１回程度まで低減する方式である。

以上の方法を採用することにより、作業者の被ばく量の低減と建設費の削減を図った。

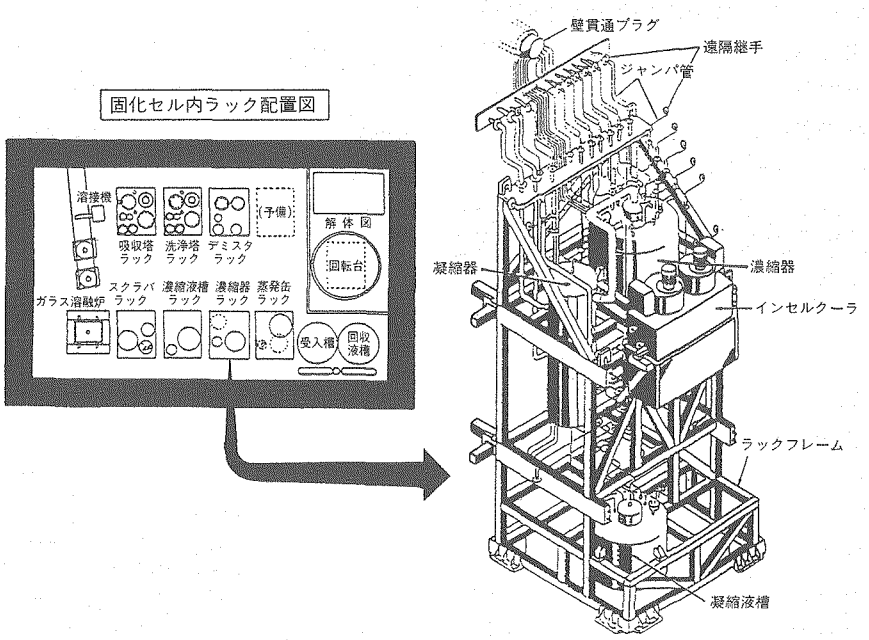


図６　ラックシステムの概念

2) 設計および建設[1)]

ＴＶＦの設計は、昭和55年度の概念設計から、昭和62年度の実施設計まで、並行して実施した技術開発および合理化検討の成果を反映しつつ実施し、これら設計成果をもとに、「核原料物質、核燃料物質および原子炉の規制に関する法律」にもとづき昭和62年３月に再処理施設設置変更承認の申請を行い、昭和63年２月に承認を得、さらにこれに続く設計および工事の方法の認可を得た。ＴＶＦは、昭和63年６月に着工し、平成元年１月からは機器類の製作・据付が始まり、平成３年２月に建築工事が終了し、同年６月に機器類の据付が終了した。

平成３年７月からは作動試験を実施し、平成４年４月に竣工した。

ＴＶＦの建設工事は、動燃事業団の施工管理の下、建築工事、電気工事、換気工事を担当する各建設共同企業体、および、主要な内装設備を担当する機器メーカにより実施された。本工事は、工期約４年、工事に要した延人数約30万人、ピーク時の作業人数は１日に約700人におよぶ大型工事であった。

3) コールド試運転[2)]

施設・設備の安全性、運転性および保守性を確認するとともに運転員の操作を習熟を目的として、非放射性の模擬廃液による「固化プロセス運転試験」および「遠隔操作・保守試験」を、平成４年５月から、約２年間にわたり実施した。

固化プロセス運転試験では、非放射性の模擬廃液により、約80本の模擬ガラス固化体を製造することにより以下の試験を実施した。

① 施設・設備の安全性（オフガス処理機器の除染性能確認等）
② ガラス溶融炉運転モードの確認、白金族元素の挙動確認
③ 運転性、機器の信頼性・特性の確認
④ 廃液濃度推定精度、定量供給精度、および廃棄物含有率の管理精度の確認によるガラス固化体製造における品質管理方法の確認

固化セルをクローズした後には、作業員がセル内に入室することはできないため、遠隔操作・保守試験では、固化セル内に設置されたすべての設備機器、すなわち、プロセス設備のほか遠隔操作機器自体についても、遠隔操作による取外し・再取付け操作を実施し、遠隔操作・保守性を確認するとともに、保守方法・機器類の改良等を実施した。対象とした設備機器は、溶融炉１基、ラック７基、遠隔継手414本、ボルト4085本等、遠隔操作機器を加えた遠隔脱着総数は6668点であった。また、遠隔操作を補助する総数 315基のインパクトレンチ、緩み確認治具およびラック吊り上げ治具の取り扱い総数は、延べ3032回であった。本試験を通じて、遠隔操作機器の各設備へのアクセス性についても確認すると同時に、固化プロセス試験との交互実施により、運転による熱負荷などの影響の把握、あるいは、保守後のプロセス全体としての健全性確認を実施した。

コールド試運転の結果を踏まえ、気液分離器の遠隔化(予防保全)、ガラス原料供給機構の改良(操作性の向上)、廃気冷却管の改造（信頼性・耐久性の向上）および遠隔操作用の把持部形状変更等の改善処置を実施し、ホット試運転に備えた。

4) ホット試運転

ホット試運転においては、環境への放出放射能量およびセル遮蔽性能等に係わる施設の安全性を確認する安全性確認試験、および、ガラス固化体の製造および保管に伴うガラス固化プロセス設備の性能等を確認する固化プロセス性能確認試験を実施するとともに、線量当量率等の性能に係わる使用前検査を受検し、合格証を取得することを目的とした。

平成６年９月２日に管理区域を設定し、再処理工場との配管接続工事を９月26日に終了し、ホット試運転に係わる設備機器の準備を終了した。

ＩＡＥＡおよび日米原子力協定に基づく保障措置上の手続きを経て、平成７年１月24日に第１回目の高レベル放射性廃液の受入れを実施した。

当初は、高レベル放射性廃液を希釈し、段階的に廃液の放射能濃度を高めながらガラス固化処理を行い、放出放射能量、遮蔽性能、プロセス設備・機器の性能等の確認を実施しつつ、２月20日には我が国初の実規模ガラス固化体を製作した。

２月22日に第３本目の溶融ガラスを流下中に「溶融ガラスの流下停止」が発生したため、ガラス溶融炉の運転を停止し、原因の究明、再発防止対策の検討結果に基づき結合装置等の改造等を８月末までに実施した。本トラブルの原因は、ガラス流下時の炉底部溶融ガラス温度が低下し、溶融ガラスが、流下ノズルの正常な位置から偏って流下し、結合装置内に冷えて堆積したというものであった。しかし、溶融ガラス温度の管理方法の改善と結合装置の改良により問題の解決を図った。

その後、９月から実濃度の高レベル放射性廃液により20本のガラス固化体を製造するとともに、放出放射能量、遮蔽性能等の安全性確認および設備機器の性能ならびに運転特性を確認した。

ホット試運転においては、下記の試験を実施した。

① 高レベル放射性廃液の受入れに伴う廃液の漏洩の有無（含む遠隔継手部）
② セル遮蔽性能
③ ガラス溶融炉、濃縮器等の放射性物質の廃ガスへの移行率および廃ガス処理機器の除染性能
④ 環境への放出放射能量
⑤ 固化セル温度制御特性（低風量換気システムの確認）
⑥ プロセスマテリアルバランスデータの取得
⑦ ガラス溶融性の確認およびコールド試運転により確立したガラス溶融炉運転モードの確認（含む白金族元素の挙動確認）
⑧ ガラス流下精度の確認
⑨ 固化体取扱性の確認
⑩ 固化体品質の確認

10月26日には、線量当量率等の性能に関する科学技術庁の使用前検査を受検し合格した後、12月1日に使用前検査合格証を取得し、開発運転を迎えることとなった。

5) 開発運転

開発運転に移行後、施設の安全性、放射能収支、大型セルに伴う保守性の評価とともに、ガラス固化プロセス各設備機器の性能ならびに信頼性評価を継続し、溶融炉の安定運転データの蓄積等に係わる試験を平成8年4月から6月までおよび9月から11月まで実施し、運転データを取得するとともに、各々20本のガラス固化体を製造した。

なお、ホット試運転開始後、平成8年7月末までに累積42本のガラス固化体を製造した。

今後、動燃事業団は、プラント規模でのガラス固化技術の蓄積とより一層の信頼性の向上を図るため、下記の開発を実施していく計画である。

① 設備・機器の信頼性の改善
② ガラス溶融炉解体技術の実証
③ 運転および遠隔保守支援システム開発
④ ガラス溶融炉の伝熱・流動数値解析技術の向上

(3) 国内外機関との協力

動燃事業団は、ガラス固化技術を自主技術として開発しているが、その効率的推進のために、日本原子力研究所等国内諸機関はもとより、海外機関との協力も推進している。

独国のカールスルーエ原子力研究センター（FZK；旧名ＫｆＫ）とは、高レベル放射性廃棄物管理等に関する協力協定を1981年に締結し、定期的に情報交換会議の開催と技術者の相互派遣を行ってきている。

また、米国エネルギー省（ＤＯＥ）との間には1986年に廃棄物分野における技術協力協定を締結し、高レベル廃棄物に関する専門家会議を定期的に開催してきた。

昭和63年4月に日本原燃サービス株式会社（現在日本原燃株式会社）が、同社のガラス固化施設技術として直接通電セラミックメルタ方式の採用を決定した。このため、動燃事業団のガラス固化技術開発成果は、商業再処理工場用ガラス固化施設へ反映されることとなり、動燃事業団は、日本原燃株式会社に対し設計作業および同社職員の運転研修の受入れ等の技術協力を進めている。

このような協力関係を通じ、研究開発の効率化が図られてきており、今後、ＴＶＦの開発運転開始およびガラス固化技術の高度化開発という新しい段階においても、さらに積極的な協力関係の展開が期待されている。

2.3 ガラス固化処理の高度化に向けた技術開発

動燃事業団は、昭和63年頃から固化処理技術のさらなる高度化に向けた技術開発に着手した。固化体発生量の低減および固化処理に伴う二次廃棄物発生量の低減を目的とした技術開発として溶融技術高度化および高減容処理の2種類の技術開発を実施している。

また、ガラス溶融炉開発設計の効率化および運転支援のため、熱流動解析コードの開発を昭和56年に開始した。

昭和62年からは、ガラス固化技術開発情報を保管する廃棄物研究開発データベースの開発に着手した。平成2年に基本システムが完成し、現在運用中である。

平成7年には、熱流動解析コードを中心にして、廃棄物研究開発データベースを含めた溶融炉設計支援システムの開発に着手した。

(1) LFCM法によるガラス固化処理の高度化技術

1) ガラス溶融炉設計支援システムの開発

溶融炉の開発・設計および運転の効率化を図るため、従来のコールドの工学試験炉の試験結果を積み上げて設計などを行う手法に代わり、電算機を利用した数値解析による設計支援システムの開発を進めている。システムの中心となるのが、ガラス溶融炉内の流動、温度分布、通電状況などを解析把握する熱流動解析コードである。解析モデルの検証・評価として、実規模の試験溶融炉の運転データとの比較および模擬流体（グリセリン）

を用いた直接通電型溶融炉の物理モデルでの検証試験を行っている。[3)~6)]

2）溶融炉内検査技術

ガラス固化プロセスの主要機器である溶融炉は高温（1100～1200℃程度）で運転を行うため、溶融ガラスに接する耐火物および電極が徐々に侵食される。溶融炉は接ガラス材料として十分な腐食代を有するが、一方、侵食量の検査技術開発も進めている。検査は高レベル廃液を取り扱うセル内で実施するので高空間線量率の環境で使用可能なシステムの開発を進めている。すでに、基本設計を行い、健全性の確認手段としてはＩＴＶが、侵食量の測定方法としては光学的原理に基づく測距法が有効と判断された[7)]。

3）ガラス溶融炉の解体技術

使用済となった溶融炉は、高放射性の大型廃棄物となる。合理的な廃棄物貯蔵管理を行うためには、溶融炉の解体および解体片の分別が必要であり、解体に関する技術開発を進めている。

これまでに溶融炉の解体手順を明らかにするとともに、ＴＶＦに設置される解体設備の設計を進め、ＴＶＦの建設に反映した。また、耐火物解体法の検証として、コールド溶融炉を対象に、耐火物の遠隔解体試験を実施した[8)]。

(2)　新型ガラス溶融炉の開発

1）コールドクルーシブル誘導溶融炉（CCIM）

本溶融炉は、図７に示すように高周波コイルの中に多数のスリットを有する水冷式の金属製容器を設置し、容器内の物質を直接誘導加熱して溶融するものである。本方式は、溶融物を浮上あるいは溶融物と容器が接触する部分に未溶融の固体層を形成させることにより、溶融物を容器と直接接触させずに溶融できるため、高融点の物質を溶融可能であり、容器の寿命が長く二次廃棄物の発生量が少ないという特徴を持っている。これらの特徴から、一般工業界では、チタン等の活性金属の溶融やシリコン等の高純度材料の無汚染溶融に応用されている。

仏国、露国および日本等において、使用済燃料被覆管廃棄物の処理および放射性廃液のガラス溶融への適用に関する研究開発が進められている[9)~11)]。

動燃事業団においては、平成２年に本溶融炉の開発に着手し、平成３年には小型試験装置の製作および金属およびガラスの溶融特性試験により、各種廃棄物への適用性を評価している。

2）円筒電極直接通電型溶融炉（JCEM）

本溶融炉は図８に示すように耐火れんが構造の中の円筒状の電極とその中心に設置された棒状の電極との間でガラスに通電することにより加熱するものである。侵食に伴う交換対象材料が限定されるため、寿命に達した後の廃棄物発生量が直接通電セラミックメルタに比べ少なく、白金族元素の影響を受けにくいという利点を有する。平成元年に小型試験装置を、平成５年に工学試験装置を製作し、これらによる試験を行って成立性を評価するとともに、運転特性および炉材料の耐食性について評価している[12)13)]。

3）高減容処理技術の開発

廃棄物含有率を高めれば固化体量の減少に伴い

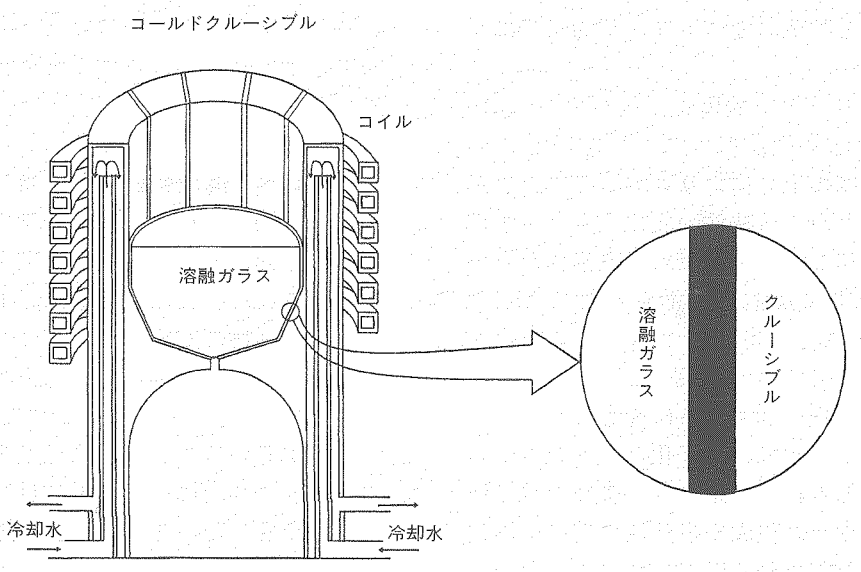


図７　コールドクルーシブル誘導溶融炉（CCIM）の構造

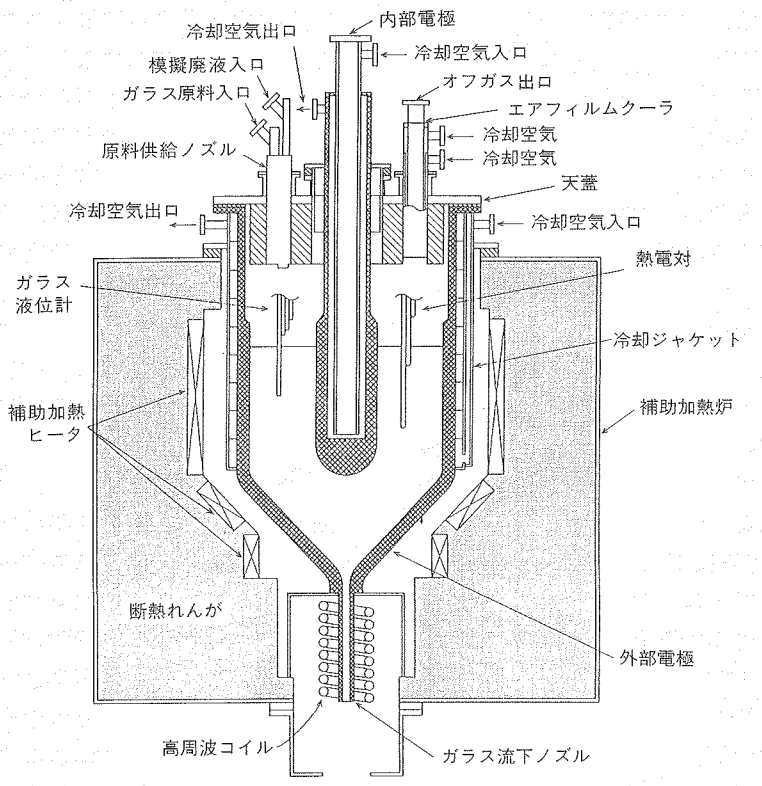


図８　円筒電極直接通電型溶融炉（JCEM）の概念
（JCEM：Joule-Heated Cylindrical Electrode Melter）

貯蔵および処分の負担軽減が期待できる。高レベル廃液ガラス固化体中の廃棄物含有率は、ガラス組成の若干の違いはあっても各国とも、おおむね核分裂生成物で12wt％、廃棄物で25wt％前後である。固化体中の廃棄物含有率を増加させようとする場合、Na含有率の増加に伴う化学的耐久性の低下、水に溶けやすい相分離物の発生および崩壊熱の増大による貯蔵温度の上昇が制約因子になる。

相分離物はモリブデン酸塩を主成分とし、Moのガラス中での溶解度が低いことに起因している。また貯蔵温度の上昇により許容温度以上に長期間保持されるとガラス特性の変化をもたらすガラスの結晶化を起こす。このため、廃棄物含有率を高める方法として廃液からあらかじめMoや発熱元素(Sr, Cs)等を分離してからガラス固化する方法が検討されている[14),15)]。また、溶融温度を高めて廃棄物含有率を増加させる研究も行われている。一方で、ガラス組成の高度化という観点からは、濃度が高くとも化学的耐久性が低下せずMoの溶解度の高いガラス組成や耐熱性の高い結晶化ガラス等の開発が望まれる[16)]。

動燃事業団においては、本技術について元素分離試験および固化試験を実施し、平成５年には実廃液による高廃棄物含有率（45wt％）のガラス固化体の作製に成功した。本試験においては、モリブデン分離に沈殿物分離法が、また、発熱元素分離に脱硝沈殿法が使用された。

また、電解法による白金族元素分離試験、分離物固化に適するガラス原料組成の開発および特性評価も実施し、平成７年には、総廃棄物発生量を約半分まで減少できるプロセス概念の成立性の見通しを得た。

3．低レベル廃棄物処理技術開発

3.1　プルトニウム廃棄物処理技術開発

ＭＯＸ燃料製造に伴って発生するプルトニウムで汚染された廃棄物を対象に、ＴＲＵ核種を含む放射性廃棄物の減容処理技術に関する実証試験をプルトニウム廃棄物処理開発施設（ＰＷＴＦ）で実施している。（図９）。

ＰＷＴＦの特徴としては、主要設備機器をグローブボックス内に設置しＴＲＵ核種の閉じ込め性向上に配慮したことおよび可燃性、難燃性、不燃性といったすべての種類の廃棄物を減容安定化処理するため、焼却および溶融固化等の各種処理設

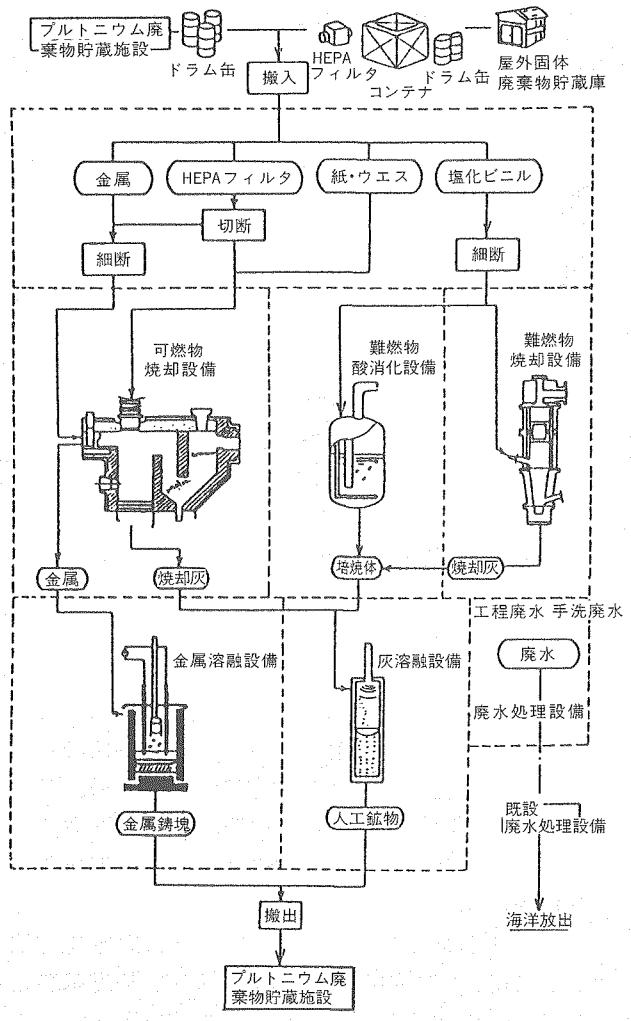


図9　PWTF における廃棄物処理フロー

備類を一式備えていることが挙げられ、世界に先駆けて運転を開始した。

実証運転は、昭和62年12月より可燃物の処理を中心とした前処理選別、可燃物焼却、焼却灰溶融等の処理設備の運転を皮切りに、難燃物および金属等の廃棄物についても順次、処理を開始し、処理設備の改良を計画的に進め、平成８年３月まで累積処理量164t を達成する等、ＴＲＵ核種を含む放射性廃棄物を着実に減容安定化処理してきた。

可燃物の処理技術については、紙、布、ＨＥＰＡフィルタ等の焼却・減容処理および焼却灰の溶融固化処理を通して処理設備の設計値をほぼ満足していることを確認するとともに、極めて高い減容性を有していることが確認できた。今後とも、これまでに積み上げてきた運転データおよび保守・補修データを基に設備機器の予防保全を進め、メンテナンス期間を短縮させる等運転性の向上を図っていく。

難燃物の処理技術については、施設の建設段階において酸消化法とサイクロン焼却法の二つの処理設備を設置し，模擬廃棄物および実廃棄物の処理試験を通して，これら処理方式に関する運転および保守・補修に関する技術データの蓄積を図ってきた。これらのデータに基づく技術評価の結果を踏まえ、特に滞貨量が増加する難燃物に対処するための処理能力の増強を目標にした難燃物処理設備の設置工事を進めている。

金属廃棄物処理技術については，グローブボックスの主要構造材であるステンレス鋼を中心とした減容安定化処理を実施し、設計値をほぼ満足する結果が得られている。一方、複雑な形状の金属廃棄物については、現状のＰＷＴＦの金属細断設備では処理できず貯蔵保管されている。これらの廃棄物に対しては、ＰＷＴＦへ搬入する前に適当な大きさに切断する等の前処理を行う設備の設計を進めている。

これら廃棄物の減容安定化処理を通して蓄積された運転・保守に係わる技術データは、低放射性廃棄物処理技術開発施設（ＬＷＴＦ）等の今後の施設設計に反映されている。今後は、減容安定化処理を通しての技術データの蓄積を継続すると共に、減容安定化処理に伴って発生する固化体の長期健全性評価等を進めて行く予定である[17),18)]。

3.2　再処理廃棄物処理技術開発

再処理施設から発生する低レベルの廃棄物のうち、気体廃棄物については、フィルタによるろ過等を行った後希釈・分散しているがＡＬＡＲＡ（As Low As Reasonably Achievable）の観点からさらなる放出放射能量の低減を目指してクリプトンの回収技術開発を実施している。液体廃棄物についても、ろ過や濃縮操作等を行った後、希釈・分散することを基本とする一方、低レベルの濃縮廃液や廃溶媒については、それぞれアスファルト固化体やプラスチック固化体にした上で貯蔵管理している。また、固体廃棄物の内、可燃物は焼却減容するとともに、焼却灰、ハル等の高線量廃棄物も含めた不燃物・難燃物については専用容器に収納したうえで貯蔵管理している。これら貯蔵管理している廃棄物については、貯蔵時の安全性をより一層向上させ、貯蔵容量の低減を図るとともに、貯蔵・処分に適した形態を目指し、減容・安定化に係わる技術開発を実施している。

本項では、再処理廃棄物に係わる主な技術開発としてクリプトン除去、廃溶媒処理、濃縮廃液および廃溶媒の減容処理、ハル等廃棄物の処理につ

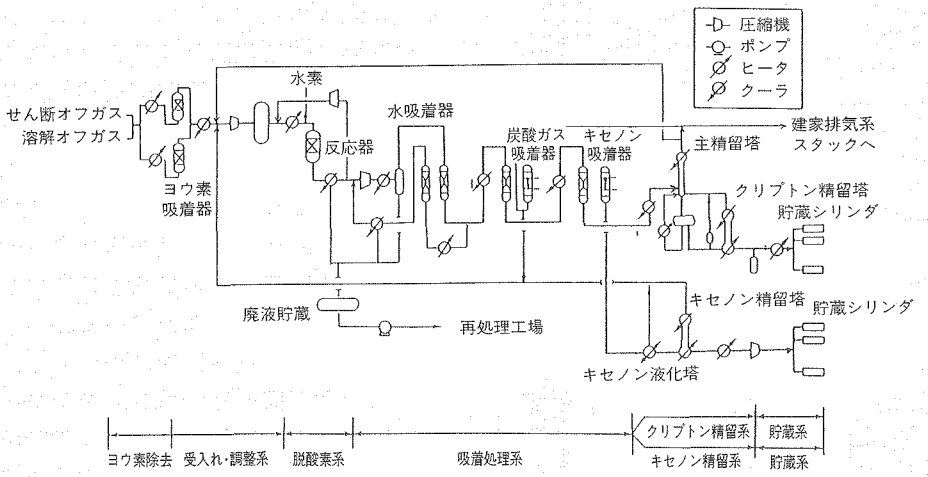


図10　クリプトン回収技術開発施設のプロセスフロー

いての現状を述べる。

(1)　クリプトン回収技術開発

1)　クリプトン回収技術開発

再処理工場から大気中に放出する放射性クリプトンについては安全上の問題はないが、環境への放出量を実用可能な限り低減化するというＡＬＡＲＡの考え方に基づいてクリプトン回収技術開発を進めている。クリプトンの回収技術としては、米国においてＲＩとしてのクリプトンの回収プラントの運転実績があり、実用化の可能性が最も高い液化蒸留法を昭和47年に採用した。本方法は、オフガスに含まれるクリプトンと他の成分との沸点の違いを利用して、極低濃度で存在するクリプトンを冷却液化し、オフガス中から分離、濃縮するものである。基礎試験、工学試験を経て技術確立に向けての実証施設であるクリプトン回収技術開発施設を建設した。図10に本施設のプロセスフローを示す。昭和58年度からコールド試験運転を開始し、各工程の性能確認および運転制御方法の確立を図った後、昭和63年３月には、再処理工場の使用済燃料のせん断および溶解時の放射性クリプトンを含むオフガスを初めて受け入れ、ホット試験運転を開始した。ホット試験では、少量の放射性クリプトンを用い、クリプトンガスの閉じ込め機能、放射線管理機能等施設の基本的な安全性を確認し、平成２年12月には、原子炉等規制法に基づく使用前検査の合格証を取得した。その後、再処理工場からのオフガスの受け入れを段階的に増加し、クリプトン回収の実証を目的とした開発試験を実施している。平成７年度までに、約２カ月間の開発運転を８回実施し、再処理工場のオフガスを連続的に処理する等順調に試験を継続している[19),20)]。

2)　クリプトン固定化技術開発

現在、回収したクリプトンの貯蔵技術としては、シリンダ貯蔵法を採用している。この方法は、高圧のガス状態でクリプトンを貯蔵するため、長期間にわたる貯蔵には、さらに管理の容易な方法で貯蔵することが望ましく、クリプトンを固定化する技術の開発を実施している。

クリプトンは不活性なガスであり、固定化方法としては、物理的な方法に限られる。基礎試験として、ゼオライト封入法およびイオン注入法による試験を実施し、それぞれの方法の原理実証を行い、プロセスの基本特性、開発課題などを明らかにした。その結果を基に、平成元年度には、これら二つの固定化法を比較評価し、イオン注入法の実証を図ることとした。

イオン注入法の原理を図11に示す。イオン注入法は、高電圧の負の電極間（ターゲット電極とサブストレイト電極）にクリプトンを導入し、グロー

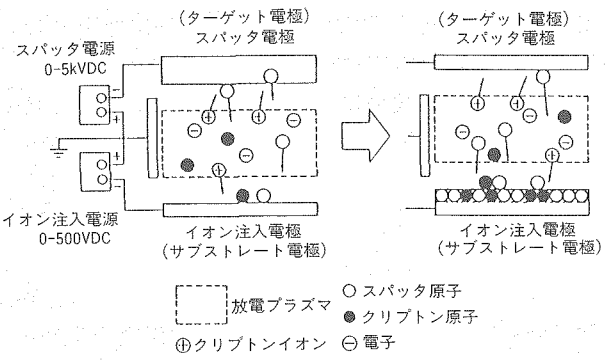


図11　イオン注入クリプトン固定化の原理

放電によりクリプトンをイオン化させる。プラスイオンとなったクリプトンは、マイナスの両電極に電気的に吸引される。電極の電圧を調整することにより、ターゲット電極金属をクリプトンイオンの衝撃によりスパッタリングさせ、一方のサブストレイト電極で、スパッタ金属原子と吸引されたクリプトン原子が新たな金属層を形成し、クリプトンが固定される。クリプトンを固定する金属は、種々の金属の組み合わせの中から、ＮｉとＹの組み合わせを選定した。イオン注入法を採用した最大の理由は負圧操作であり、プロセスインベントリーが少なく放射性ガスを取り扱う上で安全性に優れた点にある。

平成２年度から、コールド工学試験を実施しており、300Nℓのクリプトンガスを処理できる小型装置を開発し、約1,000時間の連続注入処理を達成している。形成されたクリプトンを含む金属固化体は、アモルファス構造を呈しており、固化体を構成する原子の比率は、おおむねKr：Ni：Y＝1：8：1である。また、クリプトンを固定化した合金の熱的安定性など固化体評価試験を実施し、温度と時間による固化体からのクリプトンの放出特性を明らかにし長期貯蔵時の安定性等を確認してきている。

さらに、ホット試験による技術確証を図るため、クリプトン回収技術開発施設内に、小型のホット試験設備を設置し、回収したクリプトンを使用した固定化試験および固化体評価試験を実施する。なお、コールド工学試験についても継続し、装置のスケールアップを目指した大型装置の開発試験を実施している[21),22)]。

3) キセノン精製技術開発

再処理オフガス中には、クリプトンより多くのキセノンが含まれており、本施設に受け入れられ、クリプトン回収の前処理段階で分離される。

キセノンガスは、光源として太陽光に近い波長を発する等の特徴を持つ高価なガスであり、利用できればクリプトン回収コストの低減化が期待できる。そのため、回収されるキセノンガス中に含まれる数十ppmのクリプトンを取り除く、キセノン精製技術に取り組んでいる。精製法としては、特殊な吸着材を用いたキセノン／クリプトンの吸着分離法を用いており、分離性能の確認のため、ＲＩ(Kr-85)を使用した試験を実施している。

以上、クリプトンの回収技術、回収したクリプトンの固定化技術およびキセノン精製技術等の開発を進め、総合的なクリプトンの回収技術の確立を図っていく計画である。

(2)　再処理廃溶媒処理技術開発

再処理工場のU、Pu抽出工程で使用され、放射線により劣化した廃溶媒（30％リン酸トリブチル：ＴＢＰ、70％ドデカン）をＴＢＰとドデカンに分離し、安定化する技術を実証するために廃溶媒処理技術開発施設を建設した。ＴＢＰとドデカンの分離方法としては、独国・カールスルーエ研究所で開発され、パイロットプラント規模のホット施設で唯一実績があった「リン酸抽出法」を採用した。これは、廃溶媒にリン酸を添加してＴＢＰと化合物を生成させ、相分離によって分離するものである。分離したＴＢＰは熱可塑性樹脂（ＰＶＣ）等とドラム缶内で混合し、プラスチック固化体としたのち貯蔵保管することとし、また、ドデカンはシリカゲル等の吸着剤で精製したのち、再処理工場で再使用するか、焼却処理する(図12)。

本施設は、昭和57年に着工し、同59年に竣工した。コールド試験では、プロセスの化学的特性、操作性などの確認を行うとともに、ＰＶＣ固化法において固化体の物性を改良するための試験を行った。また、熱硬化性樹脂（エポキシ）による固化法の開発を行い、処理設備を追加設置した。そ

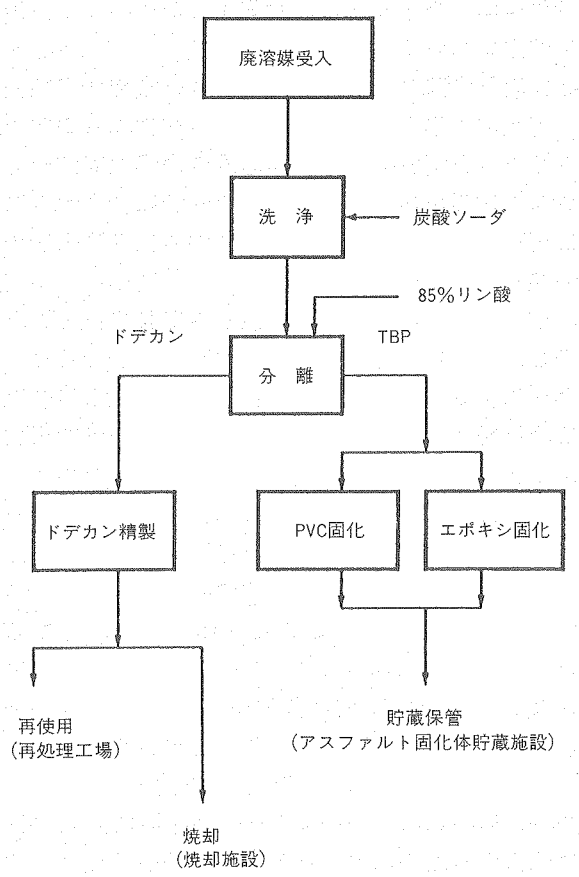


図12　廃溶媒処理技術開発施設プロセスフロー

の結果、ＰＶＣ固化法、エポキシ固化法の両技術について、実用化することができた。同60年12月から実廃溶媒を用いたホット試験を開始し、放射性核種の挙動調査等を行った。

昭和62年3月に使用前検査合格証を取得した。開発運転では設計値をほぼ満足していることを確認するとともに年間30～50m³の廃溶媒を処理する実証運転を継続している。また、分離・精製工程等からの二次廃棄物の発生量低減化を図るとともに、精製したドデカンを再処理工場で再使用するための技術的評価を行い、平成元年11月から精製ドデカンの再使用を開始した。さらに、ドデカンの精製に使用した廃シリカゲルの蓄積に伴い、貯槽から抜き出し、低放射性固体廃棄物として廃棄物容器に収納するための設備を平成8年12月頃に設置し、平成9年度から供用を開始する予定である。

ホット試験、開発運転を通じ、平成8年3月までに約400m³の廃溶媒を処理し、プラスチック固化体約1,600本を製作した。また、約130m³の精製ドデカンを再使用するために再処理工場へ供給する等して再処理工場の運転を支援している。

今後は安定的な運転を継続していくとともに、設備機器の経年変化等に対応するための保全技術を確立していくものである[24]。

(3)　濃縮廃液および廃溶媒の高度化処理技術開発

再処理工場の廃液処理工程から発生する硝酸ナトリウムを主成分とする高塩濃度の濃縮廃液から放射性核種を除去し、除去後の廃液に含まれる塩は再利用する等して、高減容を図る核種除去法の開発を進めている。

核種除去の目標は濃縮廃液からＴＲＵ核種を除去し、ＴＲＵ核種を含む放射性廃棄物とならないようにすること（非ＴＲＵ化）および除去後の塩溶液を酸とアルカリに分解し、再処理施設で再利用できるまで放射能濃度を低減することである。上記の目標を達成するためには、ＴＲＵ核種に対し除染係数として10^5程度が必要とされる。核種除去は二次廃棄物発生量低減化の観点から、できる限り少ないプロセスで構成されることが望ましい。しかし、濃縮廃液にはプルトニウム(Pu)、アメリシウム等のＴＲＵ核種やウラン(U)等のα核種、さらにヨウ素、セリウム(Ce)、ルテニウム(Ru)、ストロンチウム(Sr)、セシウム(Cs)等の$\beta\gamma$核種が含まれ、すべての放射性核種を効果的に除去するためには、それぞれの放射性核種の化学的特徴に合わせ、複数のプロセスを組み合わせる必要がある。そのため、動燃事業団では、

①ヨウ素をヨウ化銀として不溶化し、限外ろ過(UF)膜で固液分離する方法

②Pu、U等のα核種およびCe等の$\beta\gamma$核種を水酸化第二鉄で共沈させ、UF膜で固液分離する方法

③SrとCsをそれぞれチタン酸ナトリウムとフェロシアン化コバルトカリウムのイオン交換体を用いて吸着除去する方法

を組み合わせた核種除去法を選定した。本選定プロセスは鉄共沈・限外ろ過を中心にすえ、気相に移行しやすいヨウ素を化学沈殿・限外ろ過で最初に除去し、その他多くの放射性核種を鉄共沈・限外ろ過により除去した後、最後にSrとCsをイオン交換で除去する方法である。

本技術開発では昭和61年度から処理プロセスの調査研究を開始するとともに、プロセス条件選定およびプロセス評価のために模擬低放射性廃液を用いたコールド基礎試験を実施し、その結果をもとに鉄共沈・限外ろ過を中心とした本核種除去

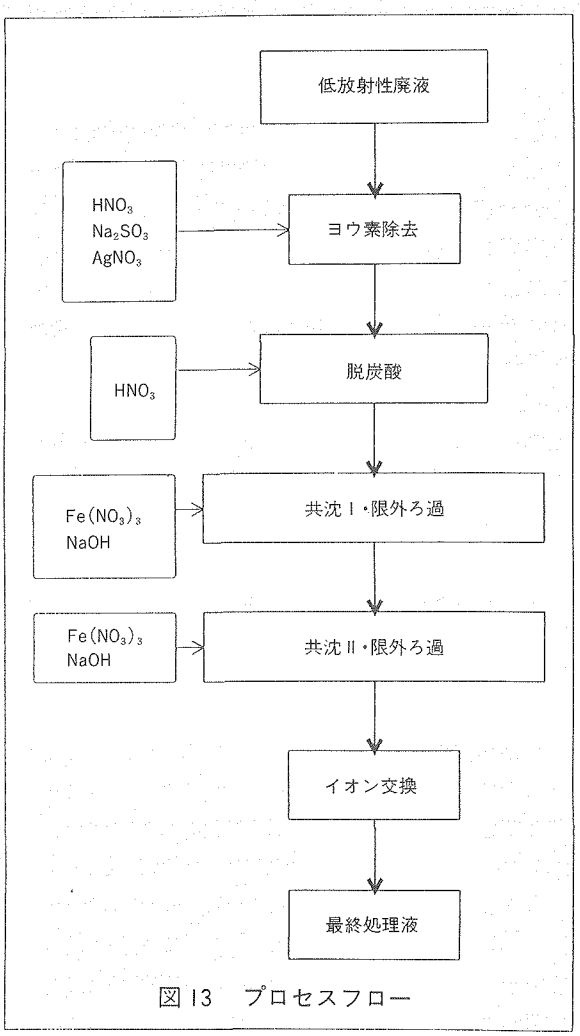


図13　プロセスフロー

法を選定した(図13)。平成元年度は模擬低放射性廃液を用いたコールド基礎試験として一貫通液試験を行い、高塩濃度領域での核種除去性能を確認した。平成2年度からは再処理工場の極低レベル廃液を用いたホット基礎試験を行い、極低濃度領域での核種除去性能を確認した。また、平成2年度にコールド工学試験装置を製作し、平成3年度から平成6年度にかけて模擬廃液を用いたコールド工学試験を行い、吸着剤の吸着特性のスケールアップ効果やUF膜のろ過特性、膜寿命の評価等を行った。平成3年度からは再処理工場の低放射性廃液を用いたホット基礎試験を行い、実際の多様な廃液からの核種除去性能を評価している。現在は、さらに操作条件の最適化および操作裕度の設定を目的としたコールドおよびホット基礎試験を実施している。

一方、東海・再処理施設から発生する廃溶媒は廃溶媒処理技術開発施設でトリブチルリン酸(TBP)とドデカンに分離し、ドデカンは再利用または焼却処理、ＴＢＰはプラスチック固化処理している。ＴＲＵ核種等の長寿命核種を含む廃棄物は処分負担軽減の観点から有機物であるプラスチック固化体よりも無機の固化体とする方が望ましいため、ＴＢＰを過酸化水素水と銅触媒により分解し、無機のリン酸溶液とする技術の開発を進めている。

昭和62年に基本プロセスの選定を行い、模擬廃液を用いたコールド基礎試験を昭和63年まで行い、ＴＢＰを無機化できることを確認した。平成元年度以降はＴＢＰの酸化分解反応に与える工学的因子（反応器の形状、サイズ、温度、キャリアガス流量、反応器内圧力）の影響確認試験を行うとともに、無機化したリン酸溶液から放射性核種を分離・除去するコールド試験を実施した。その結果、ランタンを共沈剤とした共沈・限外ろ過がα核種に対して大きな除去性能を有していることを確認した[24)]。

(4)　ハル等処理技術開発

使用済燃料再処理工場の剪断・溶解工程から発生する燃料被覆管（ハル）、集合体部材（エンドピース）やセル内から発生する雑固体（可燃物、難燃物、不燃物）等の廃棄物は、現在、発生形態のままステンレス容器（ハル缶）に収納した後、貯蔵施設で水中保管している。処分に向けて安定な固化体とするためにハル等廃棄物の処理技術開発を行ってきた。

ハル等廃棄物は原子炉中で放射化され、また、未溶解燃料や核分裂生成物で汚染された高線量固体廃棄物であり、特にハルは、炉内で発生するトリチウムの約半分を吸蔵するとともに、容易に酸化する活性なジルカロイファインを含むことなどが挙げられ、これらの特徴を踏まえて技術開発を進めている。

ハル等廃棄物処理に求められる条件としては減容性、安定性、核種の包蔵性が挙げられ、この観点から有望な処理技術として、HIP(Hot Isostatic Press)法、溶融法、圧縮法について基礎試験を実施した。

1)　ＨＩＰ法の開発

ＨＩＰ法は高温高圧下でハル相互およびハルとエンドピース等を拡散接合により固化する技術である。ＨＩＰ処理についてハル表面に酸化膜を形成した模擬ハルを用いた小型コールド試験を行い、安定した高密度の固化体を得るための基本条件を確立するとともに、ＴＲＵ元素等がハル相互の拡散接合界面に酸化物の形態で閉じ込められることを確認した。さらに、実規模コールド試験により、基本条件の妥当性を確認するとともにハルとエンドピースとの同時処理が可能であることを確認した。しかし、これらの試験を通して、廃棄物中に炭素等の不純物が混入した状態でＨＩＰ処理を施すと、ガスが発生し界面への介在により拡散接合不足となることが判明した。

2)　溶融法の開発

ハル等廃棄物を溶融固化する技術の一つとしてコールドクルーシブル誘導溶融法（ＣＣＩＭ）の適用性評価試験を行った。ＣＣＩＭの特徴は、溶融物を直接炉体に接触させずに溶融できるため炉体の侵食が少ない状態で高融点物質の溶融処理が可能な点である。ＣＣＩＭについては小型溶融炉（内径φ60 mm）を用いたコールド試験を行い、溶融温度や溶融速度、必要電力等の基本条件を確認した。今後は雑固体廃棄物の溶融処理に向けてＣＣＩＭ溶融炉の大型化を図るとともに、プラズマ溶融法等幅広く溶融技術開発を進めて行く。

3)　圧縮法の開発

ハルとエンドピースを同時に圧縮減容する方法のひとつとしてハル等廃棄物をカプセルに封入して高圧縮する方法について工学規模でコールド試験を行った。実ハルと機械的特性が似た模擬ハル材として、焼鈍前材のジルカロイを用いた。試験の結果、軽水炉用ハル・エンドピースは、390MPaの圧縮力によるφ400 mmのカプセル圧縮で約80％の真密度比が得られることを確認し、設備の基本条件を明らかにした。

4) ハル等廃棄物処理技術開発施設(HWTF)設計

ハル等廃棄物の処理技術の開発、実証を行う施設として、前述の技術開発の成果、国内外の状況および廃棄物貯蔵施設の状況等を踏まえ、減容比が高く開発課題の少ない高圧縮技術の採用を念頭に置いた処理施設（ハル等廃棄物処理技術開発施設：HWTF）の設計を進めている。

HWTFではハル・エンドピース等ジルカロイファインを含む廃棄物は高圧縮し、圧縮体をHWTF内の貯蔵セルに保管する。また、廃ジャグ等の可燃、難燃物は焼却処理し、焼却灰を既設の第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設に貯蔵する。図14に処理フローを示す。また、不燃物については今後溶融技術の開発を行って施設への反映を図って行く。

3.3　区分管理技術開発

「長計」によれば、MOX燃料製造施設や再処理施設から発生するTRU核種を含む放射性廃棄物は、含まれる核種やその放射能濃度等により適切な区分を行い、その区分に応じた合理的な処理処分方法を採用することが考えられている。このため、発生廃棄物や安定化処理した固化体中の極微量のTRU核種を非破壊で測定する技術が必要である。その主な測定法としては、パッシブガンマ法、パッシブ中性子法およびアクティブ中性子法があり、これらの測定法を単独で、または組み合わせて用いることが検討されてきた。

しかし、各測定法とも廃棄物中のマトリクスによる吸収および減速の影響、ならびに廃棄物中の核種およびマトリクス密度の偏在による影響をうけるため、それらの影響を適切に補正し測定結果

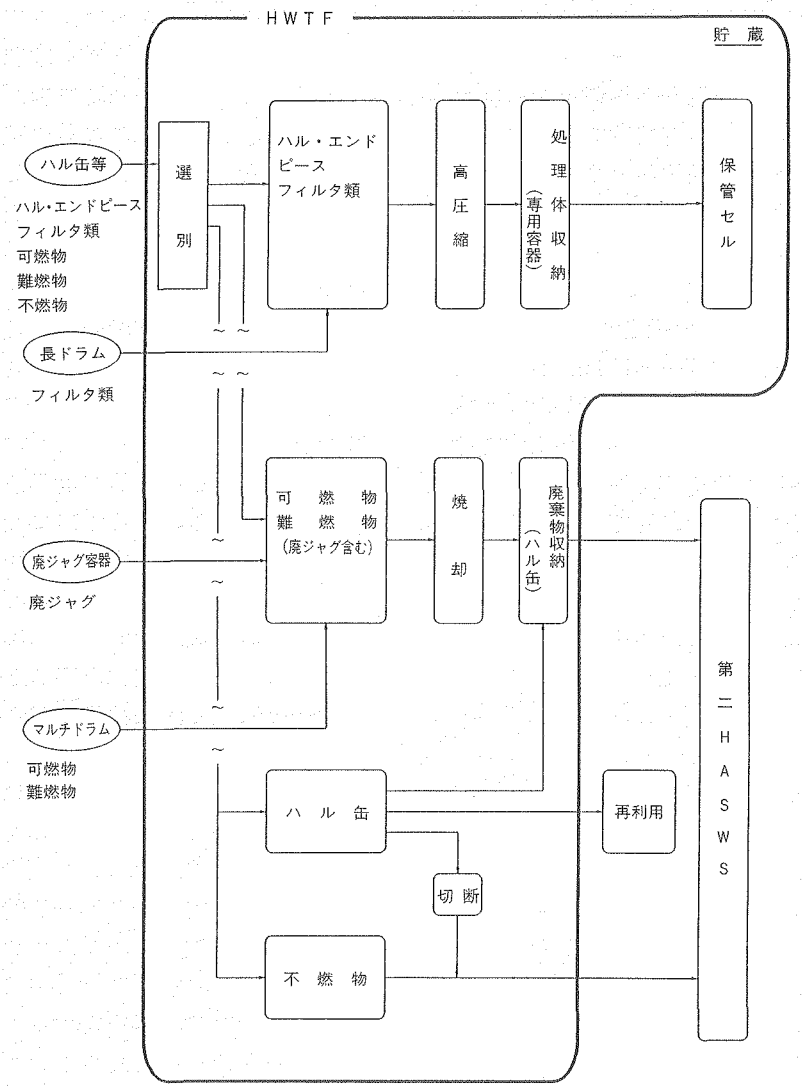


図 14　HWTF廃棄物の流れ

の信頼性を高める手法を確立することが必要である。

さらに、区分目安値（1GBq/ton）を基準に廃棄物を区分していくためには，検出感度の向上が重要な課題となっている。これらの課題を解決するため、上記の測定法についての試験を進めている。

パッシブガンマ法については，廃棄物中に含まれるＴＲＵ核種のうち最も存在割合の大きい^{239}Puの放出するガンマ線を対象とした測定における検出感度，精度および廃棄物マトリクスによる影響の補正手法の評価を行い、低密度で均一な廃棄物については実証済である。

パッシブ中性子法については、同時計数法により廃棄物中の自発核分裂性核種を^{240}Pu実効質量として定量する測定試験を進めている。また、本測定法の検出対象が透過性の高い中性子であるため、金属、固化体等の高密度廃棄物の測定に利用できることを確認した。

アクティブ中性子法については，平成２年にアクティブ中性子測定装置（写真１）をプルトニウム廃棄物処理開発施設に導入し、測定試験を開始した。平成７年までに、廃棄物マトリクスによる吸収および減速の影響を廃棄物毎に評価する手法を考案した。また、それら二つの評価結果を用いて廃棄物マトリクスによる影響を補正する手法を確立した。

今後の課題としては，廃棄物中の核種およびマトリクス密度の偏在による影響の補正手法の確立、ならびに検出感度の向上がある。このため、パッシブおよびアクティブ中性子法を中心に検出感度向上のための装置改良を含めた評価試験を行うとともに、パッシブガンマ法を中心に廃棄物中の核種およびマトリクス密度の分布情報を取得し、その影響を補正するための評価試験を進めていく予定である。[25)~28)]

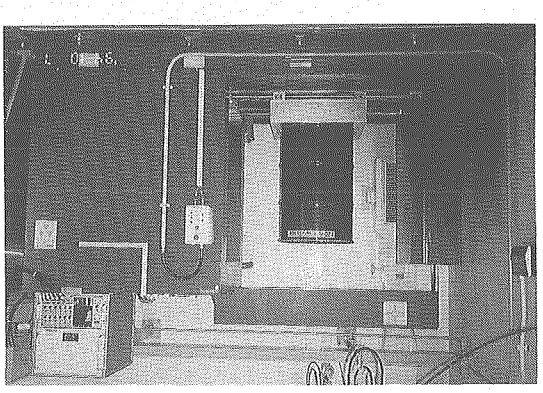


写真１　アクティブ中性子測定装置

3.4　核燃料施設解体技術の要素技術開発

大洗工学センターでは、固体廃棄物前処理施設（ＷＤＦ）における大型固体廃棄物処理に係る運転経験の蓄積と、除染技術および解体技術などの開発成果を踏まえながら、将来の核燃料サイクル施設のデコミッショニングに反映させるため、関連する要素（測定、除染、解体、遠隔操作）技術の開発（図15）を実施している[29),30)]。

測定技術に関しては、デコミッショニング作業の事前調査や作業段階（除染等）を合理的に進めていく上で、汚染のポイントや線源となる配管や機器に対して、遠隔から迅速に線源位置を特定し、定量化する技術が必要である。このために、対象物の前に設置したシンチレーションヨン検出器と走査機構およびＩＴＶカメラから成る検出部をコンピュータで制御し、広範囲の中から迅速に線源部位を映像化して特定することが可能な「放射線映像化装置」を開発し、実用化のためのモックアップ試験の後、本装置を用いて13施設を対象に放射線源位置の特定や被曝低減策等の評価のための測定データを収集し有効に反映した。さらに、放射線映像化装置による放射線の定量測定や放射線映像

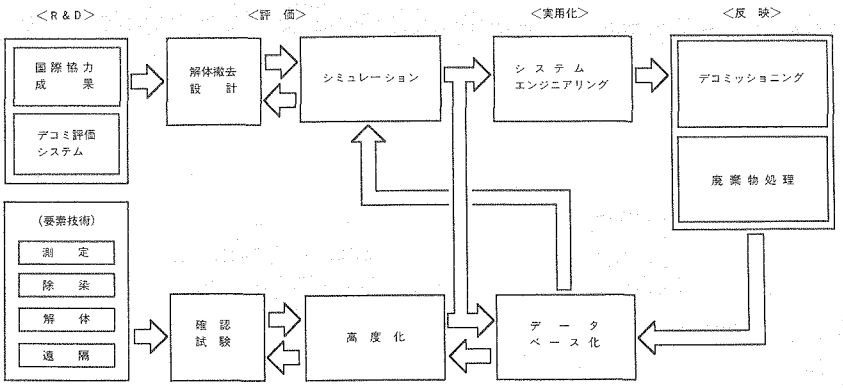


図15　デコミッショニング技術開発体系

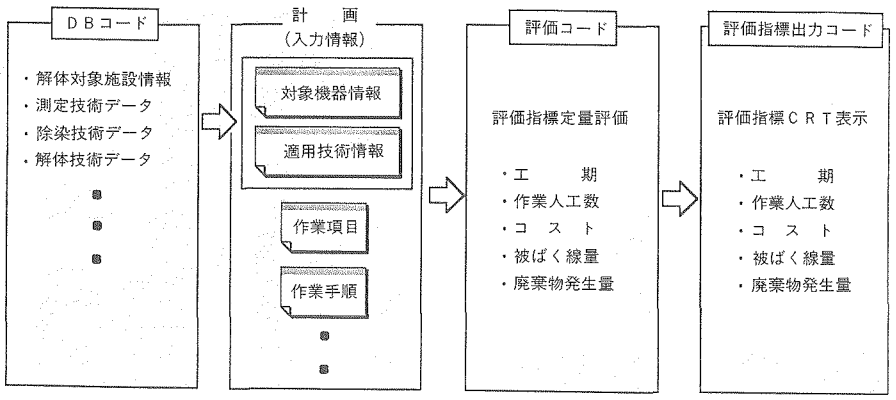


図16　デコミッショニング評価システムの構成

化装置の原理を応用した放射性廃棄物の仕分け装置の開発を進めている[31)~33)]。

除染技術の開発としては、汚染形態や対象物の性状に合わせた除染技術を選定して、有効に適用させることにより二次廃棄物を含む廃棄物の発生量が最も少ないシステムおよび作業環境を改善する技術を開発する必要がある。このために、二次廃棄物の発生の少ない一次除染技術として、ドライアイス粒を廃棄物表面に投射し、ルーズな汚染を除去するアイスブラスト除染装置の開発を行い、ＷＤＦへの導入を図り除染作業に適用するとともに、これらの成果を踏まえてさらに除染性能を向上するための高圧ドライアイスブラストシステムの開発を行ない、セル内機器の更新に係わる除染設備として導入し、廃棄物の低線量化に寄与した。

また、区分管理に直接係わる除染技術として、金属廃棄物表面を電気化学的に研磨する電解研磨除染装置を開発し、ＷＤＦのαホール内に設置して、実廃棄物を用いた除染試験を行い、除染特性、電解液再生特性の等、設備化関連データ等の収集を図った。またこれらの成果を基に、ニーズに応じた電解除染装置の設計および電解条件等を決定する電解除染シミュレーションコードの開発を行っている。さらに、適用範囲の広い除染技術としてレーザを用いた除染装置の開発のための基礎試験に着手した[34)~37)]。

解体技術については、多種多様の複雑形状を有する廃棄物の最適解体技術としてプラズマ溶断法を選定し、ＷＤＦのメインプロセスとして採用した。その結果をＷＤＦにおける実証運転により確認するとともに、周辺技術の開発を行っている。さらに、これらの成果を基に、デコミッショニング技術に必要不可欠な金属・非金属同時に切断可能なプラズマジェットトーチの開発とレーザを用いた切断技術の開発を行い、実用化に向けた基礎試験データを収集中である[38)~41)]。

遠隔操作技術は、解体技術の遠隔自動化を目指して、プラズマ溶断ロボットを開発しＷＤＦのαホール内に設置して、実廃棄物の解体を通じて諸データの収集を図っている。またセル内設置用として、小型軽量可搬型の解体ロボットの開発を実施し実用化試験を行うとともに、ロボットでハンドリングできる各種遠隔ツールの開発を進め、施設デコミへの適用化試験を行っている[30),33),42)]。

これらの要素技術の開発成果は、随時ＷＤＦおよびセル内機器の解体再生等に適用し実証を図りつつ、将来の核燃料サイクル施設の更新、解体計画などに反映させる計画である。そして、核燃料サイクル施設等のデコミッショニングの計画策定時においては、作業手順、解体に係わる技術・工法の選定を適切に行い、被曝線量、コスト、廃棄物発生量、作業人工数、工期等の最適化を図る必要がある。しかし、解体撤去の対象となる設備・機器等は膨大であり、またこれらに適用可能な解体技術・工法は複数考えられるために、計画策定時の要素となる作業手順、評価、計画の見直しが繰り返される。こうした検討作業すべてを人力で計算するのは容易でないために、立案された計画に対して被曝線量、コスト、廃棄物発生量、工期等を定量的に評価し最適な解体撤去計画策定の迅速化を図る「デコミッショニング評価システム」の開発（図16）を進めている。

4.　おわりに

上述のように、動燃事業団では再処理施設、プルトニウム燃料製造施設等から発生する放射性廃棄物の技術開発およびそれらを反映した技術開発

施設の建設・運転を通して適切に処理貯蔵管理を行ってきた。

特に、高レベル廃棄物ガラス固化技術開発については、国の方針に基づき、安定な形態に固化するためのガラス固化処理プロセスの開発を進め、その成果はプラント規模での技術開発施設であるＴＶＦの設計、建設および運転に反映された。この結果、ＴＶＦは着実に開発運転が行われており、さらに日本原燃株式会社が建設中の商業用再処理施設への技術移転についても、円滑に行われつつある。

低レベル廃棄物については、高レベル廃棄物と比較して、多種・多様でかつ量の多いことを考慮し、今後の重点課題として捕らえ、将来の処分を考慮した減容安定化処理ならびにリサイクルに向けた高度化技術の開発を行っていく。さらに、これらの技術開発成果に基づく処理貯蔵施設の整備を合理的に進めていく。

参考文献

1) 本橋昌幸、他：*動燃技報* **84** (1992. 12).
2) 吉岡正弘、他：*動燃技報* **91** (1994. 9).
3) Igarashi, H., et al.: *Glass Technol.* **32. 6** December, p. 206 (1991).
4) 寺田明彦、他：*第44回応用力学連合会*、平成７年１月、p. 139 (1995).
5) Igarashi, H., et al.: Mat. *Res. Soc. Proc. 257*, pp.169-176 (1992).
6) 菖蒲康夫、他：*日本原子力学会　1992年会C38* p．138 (1992).
7) 二村浩弥、他：*日本原子力学会「1996春の年会」* N34、p. 698.
8) 小林洋昭、他：*日本原子力学会「1996春の年会」* N35、p. 699.
9) Puyou, M., et al.：*The Third International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management* (RECOD' 91), Sendai, Japan, April 14-18, p.909 (1991, 2).
10) Stefanonovsky, S., et al.: *SPECTRUM'94,* pp.1258-1262 (1994).
11) 下田良行、他：「日本原子力学会 1995 秋の大会」Ｊ35
12) Igarashi, H., et al.: *SPECTRUM'94,* Atlanta, Georgia, USA, August 14-18, pp.1976-1881 (1994).
13) 正木敏夫、他：*日本原子力学会「1995春の年会」* Ｊ47, p. 483.
14) Kawamura, K., et al.: Mat. *Res. Soc. Proc. 353*, pp.87-93 (1995).
15) Yoneya, M., et al.: *Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation* (ICEM'1995), Berlin, Germany, Sept. 3-7, pp.389-393 (1995).
16) Kim, D. S., et al.: PNL-SA-23453 (April1994).
17) 間野正、他：プルトニウム廃棄物の処理、*原子力工業*、*37, 8,* (1991).
18) 稲田栄一、他：“プルトニウム廃棄物処理開発施設の実証試験”、*動燃技報*、*74* (1990. 6).
19) 中島健太郎、他：“再処理施設における放射性希ガス処理”、*日本原子力学会誌*、*21, 6* (1979).
20) 東海事業所再処理工場技術開発部試験運転第１課：再処理工程の運転　11. １クリプトン回収技術開発施設、*動燃技報*、*55* (1985. 9).
21) 林晋一郎、他：“クリプトンガスのイオン注入固定化試験（VI)”、*日本原子力学会「1993年秋の大会」予稿集*
22) 林晋一郎、他：“クリプトンガスのイオン注入固定化試験（X)－クリプトン注入合金の加熱によるKrガスの挙動－”、*日本原子力学会*「1996年春の年会」予稿集
23) 東海事業所再処理工場技術開発部試験運転第２課：再処理工程の運転　11.3 廃溶媒処理技術開発施設、*動燃技報*、*55* (1985. 9).
24) 小林　師、他：“再処理低放射性廃液からの核種除去に関する研究”、*動燃技報*、*96* (1995. 12).
25) 大内　優、他：“アクティブ中性子法によるＴＲＵ核種測定技術開発”、*動燃技報*、*80* (1991).
26) 助川泰弘、他“アクティブ中性子法によるＴＲＵ核種測定技術開発（Ｉ)”日本原子力学会「1991年秋の大会」予稿集
27) 薄井和也、他：“アクティブ中性子法によるＴＲＵ核種測定技術開発（II)”、*日本原子力学会「1994年秋の大会」予稿集*
28) 家村圭輔、他：“アクティブ中性子法によるＴＲＵ核種測定技術開発（III)”、*日本原子力学会「1996年春の年会」予稿集*
29) 谷本健一、他：“大洗工学センターにおける核燃料サイクル施設のデコミッショニング技術に関する研究開発”、*動燃技報*、*84* (1992. 12).
30) 谷本健一、他：“核燃料サイクル施設のデコミッショニング技術に関する研究開発”、*デコミッショニング技報*、*11* (1994. 11).
31) 菅谷敏克、他：“放射線映像化装置の開発”、*日本原子力学会誌*、*30, 11* (1988).
32) 塩月正雄、他：“放射線映像化装置の実用化研究”、*日本原子力学会「1990年春の年会」予稿集*、Ｋ24
33) 原光男：“デコミッショニング技術の開発”、*動燃パンフレット*
34) 堂野前寧、他：“ＴＲＵ廃棄物の希硫酸を用いた電解除染”、*日本原子力学会「1993年春の年会」予稿集*、Ｊ38
35) 福井康太、他：“高圧ドライアイスブラストシステムによる廃棄物処理の効率化”、*日本原子力学会「1994年春の年会」予稿集*、Ａ4
36) 堂野前寧、他：“電解研磨シュミレーション解析による除染の最適化”、*日本原子力学会「1994年春の年会」予稿集*、Ａ3
37) 福井康太、他：“レーザ光による廃棄物処理の除染法の開発”、*日本原子力学会「1996年春の年会」予稿集*、Ｎ27
38) 菊地豊、他：“プラズマジェット切断法による耐火物の切断試験”、*デコミッショニング技報*、*4* (1991. 9).
39) 菊地豊、他：“カルコゲナイドガラスファイバーによる５μm帯ＣＯレーザの高パワー伝送”、レーザ学会第12回年次大会、(1991. 12).
40) 菅谷敏克、他：“プラズマジェット法による切断技術開発”、*日本原子力学会*「1992年秋の大会」予稿集、Ｈ46
41) 福井康太、他：“解体用プラズマジェットトーチの開発”、*日本原子力学会*「1995年春の年会」予稿集、Ｌ25
42) 菊地豊、他：“自動溶断ロボットの開発”、*日本原子力学会*「1990年春の年会」予稿集、Ｌ25

100号記念特集号

地層処分研究開発と地層科学研究

原　啓二　　武田精悦　　安藤康正
石川博久*　湯佐泰久*2　坪田浩二*2

環境技術開発推進本部
* 東海事業所環境技術開発部
*2東濃地科学センター

資料番号：100—13

Research and Development on Geological Disposal and Geoscientific Research

Keiji HARA　Seietsu TAKEDA　Yasumasa ANDO
Hirohisa ISHIKAWA*　Yasuhisa YUSA*2　Koji TSUBOTA*2
Radioactive Waste Management Project, Head Office
* Waste Technology Development Divison, Tokai Works
*2 Tono Geoscience Center

高レベル放射性廃棄物の地層処分の研究開発については、原子力委員会の方針に従い、2000年前までに研究成果の第２次とりまとめを行い地層処分の技術的信頼性を示すことを当面の目標として、現在、性能評価研究、処分技術の研究開発、地質環境条件の調査研究ならびにそれらの基盤となる地層科学研究を推進している。また、TRU廃棄物の処分研究については、1990年代末までに処分概念の見通しを示すため、高レベル廃棄物処分研究開発の成果を活用しつつ、TRU廃棄物の処分に特有な課題について研究開発を進めている。

1．はじめに

高レベル放射性廃棄物ガラス固化体については、原子力委員会の基本方針に基づき、地下数百メートルより深い安定な地層中に処分することにより、長期間にわたって、人間とその生活環境に影響を与えないようにすることとしている。

地層処分の研究開発の目的は、人工バリア（ガラス固化体とその保護容器であるオーバーパックおよびその周辺岩盤との間に充填する緩衝材からなる）と天然バリア（岩盤）からなる多重バリアシステムによる安全確保の仕組みの妥当性を、科学的・技術的に明らし、地層処分技術の確立を図ることである。動燃事業団は、原子力委員会により研究開発の中核推進機関と位置づけられており、平成４年度に、それまでの研究開発の成果を「高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書－平成３年度－」[1]として取りまとめ、これを公表し、国に報告した。この第１次取りまとめにより、我が国における地層処分の安全確保に関し、多重バリアシステムの技術的可能性を明らかにした。これに対し、原子力委員会から、研究開発の進め方とその成果がおおむね妥当であることおよび今後の課題が示された。さらに平成６年の原子力委員会「原子力の研究、開発および利用に関する長期計画」において、動燃事業団は2000年までに研究開発の成果を取りまとめ（以下「第２次取りまとめ」という）、これを公表するとともに、国はその報告を受け、我が国における地層処分の技術的信頼性等を評価することとされている。

動燃事業団では、この第２次取りまとめに向け、「性能評価研究」、「処分技術の研究開発」、「地質環境条件の調査研究」の三つの主要な研究分野について研究開発を推進するとともに、地層処分研究開発の基盤となる「地層科学研究」を進めている（図１）。当面の研究の進め方としては、これまでの成果を踏まえ、我が国に広く分布する結晶質岩系と堆積岩系について、深部地質環境条件の把握に基づき、放射性物質の長期的な閉じ込め性能が期待できるニアフィールド（人工バリアとその近傍の岩盤とを併せた領域）の研究に重点的に取り組むこととしている。

「性能評価研究」では、多重バリアシステムの核種の閉じ込め性能を評価するため、東海事業所の地層処分基盤研究施設における実験室規模から工学規模の試験を中心として、性能評価モデルの開発改良およびその妥当性の確認、データの取得整

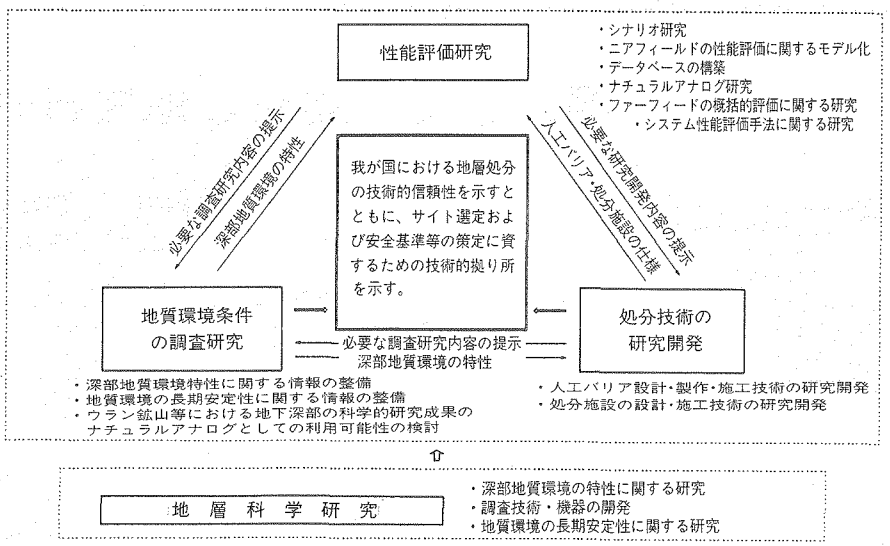


図1　研究開発の構成

備を進めている。

「処分技術の研究開発」では、現在の工学技術による処分システムの実現性を具体的に示すため、人工バリアに関し、代替案も含めオーバーパックおよび緩衝材について期待される性能を発揮できるような設計、製作、施工技術に関する検討を進めている。また、処分施設の設計・建設・操業・閉鎖に関する要素技術、工程、安全対策、経済性等について検討を行っている。「地質環境条件の調査研究」では、地層科学研究の成果を活用し、地層処分の観点から地質環境に関する情報を整備するため、地下深部の地下水や岩石の性質に関する情報の蓄積を図っている。また、地震・断層活動や火山活動等の天然現象の特徴と地質環境への影響について、知見の取りまとめを行っている。これらの研究の基盤となる「地層科学研究」では、地質環境の特性について、東濃鉱山やその周辺、および釜石鉱山を利用した調査研究を進めている。また、深部地質環境の長期安定性に関し、火山活動や断層活動等の地域性、周期性やその影響の程度、範囲等の把握をめざした事例研究を実施している。

我が国における当面の高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発計画については、現在、原子力委員会の原子力バックエンド対策専門部会にて審議されているところである。動燃事業団は、同部会による計画の策定を受けて、上記の取り組みについて確認、見直しを行い、適切に研究開発を進めていく計画である。

一方、ＴＲＵ核種を含む放射性廃棄物については、含まれるアルファ核種の放射能濃度の低いものは、原子炉施設から発生する低レベル放射性廃棄物と同様に、浅地中処分が考えられるとされており、それ以外の、含まれるアルファ核種の放射能濃度が比較的高いものについては、人工バリア等が高度化された処分や地層処分等の「浅地中処分」以外の地下への処分方法（「浅地中以外の地下埋設処分」）が適切と考えられている（このような処分の対象となる放射性廃棄物は「ＴＲＵ廃棄物」と呼ばれる）。これについては、1990年代末を目途に具体的な処分概念の見通しを得られるよう研究開発を進めることが原子力委員会の基本方針として示されており、動燃事業団では、高レベル放射性廃棄物処分研究開発の成果を活用しつつ、ＴＲＵ廃棄物処分に特有な課題について研究開発を進めてきているところである。

2.　高レベル放射性廃棄物等の処分研究開発

2.1　地質環境条件の調査研究

地層処分システムによる安全確保の仕組みにおいて、地質環境には、長期間にわたり、①廃棄物を物理的に隔離すること、②人工バリアにとって好ましい設置環境を維持すること、③天然バリアとしての十分な隔離機能を維持すること、が期待される。我が国においては、当面、対象とすべき地質環境を幅広く想定して研究開発を進めることが、国の方針となっている。

したがって対象とする岩種や地域を限定しない現段階においては、我が国の地質環境条件の一般的な特徴を概括的に把握することが重要である。このような観点から、主として文献調査により、我が国の岩石および地下水の性質等に関するデータの収集、整備を進めている。このうち、地質環

境の基本的なパラメータである地下水の流動や水質および岩石の熱力学特性に関して、これまでの調査によって取得した主な知見を次項以下にまとめる。

なお、地質環境条件の把握においては、岩石や地下水の性質の三次元的な分布や時間的な変化等を考慮する必要があり、そのためには、数km程度の空間的な広がりをもった地質環境を研究対象として、体系的なデータの取得や、天然現象による地質環境への影響を検討すること等も重要となる。これらについては、地層処分研究の基盤となる「地層科学研究」において、東濃鉱山周辺や釜石鉱山での試験研究および火山活動や断層活動等の天然現象を対象とした事例研究を実施している。これらの成果は、地質環境条件の調査研究をはじめ、地層処分研究開発全般に反映されていくものであるが、本稿においては、地層科学研究の項でまとめて紹介する。

(1) 岩盤の熱特性および力学特性

岩盤の熱や力学に関する情報は、特に地下施設の設計条件を検討する上で不可欠な情報である。地層処分システムの性能評価や処分技術の検討において考慮すべき岩盤の特性としては、以下のような項目が重要と考えられる。

①熱特性：熱伝導率、比熱、熱膨張率等
②力学特性：一軸圧縮強度、ヤング率、ポアソン比、せん断強度、内部摩擦角、圧裂引張強度等
③物理特性：有効間隙率、含水比、密度、超音波伝播速度等

これらの特性の値や分布、岩石の種類や深度との関係等を把握するために文献調査を実施した。調査の対象としたのは、土木工学、地質、鉱山、水質源等に関する公開文献であり、表1に示す岩種区分に基づき、各特性値に関するデータの収集を行った。

これまでに、1959年～1989年に発行された約180件の文献を調査し、約3600件のデータを収集した。ただし、データ数には項目によってバラツキがあり、一軸圧縮強度や静弾性係数に関しては、1000件以上のデータが収集されたが、熱伝導率に関するデータは極めて少なかった。また、岩石の種類や時代によっても、データ数に相当の偏りがあった。岩石の強度や密度等については、「新しい堆積岩（新第三紀堆積岩）」と「古い堆積岩（先新第三紀堆積岩）および結晶質岩（火成岩と変成岩）」との間で比較的明瞭な差が認められるが、後者（古い堆積岩および結晶質岩）の岩種間においては有意の差は認められなかった。

表1 岩種区分と主な岩石

（佐藤ほか、1992より）

岩種区分	主な岩石名
カコウ岩種	：カコウ岩・カコウ斑岩・石英斑岩・石英閃緑岩・石英閃長岩・文象斑岩・片麻岩
ハンレイ岩種	：ハンレイ岩・閃緑岩・角閃岩・超苦鉄質岩
流紋岩・デイサイト類	：流紋岩・デイサイト
安山岩・玄武岩類	：安山岩・玄武岩
新第三紀堆積岩	：砂岩・泥岩・礫岩・凝灰岩
先新第三紀堆積岩	：砂岩・泥岩・礫岩・チャート
石灰岩	：石灰岩
片岩	：結晶片岩・千枚岩

収集したデータのうち、試料の採取深度が明らかなものは、全体の1割程度の約450件であった。さらに、その約半分は100m以浅のデータで、500m以深のデータは64件であった(表2)。これらの64件のデータの多くは、新第三紀堆積岩の熱伝導率、有効間隙率、密度に関するデータで、その他、流紋岩・デイサイト類、安山岩・玄武岩類についても同様の項目に関するデータが得られた。ポアソン比、弾性係数、一軸圧縮強度、圧裂引張強度、せん断強度、内部摩擦角については500m以深のデータは得られなかった。64件のデータにおける岩種ごとの平均値としては、新第三紀堆積岩がその他の2岩種に比べて、熱伝導率、超音波速度および密度で小さく、有効間隙率で大きい傾向が認められた。また、深度が明らかな新第三紀堆積岩のデータのうち、熱伝導率や有効間隙率等の比効的件数の多い項目について、深度との関係を比較したが、顕著な傾向は認められなかった。

(2) 地下水の流動特性

地下水流動は、人工バリアの設置条件としても、

表2 岩石物性データの深度別件数

（佐藤ほか、1992より）

岩種	総データ数	（その内、深度明示データ数） 0～100m	100～200m	200～500m	500～1,000m	1,000m以上	計
カコウ岩種	566	9	13	4	0	0	26
ハンレイ岩種	116	19	8	0	0	0	27
流紋岩・デイサイト類	131	2	2	11	9	1	25
安山岩・玄武岩類	733	1	1	4	5	2	13
新第三紀堆積岩	976	66	32	93	20	27	238
先新第三紀堆積岩	819	93	3	3	0	0	99
石灰岩	68	0	0	0	0	0	0
片岩	262	22	0	1	0	0	23
（総計）	3,671	21	59	116	34	30	451

また、天然バリアの隔離機能にとっても基本的な要素であり、処分システムの性能評価において考慮すべき最も重要な地質環境条件のひとつである。地下水流動を解析・評価するにあたっては、①水理・水文学的な地質・地質構造に関する情報と②岩盤の透水性に関する情報が必要となる。

1) 水理・水文学的な地質・地質構造

地下水は岩盤の空隙や亀裂等を通って流動する。したがって、岩盤自体の空隙の性質・形態によって、地下水の流動特性は大きく支配される。このような観点からは、岩盤は多孔質岩盤と亀裂性岩盤に大別できる。多孔質岩盤は、粒状ないし塊状の固体と、これを取り巻く空隙部分が混在した集合物であり、未固結の堆積層や新第三紀以降の堆積岩の一部がこれにあたる。地下水の賦存状態や流動を考える上で、多孔質岩盤は、構成単位の岩層毎には近似的に等方均質な性質を示すと考えられるが、岩層が堆積した面に平行な方向と垂直な方向では、透水性に違いがあると考えられる。亀裂性岩盤は、緻密で硬いが、割れ目が発達していることが多い。主に火成岩、変成岩および古第三紀以前の堆積岩がこれに相当する。岩盤中の割れ目は、岩石の生成時やその後の応力履歴にしたがって生じたものである。亀裂性岩盤中の地下水の流動は、割れ目の透水性や分布状態（割れ目間の連結性）およびその場の応力分布によって不規則に変化すると考えられる。

2) 岩盤の透水性

日本の岩盤の透水性の範囲を把握するため、土木工学等の分野でこれまでに公開された文献（1970～1990年の20年間を対象）から、原位置で測定された約1500件の透水係数値をとりまとめた。その結果によれば、透水係数は、第四紀の堆積層で10^{-2}から10^{-3}cm/sec程度、それ以外の岩盤では、10^{-4}cm/sec前後であることがわかった（表3）。また、深度100m程度までの第四紀の堆積層および新第三紀の堆積岩といった多孔質岩盤の透水係数は、岩石を構成する粒子の粒径に左右され、砂礫質岩は10^{-3}から10^{-4}cm/sec程度、泥質岩は10^{-5}から10^{-6}cm/sec程度であることがわかった。さらに第四紀堆積層以外の岩盤には、地表付近から深度500m以深にかけて、透水係数の最頻値が10^{-4}cm/secから10^{-6}cm/secに徐々に低下する傾向（透水性の深度依存性）が認められた。なお、このような透水係数に関するデータは、主に土木工事に伴って取得されたものである。土木工事等において施工上問題となるのは、透水性が比較的高い岩盤であり、難透水性の岩盤については厳密な値まで計測しないのがむしろ一般的である。したがって、文献調査によって得られたデータは、実際よりも大きい側に偏っていると考える必要がある。

表3　岩質を考慮した亀裂性岩盤の透水係数のオーダの頻度分布

岩石の種類	件数	透水係数のオーダ（cm/s）							
		10^{-1}	10^{-2}	10^{-3}	10^{-4}	10^{-5}	10^{-6}	10^{-7}	10^{-8}
カコウ岩類	47	0	2	2	16	18	4	2	3
（風化部）	10	0	0	1	5	3	0	1	0
（破砕帯）	4	0	0	0	1	2	0	0	1
流紋岩・デイサイト類（風化部）	28	0	0	1	9	14	4	0	0
	3	0	0	0	2	1	0	0	0
安山岩･玄武岩類	43	0	1	1	16	22	1	2	0
（風化部）	3	0	0	0	2	1	0	0	0
先新第三紀堆積岩	46	0	0	2	15	25	3	1	0
（風化部）	10	0	0	0	4	5	1	0	0
（破砕帯）	1	0	0	0	1	0	0	0	0
石灰岩	5	2	0	0	2	0	1	0	0
片岩	15	0	0	1	5	7	2	0	0
（風化部）	6	0	0	1	3	2	0	0	0
第四紀火山岩類	39	1	1	5	11	10	8	2	0
（破砕帯）	1	0	0	0	0	1	0	0	0

注）①室内試験データを除く。
②括弧内はそれぞれ、全体のうち、特に、風化あるいは破砕帯の記載のあるものを示す。

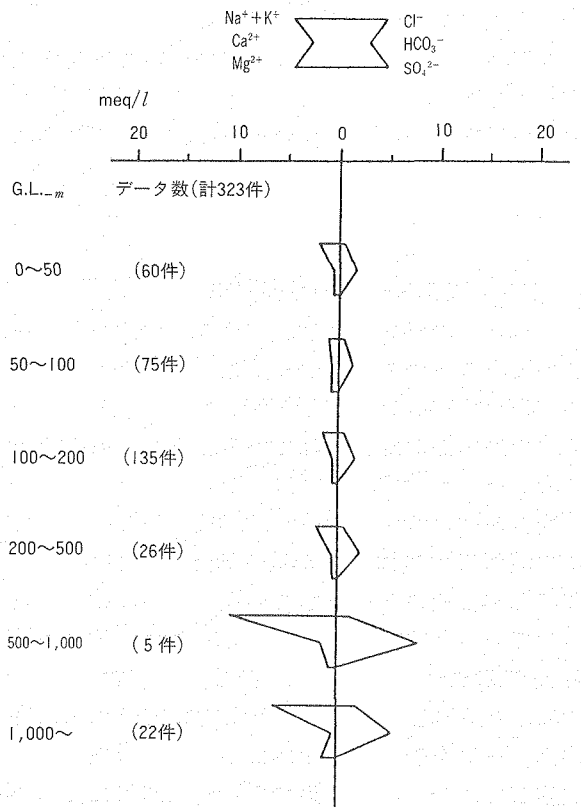
(3)　地下水の地球化学特性

地下水の化学的な性質は、核種の溶解度や人工バリアの腐食速度等を規制する重要な要素であり、処分システムの性能評価においては、地下水の流動と並んで、最も重要な地質環境条件である。

我が国における地下水の地球化学特性を概括的に把握する観点から、1953年～1988年の36年間に発行された全国各地の地下水に関する公開文献約3600件を収集し、地下水の水質と母岩の種類や深度との関係等を調べた。その結果、新第三紀堆積岩中の地下水の化学的特徴として、以下のことが明らかになった（図2）。

①水質は$Na^+-HCO_3^-$型を示す。
②深度が深くなるにしたがって、pHおよびHCO_3^-、Na^+濃度が高くなる傾向がある。特に500m以深で、HCO_3^-、Na^+濃度が明瞭に増大する。
③採水深度とK^+、Ca^{2+}、Mg^{2+}、Cl^-濃度との間には、相関が認められない。
④Na/HCO_3（当量）比は1に近い。
⑤HCO_3^-濃度とK^+、Ca^{2+}、Mg^{2+}、SO_4^{2-}、Cl^-濃度との間には、相関はほとんど認められない。

一方、東濃地域で実施している地層科学研究の成果としても、深部に行くにしたがって、水質は



注：深度は採水した孔底深度またはストレーナ設置深度

図2　新第三紀堆積岩地帯の陸水起源と考えられている地下水の化学組成の深度別変化（ヘキサダイアグラム）

Na^+-Ca^{2+}-HCO_3^-型からNa^+-HCO_3^-型へと変化し、pHは中性からアルカリ性へと変化する(図3）ことが確認されている。このような特徴は、文献調査によって得られた新第三紀堆積岩中の地下水のそれと一致している。さらに、この地下水は、化学平衡論に基づき設定される4種類のモデル地下水(a：降水系-高pH型地下水、b：降水系-低pH型地下水、c：海水系-高pH型地下水、d：海水系-低pH型地下水)のうちaのモデル地下水の実測データとモデルによって導き出された地下水組成と近似しているといえる。このことは、化学平衡論に基づく水-岩石反応モデルの妥当性を示す一例と考えることができる。

(4)　今後のすすめ方

以上、地質環境条件として重要な岩石および地下水の特性に関する、これまでの主な調査結果をまとめた。これらの特性を規制しているのは、主にその地域の地質構造であり、とくに地質環境条件の空間的な分布や時間的な変遷を評価するためには、地質構造の把握が、まず必要である。このような観点から、断層等の断裂系の分布や地層・岩体の分布等の地質構造に関する調査についても実施中である。また、取得・収集した地質環境情報を効率的に管理・活用するため、データベースの整備を並行して進めている。

今後は、文献調査を継続するとともに、試錐孔や地下深部の空洞等における地層科学研究の成果を活用しつつ、地質環境条件としての情報の整備を図っていく。

2.2　性能評価研究

地層処分の研究開発における性能評価研究の目的は、地下深部に埋設した放射性廃棄物が人間環境に影響を及ぼす道筋（シナリオ）を同定し、その影響を定量的に評価することである。

そのため、現在、(1)シナリオ研究、(2)人工バリアの中の核種移行研究、(3)天然バリア中の核種移行研究、(4)多重バリアシステム全体の性能評価研究等を進めている。

(1)　シナリオ研究

シナリオ研究においては，地層処分システムで想定される様々な事象(Event)、プロセス(Process)、特性(Feature)を網羅的に抽出し（ＦＥＰリスト)、それらを適切に分類･スクリーニングしてシナリオを同定し，評価の枠組みを定めること

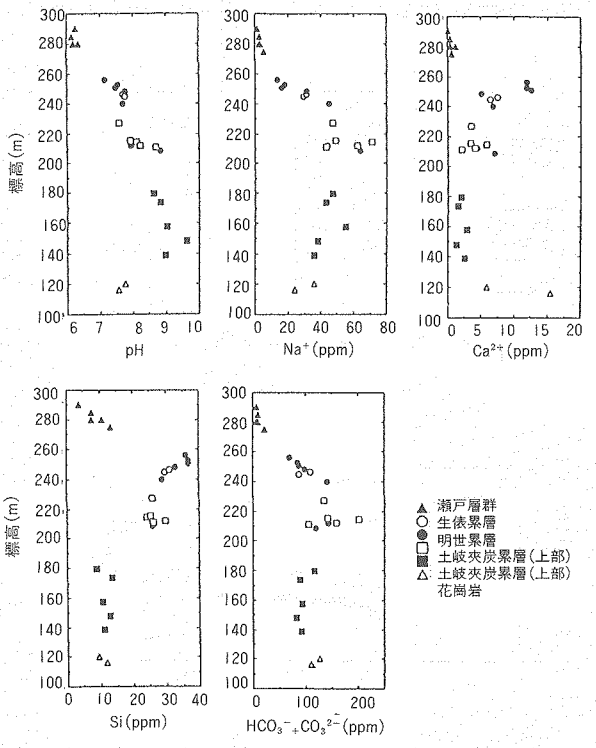


図3　東濃地域の地下水の化学組成と深度

が重要である。

これまでの研究により、日本における地層処分システムの性能評価で考慮すべき現象として、自然現象、人間活動ならびに処分場に起因する102のＦＥＰが抽出・リスト化されている[5]。放射性廃棄物が人間環境に影響を与え得るシナリオとしては、放射性核種が地下水を介して人間に影響を及ぼす地下水シナリオと、火山活動や隆起、沈降、人間侵入等により放射性廃棄物と人間の物理的距離が接近し、影響を与える接近シナリオとに大別されている。特に地下水シナリオについては、地質環境が変化することなく人工バリアが初期の性能を維持することを仮定した基本ケースと、これらの変動を想定した変動ケースとに分類して検討を進めている（図４）。

現在、これらの分類に基づいて、個々のＦＥＰの影響度を把握するため、ＦＥＰに対する地層処分システムの性能指標（被ばく線量または核種の移行率等）の感度解析を行っている。今後はこれらの感度解析の情報およびＦＥＰに関連するデータの変動範囲を把握することによって、詳細なシナリオを開発し、評価の枠組みを構築していく計画である。

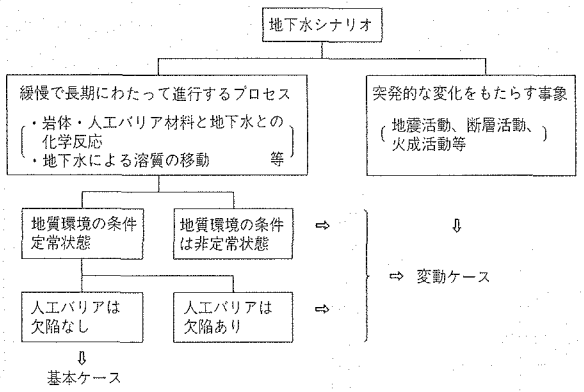


図４　地下水シナリオを規定する現象

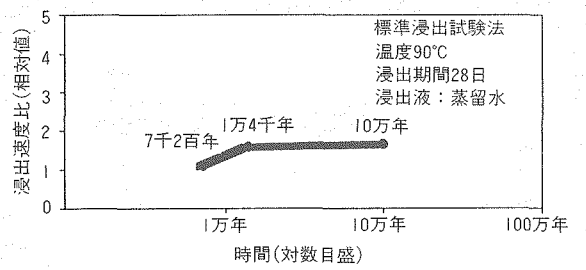


図５　ガラス固体化の浸出性に与えるアルファ崩壊の影響試験の結果

(2)　人工バリア中の核種移行研究

人工バリア中の核種移行研究については、人工バリアを構成するガラス固化体、オーバーパックおよび緩衝材のそれぞれの放射性核種の閉じ込め性能、耐久性等に関する研究を実施するとともに、核種移行等に係わるデータベースの整備を進めている。

1）ガラス固化体からの核種浸出

これまでの研究により、ガラス固化体からの核種の浸出機構に関しては、圧縮ベントナイト中のPu含有ガラスの浸出試験等により、一次反応モデルの適用性が確認されている。また、火山ガラスのナチュラルアナログ研究から、ガラスの長期の変質速度に関するデータ、知見が得られており、特に泥質岩中に埋没した火山ガラスでは100万年間ほとんど変質が進行していないという結果が得られている[7]。さらに、ガラス固化体のα線に対する長期耐久性の知見を得ることを目的として^{244}Cmを添加した加速試験として10万年相当のα線ダメージを受けた固化体についての浸出試験を実施しており、その結果では、α線照射によるガラス固化体の物性変化は認められず、浸出率および重量減少量も無添加のデータとほぼ同オーダの値が得られている（図５）。

2）オーバーパックの腐食

オーバーパックついては、候補材料である炭素鋼について、電気化学的手法を用いた腐食試験を実施するとともに腐食メカニズムに基づく全面腐食モデル、局部腐食モデルの開発を進めている。全面腐食は炭素鋼が不動態化しない場合に進行するが、これまでの研究で、酸素による全面腐食については、溶存酸素のベントナイト中における拡散が律速として評価した結果では、地下水飽和のベントナイト中では酸素による腐食への寄与はほとんど無視できることが分かっている。一方、炭素鋼が不動態化した場合には局部腐食が進展する可能性があるが、不動態を維持するためには酸素の供給が必要であることから、ベントナイト中の酸素の移行に基づいた計算評価を行った。その結果、地下水飽和のベントナイト中では局部腐食は速やかに停止するという結果が得られている。また、ベントナイトに包まれた炭素鋼の長期耐久性に関するナチュラルアナログ研究も実施しており、粘土質土壌中に埋設されていた鋼管の腐食の状態から経験的腐食モデル式を作成している[10]。また、他のオーバーパック候補材料である銅について、考古学材料を用いたナチュラルアナログ研究から、シルト質砂層中に約1800年間埋蔵されて

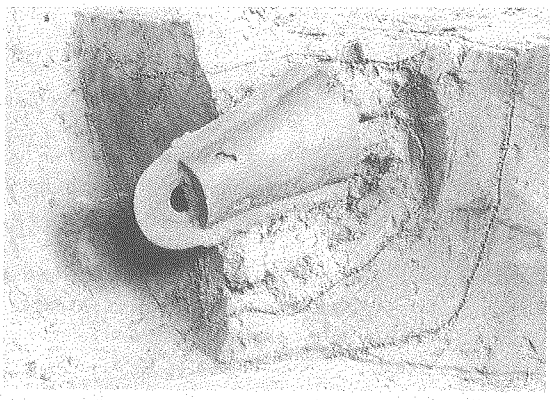


図６　1800年間シルト質砂層に埋まっていた銅鐸
〔(財)大阪府文化財調査研究センター殿提供〕

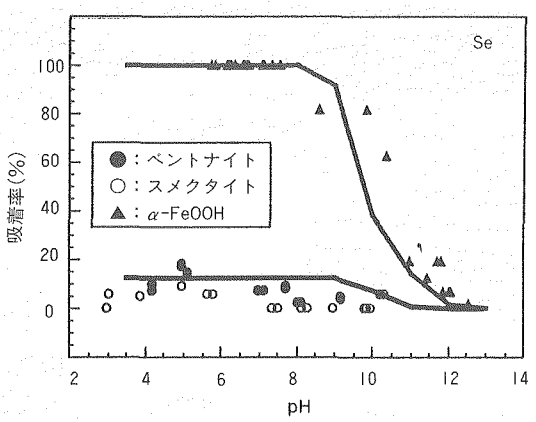


図７　Seのベントナイト等への吸着率のpH依存性
（実線は表面錯体反応モデルによる解析結果）

いた銅鐸（図６）の腐食量を見積もり平均腐食深さを推定する等、オーバーパックの腐食挙動に関するデータ、知見の蓄積を図っている[9]。

3) 緩衝材中の核種移行

ベントナイトへの核種の吸着特性に関しては、ベントナイトへの吸着モデルとしてスメクタイト層間のイオン交換モデルおよび鉄鉱物の表面水和基による表面錯体モデルの適用性を検討している（図７）。ベントナイト中での核種の拡散については、主要な元素の見かけの拡散係数、実効拡散係数の測定を実施するとともに、拡散するイオンとスメクタイト表面との電気的相互作用を考慮し、電気二重層理論を用いてモデル化を実施している。

また、緩衝材の鉱物学的な長期安定性を調べるために、粘土の主成分鉱物であるスメクタイトのイライト化変質について調査を行っている。これまで、既存の変質速度式を用いて処分環境で緩衝材が受ける温度変化からイライト化率の時間変化を計算しており、現状の処分設計条件ではイライト化は大きな影響を及ぼさないという結果が得られている。一方、ナチュラルアナログ研究として、天然におけるイライト化現象の調査も合わせて行っているが、これまでにマグマの貫入による熱影響を受けた貫入岩の存在するベントナイト鉱床を調査した結果、処分環境で想定される温度条件下では、200万年間はイライト化が起こらない事が推定されている[8]。

放射性核種の移行に関する研究として、核種の溶解度に関するデータ取得試験を進めている。これまでに、アクチニド元素のアナログとしてNd、Smを用いた雰囲気制御下での水酸化物、炭酸塩の溶解度測定等から既存の熱力学データベースの評価を実施してきており、今後、性能評価で重要な主要元素について、熱力学データベースの整備、ベントナイトへの核種の収着、拡散係数等のデータベース化を進めていく計画である。

(3) 天然バリア中の核種移行研究

天然バリアとしての地質媒体は評価上、花崗岩等の結晶質岩で代表される亀裂性媒体と砂岩／泥岩等の堆積岩で代表される多孔質媒体に分けられるが、これらの地質媒体の核種の閉じ込め性能を定量的に示すため、現在、亀裂ネットワーク構造や不均質性を取り込んだ詳細モデルの開発およびその適用性の評価を進めている。

亀裂ネットワークモデルは岩盤中の個々の亀裂を直接モデル化することから、亀裂の幾何形状を詳細に表現することができ、また、水理地質データを直接モデルに反映させることが可能である。動燃事業団では亀裂ネットワークモデルのこうした長所に着目して、ストリパプロジェクトにおいて高い評価を得たFracMan/MAFICコードを導入し、その高度化をはかっている。これまで亀裂ネットワークモデルを適用して、釜石鉱山試験エリアにおけるKD-90坑道への湧水量予測解析やトレーサー試験解析、スウェーデンエスポ島でのトンネル掘削に伴う水位低下試験解析を行い、その適用性の評価を進めている。

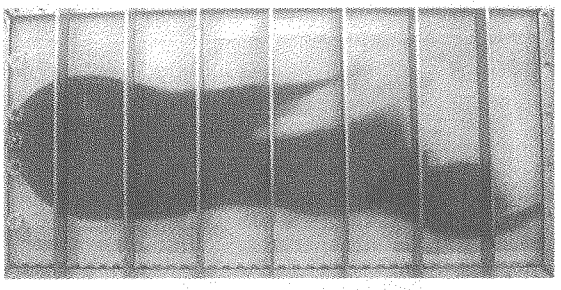
地層処分基盤研究施設（ENTRY）では、人工的に作製した凹凸を有する割裂亀裂を有する岩体を用い、透水／トレーサー試験（LABROCK）を実施している。本試験では、垂直荷重を5、10、15トンの３段階で変化させることにより、開口幅、圧力分布およびトレーサーの移行経路が変化する状況を調べている。これまでに物質移行上の開口幅と水理学的開口幅に関して、人工的に作製した亀裂では天然亀裂のように亀裂内部の層状構造等

がないため両者はほぼ等しいという結果になっている。

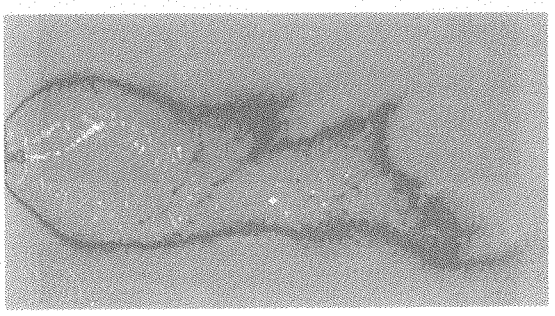
また、不均質媒体中の分散現象に関する研究として、粒径の異なるガラスビーズを用いて不均質な透水係数場を作成し、トレーサ試験を実施し、分散挙動の観察および解析を行ってきている。これまでに本試験で使用した不均質透水場は透水係数と距離の相関関係がべき乗則に従うと仮定して発生させたものである。解析では、移流プロセスのみを考慮したパーティクルトラッキング法を使用している。解析結果と観測結果については移行の初期の段階ではほぼ一致（図８）したが、時間が経過するにつれて解析結果に数値的な分散の影響が現れ、観測結果とのずれが生じており、今後、解法を改良して行く計画である。

一方、原位置での移流・分散に関する研究の一環として、花崗閃緑岩が分布する釜石原位置試験場において、①透水性割れ目の分布とその連結性の把握、②透水性割れ目に作用する動水勾配（間隙水圧分布）の把握、③透水性割れ目に挟まれ透水性が低いブロックの分布・大きさの把握、④高間隙水圧ゾーンと低間隙水圧ゾーンを隔てる境界（水理バリア）の把握、を目的とした水理地質構造調査を実施している。調査では約80m～100mの長さの試錐孔を順次掘削し、新規の試錐孔掘削時に、既存の試錐を区切るためのパッカーをその中に設置し、複数の観測区間を設定できるマルチパッカーシステムと間隙水圧自動観測装置を設置し、間隙水圧の変化を観測している。これまでの試験の結果、水理学的に連結する“水みち”が抽出されているが、これらの水みちは、①それぞれ水圧干渉を示さない、②それぞれ異なる間隙水圧を示す、という特徴がみられた。これらのことから、本領域は固有の水圧を保持し、互いに独立した複数の水理的領域に分けられるものと推定できる。

また、海外の地下研究施設を利用した国際共同研究として、スイスグリムゼル試験サイトに存在する破砕帯を対象として、NAGRA（スイス放射性廃棄物管理共同組合）と共同で放射性核種を使用したトレーサ試験を実施している。これまでの試験の解析の結果、弱吸着性の$^{22/24}$Na、^{85}Srにおいては線形平衡論モデルで説明できることが示されたものの、実験室で測定された分配係数Kd値をそのまま核種移行評価や原位置試験の予測計算に使用することは結果を過小に見積もることになるという結果が得られており、現在その原因を調査中である。



染料トレーサー試験観測結果（8.5時間後）



シミュレーション結果

図８　多孔質媒体水理試験設備での試験の様子とシミュレーション結果

また、スウェーデンエスポ島の地下研究施設の斜坑を掘削する際に生じた周辺地域における大きな水圧変化を予測するために、亀裂ネットワークモデルを用いて断層破砕帯をモデル化し、水圧変化の予測解析を行っている。その結果、各パッカーで区切られた観測区間における水圧の実測値と解析値の差の平均値については、良好な結果を得られるとともに、構造モデルが非常に重要であることが示されている[12]。

(4)　多重バリアシステム性能評価研究

多重バリアシステム性能評価研究の目的は、核種の移行率や被ばく線量等の性能指標を用いて、人工バリアおよび天然バリアからなる多重バリアシステム全体の性能を定量的に把握し、我が国において、地層処分が安全に実施できることを示すことである。

平成４年の第１次取りまとめ[1]においては、それまでに開発された人工バリアおよび天然バリア中の核種移行モデル／コードを用いて、地下水シナリオに基づいて放射性核種が人間環境に至るという過程に沿った一連の解析により、人工バリアおよびその周辺岩盤（ニアフィールド）に大きな核種移行遅延性能が期待できることが示された。

現在は、これらの結果をより確かなものとする

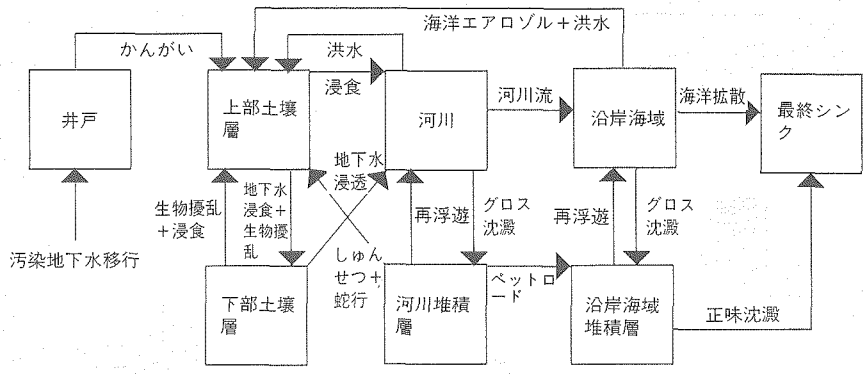
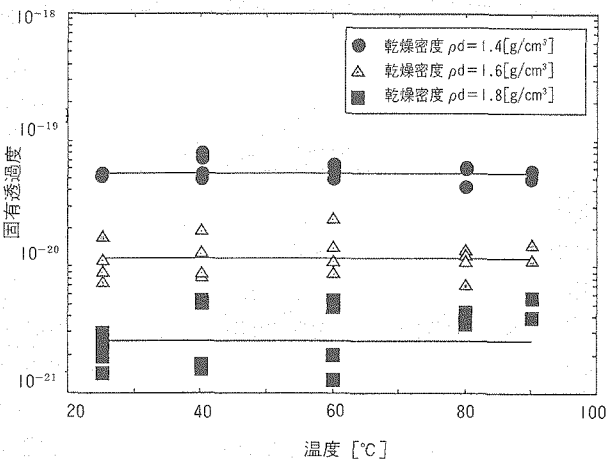


図９　井戸への汚染地下水移行に対する代表的生物圏モデルで考慮するコンパートメントとコンパートメント間の核種の移行プロセス

ため、個々の現象をより詳細に表現し、信頼性の高い評価を行うためのモデル／コードの開発・改良を進めるとともに、評価の信頼性を向上させるための品質管理手法に関する研究を継続して行っている。

モデル／コードの開発・改良に関しては、人工バリア中の核種移行と天然バリア中の核種移行の相互作用を考慮し、ニアフィールドの核種移行を詳細に扱うことが可能な人工バリアと天然バリアの連成解析コード[6]、および代表的生物圏モデル（図９）を採用した被ばく評価コードを開発している。また、品質管理手法等の開発に関しては、コンピュータ上において、データベースを介して解析に用いるデータ、コードならびに解析結果を統合的に管理する統合管理システムの開発を進めている。

今後は、これらの成果を用いて当面の目標であるニアフィールドの核種閉じ込め性能を定量的に解析し、信頼性の高い結果を示していく計画である。



クニゲルV1（100%）試料

図10　固有透過度の温度依存性

2.3　処分技術の研究開発

処分技術の研究開発では、地層処分システムに要求される性能が確保できるような人工バリアの設計、製作および施工技術、ならびに処分施設の設計、建設、操業および閉鎖の要素技術に関する研究開発を行い、工学的観点から地層処分の技術的信頼性を示すこととしている。

(1)　人工バリア技術の研究開発

人工バリア技術の研究開発では、要求性能を念頭に置き、人工バリア候補材料の基本的な特性の評価と人工バリアの設計解析、製作および施工技術について検討評価を行っている。

オーバーパックについては、炭素鋼を第一に研究すべき材料として取り上げ、腐食代、耐圧強度、遮蔽性等の設計検討を行うとともに、実寸大オーバーパックの試作を行い、設計および製作技術の評価を実施してきており、現在、耐食性向上の観点から外面をチタンでコーティングするなどの複合オーバーパックの開発を実施中である。

緩衝材については、ベントナイトを有力な材料として取り上げ、熱伝導性、固有透過度（図10）、強度等の基本的な物性の評価を行うとともに、熱-水理-応力連成モデルの開発、構造力学安定性の解析検討ならびに製作施工法の検討を進めている。

また、緩衝材大型室内試験や釜石鉱山での原位置試験（図11）[13]を通じて、緩衝材の連成モデルの開発および施工技術の確認を実施してきている。また、ENTRYでは、熱-水-応力連成試験（COUPLE）、緩衝材流出試験（BENTFLOW）、水素ガス移行挙動試験（HYDROGEN）等の工学規模の

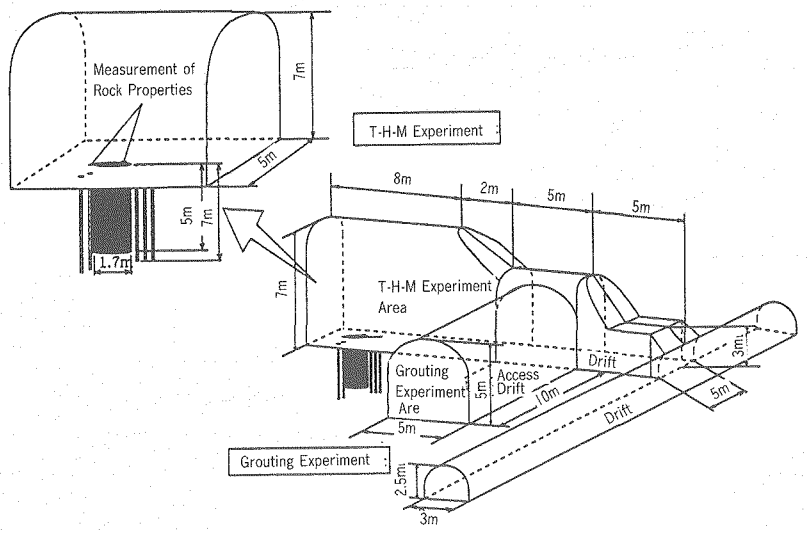


図11　粘土充塡・熱負荷試験レイアウト

試験を進めている。

人工バリアの耐震安定については、工学規模の試験を実施するとともに、土－水２相系の非線形解析モデルを開発中である。

(2)　処分施設に関する要素技術開発

処分施設に関する要素研究開発では、処分施設に要求される性能を確保し得る技術的方法を明らかにするため、処分施設の設計研究および建設、操業、閉鎖の要素技術開発を行っている。処分施設の設計研究では、我が国の地質環境条件を考慮した施設の構成、地下施設の安全対策とレイアウト、地下施設へのアクセスの検討を実施するとともに、結晶質岩系岩盤と堆積岩系岩盤を対象とした地下施設の空洞安定性や廃棄体の発熱影響等について設計解析手法と処分場の仕様を検討している。また、建設、操業、閉鎖の各段階に必要な施工技術およびこれらの施工手順、施工方法について検討を行っている。処分システムの性能を確保する上で特に重要な閉鎖技術については、「埋戻し」、「プラグ」、「グラウト」の各要素技術の開発を実施している。

埋戻し材については、室内試験により力学・水理物性を取得している。プラグとグラウトについては、釜石鉱山やカナダ原子力公社(AECL)の地下研究施設において原位置試験を実施しており、実際のフィールドにおいて処分技術の施工品質、性能の確認を進めているところである。

2.4　TRU廃棄物の処分研究開発

TRU廃棄物は、高レベル放射性廃棄物とは異なり、非発熱性のものが大部分であるため、処分空洞に廃棄物をまとめて処分することが可能である。廃棄体間の充塡のための候補材料としてセメント系材料が、また、緩衝材としてベントナイト等の粘土系材料が考えられる(図12)[14]。動燃事業団では、高レベル放射性廃棄物の処分研究の成果を反映しつつ、(1)人工バリア構成材の物理・化学的特性の研究、(2)固化体からの核種の浸出評価研究、(3)核種の移行に関する研究、(4)ヨウ素等の移行抑制材料の研究、(5)ガスの影響の研究、(6)大空洞処分技術研究、(7)性能評価研究等について研究を進めている。

(1)　人工バリア構成材の物理・化学的特性の研究

セメント系材料については、地下水による成分の浸出等により長期的に変質していく挙動を調べるために浸出試験を実施している。これまでに、セメント系材料の浸出特性はセメント構成物質の

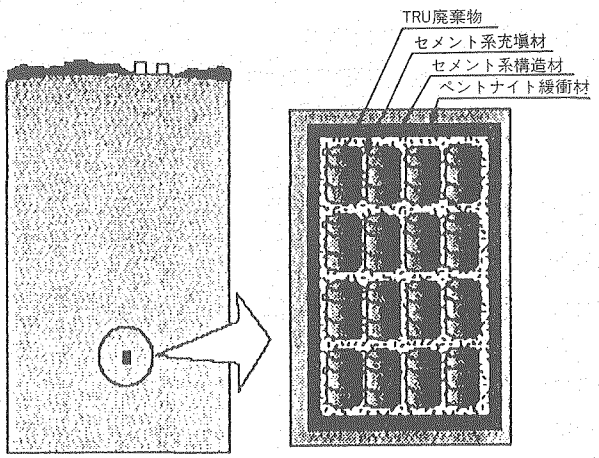


図12　TRU廃棄物の処分概念の一例

配合（セメントのCa/Siモル比）によって異なり、Ca/Siモル比が小さなものほど、セメント構成成分の浸出は小さくなるという結果が得られている。また、Ca/Siモル比を変化させることにより、セメント系材料の間隙水の化学的条件を制御できることも確認されている。

ベントナイトについては、セメント系材料の影響によって、1)カルシウム型ベントナイトへの変質、2)ベントナイトの溶解による変質が考えられる。ベントナイトのカルシウム型化については、人工的にベントナイトをカルシウム型化させ透水係数、膨潤圧および一軸圧縮強度等の力学特性に着目したデータを取得している。これまでに乾燥密度が1.8g/cm^{3}程度のベントナイトにおいて、上記性能は変質させる前とほぼ同程度であることが分かっている。また、ベントナイトの溶解による変質については、セメントの模擬間隙水中で50～200℃の温度をかけて変質促進試験を実施しており、ベントナイトの変質速度および生成鉱物の同定を行っている[15]。

(2)　固化体からの核種の浸出評価研究

TRU廃棄物として、可溶性の塩を重量の半分程度含有するプロセス濃縮廃液固化体（アスファルト固化体）について、模擬固化体を作製し固化体の核種の閉じ込め性能を把握するための浸出試験を行っている。ブローンアスファルトに硝酸ナトリウムおよびヨウ化セシウムを添加して模擬固化体を作製し、IAEA提案の標準浸出試験法にて約160日までの試験を行い、ナトリム、硝酸、セシウムおよびヨウ素の各イオンの浸出率を測定している。

(3)　核種の移行に関する研究

核種の移行に関する研究としては、1)セメント系材料の影響を受けた高pH領域での核種の溶解度測定、2)セメント系材料およびカルシウム型化ベントナイトに対する核種の吸着・拡散挙動の研究、3)有機物の核種移行挙動に与える研究を実施している。

セメント系材料の影響を受けた高pH領域での核種の溶解度測定については、これまでに、セメント系材料の浸出液に塩酸あるいは水酸化ナトリウムを添加してpHを10～13.5に調整し、低酸素雰囲気でPuの過飽和側からの溶解度試験を実施した。Puの溶解度は、このpHの範囲では中性領域(pH7.5前後)より約3桁小さな値となっている。

各種セメント系材料およびカルシウム型化ベントナイトに対する重要核種の吸着・拡散挙動の研究として、セメント系材料についてはセシウムおよびヨウ素の吸着試験を実施した。カルシウム型化ベントナイトについては、In-Diffusion法によりセシウムおよびヨウ素の見掛けの拡散係数を取得した。カルシウム型化ベントナイトのセシウムおよびヨウ素の見掛けの拡散係数については、変化する前のナトリウム型ベントナイトと同程度の値となっている。

有機物の核種移行挙動に与える研究については、固化材として用いられているアスファルトを化学分解、放射線分解および微生物分解させ、分解生成物存在条件における核種の溶解度の測定を行っている。化学および放射線（α線）分解については分解生成物存在条件においてPuの溶解度を測定したが、その影響はほとんどないという結果が得られている[16]。微生物分解については、アスファルトを分解する微生物の調査を実施しているところである。また、セメント系材料の施工性の観点から使用される有機系の混和剤の核種の溶解度への影響に関する試験も行っている。

(4)　ヨウ素等の移行抑制材料の研究開発

ヨウ素は、処分環境で陰イオンとなるためベントナイトや岩石への吸着遅延機能がほとんど期待できない。このためヨウ素を吸着する材料の調査を行っている。

これまでにクリソタイル、酸化マグネシウム、酸化アルミニウム、ビスマス／マグネシウム系無機イオン交換体およびハイドロタルサイトについて、還元性かつセメント系材料の環境でヨウ素の吸着試験を実施した。最もヨウ素を吸着したものはハイドロタルサイトであったが、炭酸イオンが共存する場合には、大きく低下し、吸着材として機能しにくいという結果が得られている。

(5)　ガスの影響の研究

TRU廃棄物からのガスの発生については、1)ドラム缶等の金属の腐食、2)有機物の放射線分解、3)微生物分解の影響によってガスが発生し、人工バリアにガスの移行経路の生成や地下水の流れに影響を及ぼす可能性がある。この影響を調査するためにベントナイト混合土に対してガスの透気試験を行っている。試験では、ケイ砂の混合率を変化させガス透過係数および透気し始めたガス圧の測定等を行っている。

(6)　大空洞処分技術開発

TRU廃棄物の処分として、大空洞処分概念が考えられる。処分空洞は、岩体の物理的特性に左右される。これまで、既存の地下構造物について岩種、深度、空洞の大きさおよび空洞の掘削手法について調査を行ってきた。さらに、弾塑性モデ

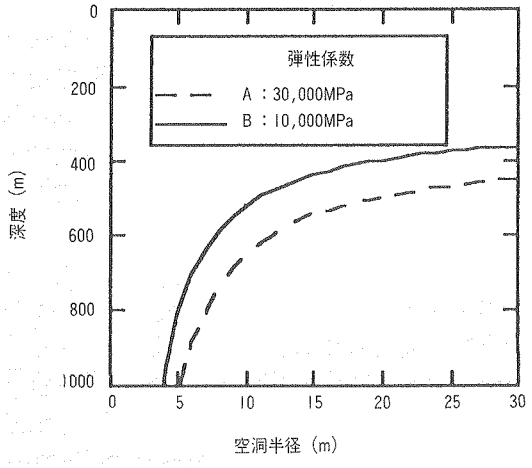


図13　深度と空洞半径との関係（結晶質岩）

ルに基づいて深度と空洞半径の検討を行っている（図13）。これまでの検討により既存技術を使用し、岩体によっては、地下数百mで半径数m程度の空洞を掘削することが可能であることが示されている。

(7)　性能評価研究

図12で示した処分システム等を想定し、予備的性能評価を実施している。代表的なTRU廃棄物としてハル等の廃棄物およびプロセス濃縮廃液固化体（アスファルト）について核種移行計算を実施し、処分システムの核種閉じ込め性能および被ばく線量を支配する核種を把握している。両廃棄物ともに被ばく線量を支配する核種は、初期においてCs-137、I-129およびC-14であり長期的には4n＋2系列の核種である傾向を示されている。

2.5　社会環境研究

地層処分の研究開発は、その性能評価等の時間枠が超長期にわたり、地下深部の地質環境を研究対象とするため、得られた研究成果や処分の基本的考え方等を一般公衆や分野の異なる専門家に、より分かりやすく表現し、的確に解説することが求められる。

地層処分の研究開発を平易にかつ、的確に表現することは、公衆の理解を得る上で重要な要素との位置づけから原子力関係者への関連情報の提供を当面の目標としている。

本稿では、これらの目的に沿って実施している研究開発の内容について紹介する。

(1)　情報の認知に係わる研究

本研究は、地層処分に関する研究開発等の情報やその情報提供手法と公衆がいかにそれらを認知するかを明らかにすることを目的としている。

本研究においては、「高レベル廃棄物の地層処分は、現世代の我々が原子力発電による恩恵を受けた結果として我々の世代内でできるかぎり解決すべき問題であり、将来世代に過度の負担を強いないようにすることを目標とした処分方法である」という国際的な共通認識を含め、一般公衆がどのように受け止めているかをリスク・パーセプション（リスク認知）の観点から研究を行っている。

地層処分に係わる公衆の意識構造を分析し、地層処分に対する公衆の態度を知るため、公衆を対象としたヒアリング調査をしてＩＳＭ（Interpretative Structural Modelling）法等を適用して地層処分に対する態度と事実認識の関係の解明を試みている。

これにより、この問題に対する意識の概略の構造モデルを構築し、その枠組みと構成要素の妥当性について検討を進めている。ヒアリングの結果からは、地層処分に対しては、現段階では問題意識に比べてリスク感が大きいことが示された。

(2)　情報提供効果の評価モデルの開発

原子力利用や放射性廃棄物対策に関して人々の合意を得るため、従来から広く実施されてきたパブリック・アクセプタンス（ＰＡ）活動は経験的な判断に負うところが大きく、その効果や評価はおおむね定性的であり主観的要素が強い。そこで、人々のＰＡへの反応過程に法則性を見いだし、これを定量化することによりＰＡ活動やＰＡ効果を定量化し、ＰＡ活動の効率化を図り、活動の効果対費用比を高めるという観点から「放射性廃棄物対策に係わる情報提供効果の評価モデルの開発」を行っている。評価モデルとしては、新聞・テレビからの情報を直接得て情報提供対象層の態度が確立するとする、標準モデルを中心にして開発・整備をした。また、実際の廃棄物施設に対する態度の経年変化を調査する事例解析をした結果、本評価モデルが信頼度93％で実測値を再現できた。さらにマスメディアから受けた情報を人々が相互に刺激しあって態度が変化するという、相互コミュニケーション効果やＰＡ活動の最適化因子を本評価モデルに付加して事例解析をした結果、このモデルの有用性が確認された。

(3)　情報素材の検討と提供

本研究は、国内外の高レベル放射性廃棄物問題を取りまく社会環境の把握・分析および情報提供によって得られた知見・教訓に沿って、パンフレット、ビデオ、模型等の素材を制作し、情報提供活動を通して、効果的な情報のあり方等を検討することを目的としている。

表4　情報提供対象とコミュニケーション手段

手段＼対象	A	B	C	D	E	F	G	H
プレス関係						○		
広告							○	
展示			○	○	○	○	○	
報告会等	○	○	○	○	○			
施設見学	○	○	○	○	○	○		
海外見学	○	○						
著名人							○	
個人面接	○							○
パンフレット		○	○	○	○	○	○	
ビデオ	○	○	○	○		○		
技術報告	○	○						
広報誌		○			○	○	○	
新聞雑誌					○	○	○	
著作物								
世論調査					○			

A：学界・専門家　　E：地域住民（サイト周辺）
B：官庁（自治体）　　F：マスコミ
C：電力　　G：一般公衆
D：産業界　　H：海外関係
（□部分が、現時点の評価対象を意味する。）

パンフレット、ビデオ、模型等の素材を用いた情報提供の研究では、対象とする階層および情報提供方法の関係を設定するにあたり、海外の事例（例えば、スウェーデンＳＫＢおよびスイスＮＡＧＲＡ）等を参考にして表4のような整理を行い、報告会に重点を置き、学会・専門家、官庁（自治体）、電力、産業界等を当面の情報提供対象として研究を実施している。

(4)　結語

社会環境研究の研究成果は、当面の目標であった地層処分研究開発の平成3年度技術報告書の理解のための情報提供、特に平成4年9月の地層処分研究開発報告会以降開催している報告会に反映してきた。その結果、多くの原子力関係者の地層処分研究開発に対する関心に十分に関与できたものと考える。

(5)　今後の進め方

社会環境研究の当面の目標は、西暦 2000年前までを目途にまとめられる地層処分研究開発に係わる第2次取りまとめについて一般の人々にも評価されるような情報提供のあり方を明確にし、その成果を用いて理解される素地を醸成するために情報素材とその提供方法を準備することに置く。

このため、社会環境研究は、双方向のコミュニケーションを念頭に置き、今後も情報提供とその効果の把握、その成果の情報への反映といったサイクリックな進め方を通して、地層処分の概念や研究開発成果を理解する上で必要な情報の質の向上と情報提供方法の改良、それに必要な社会環境情報の把握・分析を継続する。

3.　地層科学研究

地層科学研究は、地層処分研究開発の基盤の研究であり、地質環境が本来備える特性を理解するための「地質環境の特性に関する研究」と地質環境の長期的な変化やその影響を明らかにするための「地質環境の長期安定性に関する研究」および、地表から地下深部までの地質環境特性を明らかにするための調査技術開発から構成されている。

研究の対象は、地下深部の岩盤や地下水の性質、そこで起こる現象、地震活動や火山活動等の天然現象等、地球科学の幅広い分野にわたる。したがって、その成果は、地層処分研究開発の全般に共通する基盤となるとともに、我が国における地下深部についての学術的研究にも広く寄与するものである。

地層科学研究の主要な研究項目は以下のとおりである。

(1)　地質環境の特性に関する研究
①地下水の流動に関する研究
②地下水の地球化学に関する研究
③岩盤の工学的特性に関する研究（坑道堀削による周辺岩盤への影響等）
④岩盤中での物質移動に関する研究
⑤調査技術および機器の開発
(2)　地質環境の長期安定性に関する研究
①地震・断層に関する研究
②火山活動に関する研究
③隆起・沈降・侵食に関する研究
④気候・海水準変動に関する研究

3.1　地質環境の特性に関する研究

地質環境の特性に関する研究は、東濃鉱山およびその周辺地域（東濃地域と呼ぶ）ならびに釜石鉱山の既存坑道を利用して実施している。

(1)　東濃地域における試験研究

東濃地域を対象に、地質環境の特性を把握するための総合的な調査研究を展開している。東濃鉱山は、岐阜県土岐市および瑞浪市に分布する月吉ウラン鉱床を調査するために開削された研究開発用の坑道である（図14、15）。東濃地域の地質は、花崗岩類を基盤として新第三紀の堆積岩がこれを

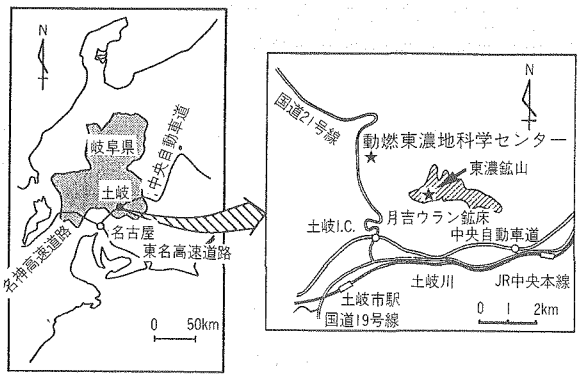


図 14　東濃鉱山位置

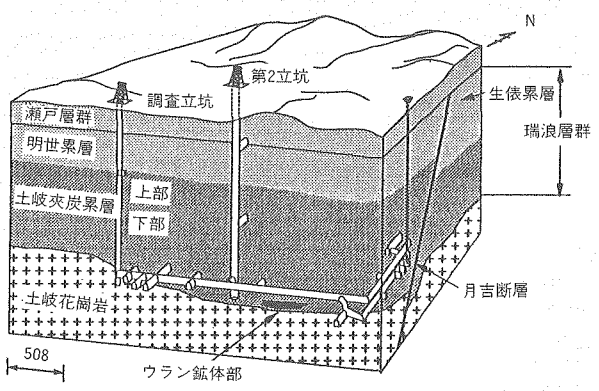


図 15　東濃鉱山断面

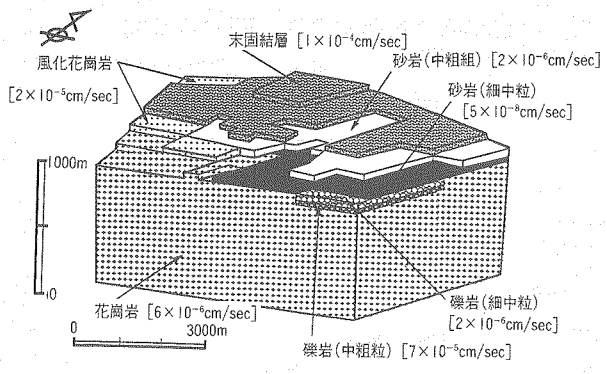


図 16　深部地下水調査研究領域水理地質モデル

覆う構造をなしており、ウラン鉱床は堆積岩の最下部に存在している。

動燃事業団は、昭和61年度から東濃地域で、地下水の流動・地球化学、坑道掘削による周辺岩盤への影響、岩盤中での物質移動等に関する調査研究を進めている。

地下水の流動に関する研究では、深度500m程度までの信頼性の高い実測データの蓄積、水理地質構造モデルの構築(図16)、モデルを用いた地下水流動解析の実施とその検証のための長期観測を実施している。これまでの、堆積岩を対象とした水理試験の結果では、粗粒の部分ほど透水性が高いことが確認されており、中粒～粗粒砂岩の透水係数は10^{-6}cm/secのオーダーであるのに対し、凝灰質砂岩や細粒～中粒砂岩では、おおむね10^{-8}cm/secの透水係数が得られている。また、花崗岩においては、開口割れ目部分ではおおむね10^{-3}～10^{-4}cm/secの高透水性を示すが、健岩部および割れ目であっても粘土鉱物が充填している部分では10^{-8}～10^{-9}cm/secの難透水性を示すことがわかった。東濃地域の3次元地下水流動解析によると、地下の間隙水圧は、浅層部を除くと、ほぼ静水圧分布を示し、地下500m以深の動水勾配(単位距離あたりの水圧の変化)は0.04未満であった。

地下水の地球化学に関する研究では、東濃鉱山周辺の地下水の起源・年代および地球化学的性質に関する三次元的な把握と水質形成に係わる熱力学的モデルの構築およびその妥当性の検証などを目標に、試錐孔を利用した複数の深度からの定期的採水と分析を継続している。その結果、堆積岩中の地下水のpHは、深度が増すにしたがって、中性から弱アルカリ性へと変化するが、基盤の花崗岩中の地下水はほぼ中性であることが明らかとなった。また、溶存酸素はどの深度においても非常に低濃度であること、堆積岩中の地下水の水質は、おおむね標高200mを境に、浅部はNa^+-Ca^{2+}-HCO_3^-型であるのに対して、深部ではNa^+-HCO_3^-型であること等が確認された。さらに、酸素および水素の安定同位体の比率から地下水の起源は降水であること、また、炭素の放射性同位体(^{14}C)による年代測定から深度百数十mの堆積岩基底部の地下水の年代は少なくとも1万年以上であることも明らかとなった(図17)。

坑道掘削による周辺岩盤への影響に関する研究としては、坑道掘削影響試験用に内径6 m、深さ150mの立坑を掘削し、掘削前の初期条件の把握、事前解析による掘削の影響予測、各種試験の実施、掘削後の長期観測等の一連の試験研究を実施した。立坑周辺の試錐孔を利用した地下水位の観測、坑道内岩盤の内空変位および立坑内の湧水量等の測定は、掘削終了後もすでに2000日以上にわたって継続中である(図18)。これらの試験の結果、発破によって岩盤が損傷した範囲は立坑壁面から1

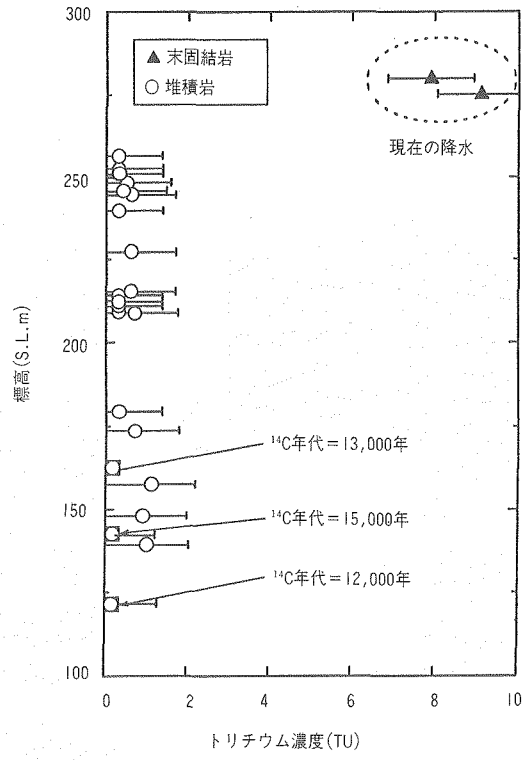


図17　東濃地域の地下水中のオリチウムおよび^{14}C年代

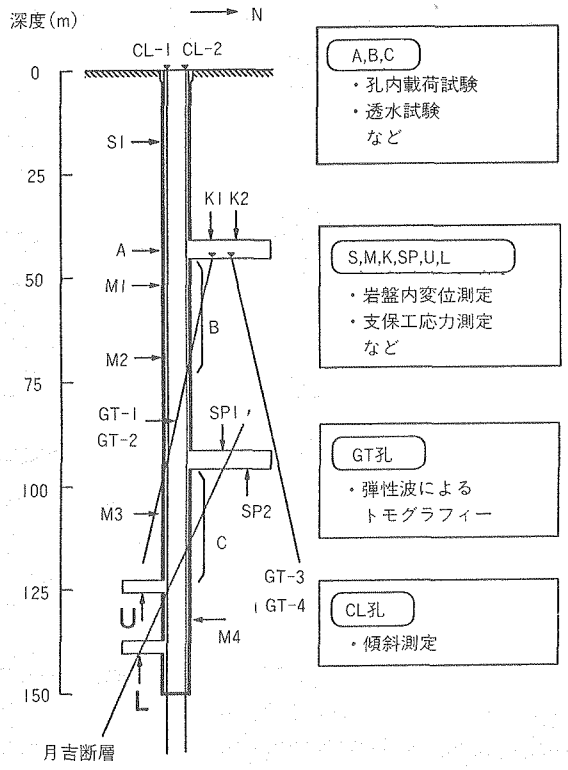


図18　立坑掘削影響試験での調査概要図

m程度であること、周辺岩盤中の間隙水圧が変化する範囲は立坑を中心に半径100m程度であること等が明らかとなった。

岩盤中での物質移動に関する研究では、東濃地域のウラン鉱床を活用して、天然の放射性核種であるウランの岩盤中での移行・遅延に関する研究やウラン鉱床の生成・保存と地質環境条件との関連に関する研究を実施している。これまでの研究の結果、ウランの移行・濃集には岩石の化学組成のみならず地下水そのものの移行が大きく影響していること、ウランは還元環境下で固定されており、過去数十万年間はほとんど移行していないこと等がわかった。

東濃地域におけるこれまでの試験研究により、東濃鉱山を中心とした地下500m程度までの岩盤や地下水の性質、岩盤中での物質移動および坑道掘削による岩盤への影響に関する知見がある程度蓄積されてきた。今後は、特に地下深部（1,000mまで）の広域（10km×10km）を対象にした地下水の流動および地球化学に関する調査研究ならびに東濃鉱山を活用した坑道周辺岩盤の力学的安定性や物質移動、断層の水理特性に関する研究等を実施していく。

東濃鉱山では、前述のように天然の放射性核種が観察でき、また、地下百数十mの還元的な環境に比較的容易にアクセスできることから、ウラン鉱床を対象にした国際共同研究も進められている。現在、フランス原子力庁（ＣＥＡ）との間で、地下水中のコロイドと有機物に関する共同研究を、また、スイスの放射性廃棄物管理組合（NAGRA）との間で、ナチュラルアナログに関する共同研究を進めている。

(2)　釜石における試験研究

釜石鉱山は、岩手県釜石市の西部（遠野市との境界付近）にある、我が国有数の鉄ー銅鉱山である（平成５年３月に採掘終了）。

動燃事業団は、昭和63年から釜石鉱山の既存坑道を利用して、この地域に広く分布する栗橋花崗閃緑岩（前期白亜紀）を対象に地層科学研究を実施している（図19）。

最初の５年間（第１フェーズ）は、550mレベル坑道（深度約300m）を利用して、深部地質環境の特性とそこで起こる現象の把握およびそのための調査技術の適用性の確認等を目標に、試験研究を実施した。その結果、栗橋花崗閃緑岩の強度等の特性、初期応力状態、岩盤の透水性、深部地下水の地球化学的性質、岩盤内に充填したベントナイト粘土の原位置での膨張挙動等に関する知見が得られた。また、坑道掘削による岩盤の水理学的および力学的影響範囲は、坑道壁面から約１m程度

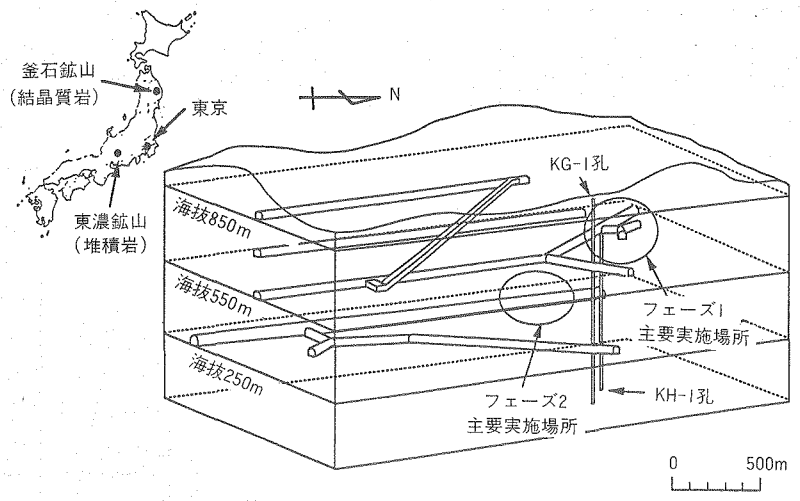


図19　釜石原位置試験実施場所

であることもわかった。

現在実施している第2フェーズ（平成5年度から平成9年度）においては、第1フェーズで抽出された課題、すなわち地質環境特性の深度による違いや坑道周辺の掘削影響領域をより詳細に把握することなどを目標に、以下の研究項目を設定して、550mレベル（深度400m）と250mレベル（深度700m）の2つの坑道を対象に試験研究を進めている。

①深部地質環境の地質構造、力学特性、水理特性、地球化学特性の把握
②深部岩盤における掘削影響領域の評価
③収着・マトリックス拡散および移流・分散に関する研究
④粘土充填・熱負荷試験
⑤地震の影響に関する研究

これまでの試験研究によって、異なる深度での初期応力状態、物質移動にとって重要な割れ目や微小空隙の構造、坑道近傍の地下水の酸化還元状態等が明らかになりつつある。

(3)　調査技術および機器の開発

地質環境の特性に関する研究においては、地下深部における岩盤や地下水の状態を把握するための技術の整備が必要である。動燃事業団では、地下深部の地下水の流動特性や地球化学特性等に重点を置いて、これらの特性を高精度かつ効率的に計測するための技術や機器の開発、改良を進めている。

地下水の流動に関する調査技術としては、深度1000mまでの透水係数や間隙水圧等を原位置で計測できる水理試験装置を開発した(図20)。現在、本装置の高度化を継続するとともに、長期観測のためのモニタリング装置や複数のボーリング孔を利用する試錐孔間水理試験装置の開発等を進めている。

地下水の地球化学特性を把握するための技術としては、深度1000mまでの地下水を被圧不活性状態で採取できるパッカー式地下水採水装置や各種物理化学パラメータ(酸化還元電位、pH、溶存酸素濃度等)を原位置で計測できる装置を開発した

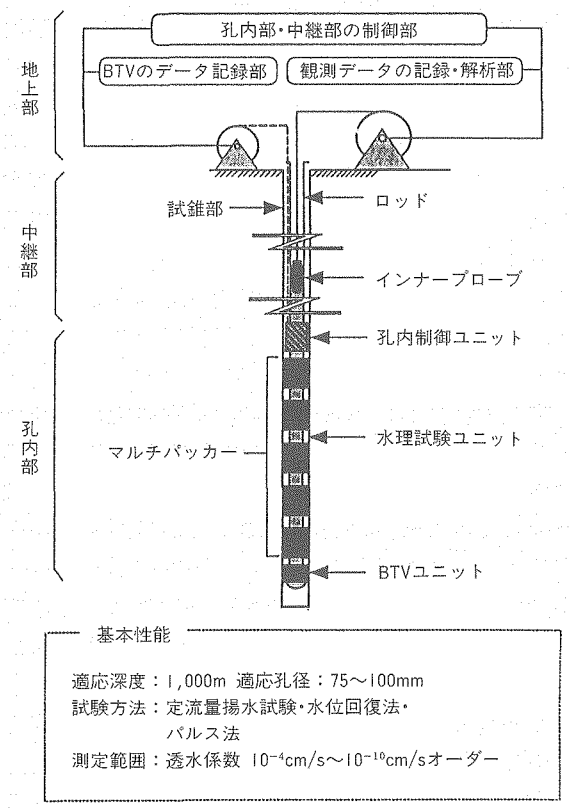


図20　1000m対応水理試験装置の概念

（図21）。現在、これらの装置の高度化を継続するとともに、採取した地下水の生成年代を測定する技術の開発等を行っている。

その他、地下深部の地質構造や岩盤中（特に坑道周辺）の割れ目の分布等を、非破壊で把握する技術として、弾性波やレーダ等を応用した物理探査技術の開発を進めている。

3.2　地質環境の長期安定性に関する研究

地質環境に影響を与える可能性のある天然現象として、地震・断層、火山活動、隆起・沈降・侵食、気候・海水準変動をとりあげ、それらの現象の特徴や地質環境への影響に関する知見を整備するとともに、将来の地質環境の変化を予測評価する手法を確立することを目標に、国内外の関連文献の調査や事例研究を進めている。

本研究においては、まず個々の天然現象の履歴を明らかにするための文献による調査解析、それらの現象が地質環境に与えた影響の性質や規模を把握するための事例研究、将来における天然現象による地質環境への影響について現実的な変動の幅を示すための手法の確立が主なアプローチとなる。

地震・断層に関しては、断層活動の時間的・空間的変化と断層活動が起こっている場の特性に着目して、新たな断層の発生の可能性について検討を行っている。また、断層活動による周辺の地質環境への影響範囲を評価するため、断層周辺における水理学的変化や地下水の地球化学的変化等を把握するための手法の検討を進めている。

火山活動に関しては、その活動地域が将来的にも変化しないという見通しを確かめるため、第四紀における火山活動の特性およびその地域性を把握し、火山活動の場と地質構造、応力場、プレート配置等との関係を明らかにするための研究を実施している。また、火山活動による地質環境への影響範囲を評価するため、火山による熱的な影響や地下水への影響を把握することを目指した事例研究を進めている。

隆起・沈降に関しては、将来における変動幅を評価することを目標に、過去の変動量を精度よくとらえるための変動基準面の同定法や対比法および第四紀標準編年表を整備し、日本列島における過去の地殻変動を明らかにするための事例研究を実施している。また、侵食に伴う地形変化や地層の厚さの減少を見積もるため、侵食作用をモデル化し、将来の地形変化を予測するための数値モデルの構築等を目指した研究を進めている。

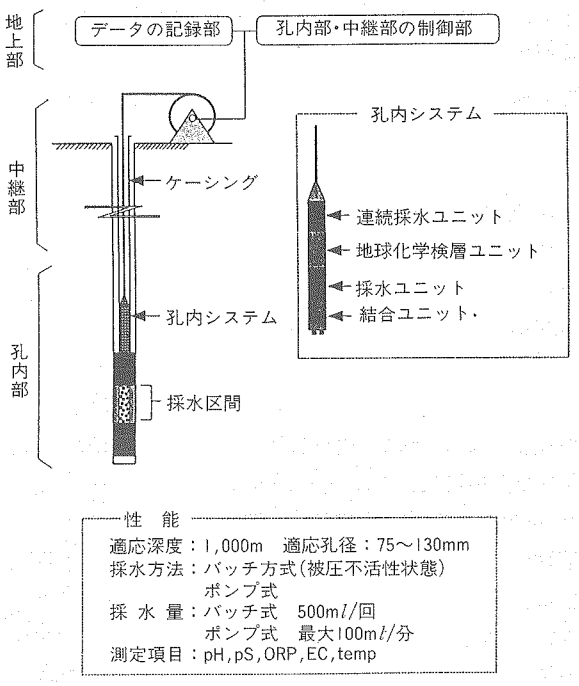


図21　1000m対応地下水の地球化学特性調査機器の概念

気候・海水準変動に関しては、将来における変動の規模と規則性を評価することを目標に、地球規模および日本列島における過去の気候および海水準に関する知見や情報の整理、解析を進めている。

3.3　結語

地層科学研究のような新しい分野においては、広く公衆の理解を得ながら調査や試験を進める必要がある。そのためには、基礎的な研究段階から関連する分野の専門家の参加を得て、幅広い視野から調和のとれた研究開発を、透明性をもって進めること、また、成果を着実に積み上げ公開していくことが重要である。このような観点から、地層科学研究を進めるにあたっては、関係各界の専門家からなる各種委員会を組織して、個々の研究内容および研究計画全体としての進め方やその成果について、各方面からの指導を仰ぎながら研究開発を進めているところである。

また、東濃地域等において実施している地層科学研究を、より一層拡充することを目標に、平成7年8月には、「超深地層研究所計画」を公表し、同年12月には、岐阜県、瑞浪市、土岐市との間で、本計画に関する協定を締結した。

超深地層研究所は、原子力長計に示された「深地層の研究施設」として、動燃事業団が岐阜県瑞浪市に保有する用地に建設するもので、地上施設（室内試験施設や機器整備施設等）と地下施設（地

下1000m程度までの立坑や複数の深度に展開される研究坑道等)から構成される。本施設は、「地層処分研究に共通の研究基盤となる施設であり、我が国における深地層についての学術的研究にも寄与できる総合的な研究の場として整備していくことが重要」(原子力長計)と認識されており、本施設の計画は、処分場の計画とは明確に区別して進められるものである。

超深地層研究所における地層科学研究は、①地質環境の総合的な調査技術の確立、②深部の地質環境に関する情報の取得、③深部岩盤における工学的技術の基礎開発、を目的としている。このような研究開発は、これまで様々な場で進められてきたものであるが、超深地層研究所においては、地下1000mに及ぶ自然な状態の地質環境を対象として、これらの研究を一体的に進めることができる。そのため、個々の要素技術のみならず、調査の手順なども含めた評価や繰り返しが可能であり、技術や知見を体系的に蓄積して行くことが期待できる。研究期間は約20年で、その間、①地表からの調査予測研究、②坑道の掘削を伴う研究、③地下施設を利用する研究という三つの段階が踏まれることにより、調査～予測～検証が繰り返される。

なお、超深地層研究所では、地層科学研究と並行して、地震研究や地下空間を利用した研究が行われる計画である。ここで得られた成果については、施設自体も含めて、全面的に公開していく。また、地層科学研究の終了後についても、東濃研究学園都市の一角として、学術的な研究等に引き続き利用されることが期待される。

4. おわりに

地層処分は極めて多岐にわたる分野の総合技術であり、研究開発を円滑に進めるためには、様々な形で研究協力を図っていくことが大切である。研究開発の中核推進機関として、動燃事業団は現在、アメリカ、カナダ、スイス、フランス、イギリス、スウェーデンとの2国間協力を行うとともに国際プロジェクト等への参加を積極的に進めている。また国内では、大学、研究機関、民間企業等の協力を得て、研究開発を総合的に推進しているところであるが、今後とも一層の協力を得て研究開発を効果的に進めていく考えである。

また、研究の場としての施設の充実が不可欠である。特に深地層の研究施設は、我が国における学術的研究にも寄与できる総合的な研究の場として重要であり、結晶質岩系を対象とした超深地層研究所、および堆積岩系を対象とした貯蔵工学センター内の深地層試験場の計画について、地元をはじめとする関係者の協力の下に鋭意取り組んでいるところである。また、性能評価上重要となる核種移行に関する基礎データの取得については、国内外の既存の施設を活用していく一方、第2次取りまとめ以降の研究開発も視野に入れ、放射性核種や実廃棄物試料を使用し、地下環境を模擬できる設備を備えた総合的な研究施設を整備していく計画である。

参考文献

1) 動燃（1992）：高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書、*PNC TN 1410 92-081*
2) 佐藤稔紀、石丸恒存他、文献調査による我が国の岩石の物理的特性に関するデータの収集、*PNC TN7410 92-018*（1992）。
3) 柳澤孝一、古屋和夫他、我が国における地盤の透水性に関する調査・研究(その1)、*PNC TN7410 92-015*(1992)。
4) 瀬尾俊弘、清水和彦、我が国における地下水の水質に関するデータの収集・解析、*PNC TN7410 92-017*（1992）。
5) 動燃（1994）：地層処分研究開発の現状、*PNC TN1410 94-094*, pp61-65
6) 吉田隆史、牧野仁史、大井貴夫：周辺岩体中の核種移行特性及び複数の廃棄体の存在を考慮したニアフィールドの核種移行挙動に関する検討、日本原子力学会 1996 年春の年会予稿集、p656、(1996)。
7) 亀井玄人、湯佐泰久他：火山ガラスのナチュラルアナログ研究（III） —数百万年間、泥質岩に埋没していた火山ガラスの変質速度と環境条件—、日本原子力学会1991年秋の大会、(1991)。
8) Kamei, G., Yusa, Y. and Sasaki, N. : Natural Analogue Study on the Long-term Durability of Bentonite. Time-temperature Condition and Water Chemistry on Illitization at the Murakami Deposit, Japan. —. *Mat. Res. Soc. Symp. Proc., 257*, pp.505-512 (1991).
9) 三ツ井誠一郎、久保田満、村上隆：緩衝材中の銅オーバーパックの腐食に関する考古学的アナログ研究— 1,800年間シルト質砂層に埋没していた考古学的銅製品—、日本原子力学会1995年春の年会（1995）。
10) 玉井明宏、亀井玄人：土中埋設鋼の長期腐食挙動の評価、腐食防食 '93.（1995）。
11) Honda, A., Taniguchi, N.,et al. : A Modelling Study for Long-Term Life Prediction of Carbon Steel Overpacks for Geological Isolation of High-Level Radioactive Waste, Draft Proceeding of International Symposium on Plant Aging and Life Prediction of Corrodible Structures, A-II 08 (1995).
12) 内田壬大、澤田淳他、：スウェーデン Hard Rock Laboratory 坑道掘削に伴う地下水位低下予測解析、第27回岩盤力学に関するシンポジウム講演論文集（1996）。
13) T. Fujita, Y. Sugita, T. Sato, et al. "Plan of Coupled Thermo-Hydro-Mechanical Experiment at the Kamaishi Mine", PNC Technical Report, *PNC TN8020 94-005*（1994）.
14) Masuda, S., Hara, K.- et al. : Resarch and Development Program of Geological Disposal of Radioactive Waste in PNC. 10th Pacific Basin Nuclear Conference. (1996).
15) 久保博、黒木泰貴、川地武：ベントナイト—消石灰系反応の促進試験、第40回粘土科学討論、(1996)。
16) B. F. Greenfield, Ito, M., et al. : The Bffects of the Chemical and Radiolytic Degradation of Asphalt on Plutonium Solubility, Mat. Res. Soc. Symp. (in preparation) (1996).
17) 柳澤孝一、今井久、他：立坑掘削に伴う地下水流動影響調査研究—東濃ウラン鉱山試験立坑を例として—*応用地質*、*33, 5*, pp.32-49,（1992）。

18) 濱克宏、瀬尾俊弘、他、東濃地域における深部地下水の地球化学的研究(IV)、日本原子力学会1992年春の大会予稿集、p.114、(1992)。
19) 瀬尾俊弘、水谷義彦、他：岐阜県東濃地域における地下水の^{14}C年代と起源について、日本地下水学会1992年秋季講演会要旨集、pp.50-53、(1992)。
20) 杉原弘造、吉岡尚也、他：新第三系堆積岩における立坑掘削影響試験の概要、土木学会、地下空間利用シンポジウム講演要旨集、pp.185-194、(1992)。
21) 岩月輝希、瀬尾俊弘、濱克宏：東濃地域における地下水の地球化学研究、日本地球化学会　年会講演要旨集、p.94、(1995)。
22) Yoshida, H., Sakuma, H. and Yusa, Y.: The Tono-Natural Analogue Study Program, 7th NAWG Proc., pp.315-318, (1995)。
23) 濱克宏、瀬尾俊弘、他：100m対応採水装置の開発、日本地下水学会 1995年秋季講演会要旨集、(1995)。
24) 中野勝志、竹内竜史、他：1000m対応水理試験装置の結晶質岩への適用例、第31回地盤工学研究発表会予稿集、2145-2156、(1996)。

100号記念特集号

フロンティア研究

島崎　善広

核燃料サイクル技術開発部

資料番号：100—14

Review of Frontier Research

Yoshihiro SHIMAZAKI
Nuclear Fuel Cycle Development Division, Head Office

昭和62年（1987年）に策定された原子力開発利用長期計画を受けて、動燃事業団は、21世紀における原子力技術の革新をもたらし、さらに科学技術全般への波及効果が期待される創造的な研究をフロンティア研究と位置づけて積極的に推進してきた。
本報告はこのフロンティア研究の成果についてその概要をまとめたものである。

1.　はじめに

原子力委員会は昭和62年６月に策定した原子力開発利用長期計画（原子力長計）において、基本目標の一つに初めて、創造的・革新的科学技術の育成を唱え、基礎研究の充実、先導的プロジェクト等の効率的推進とともに、基礎研究とプロジェクト研究を結びつける基盤技術開発の重点的推進を打ち出した。

基盤技術開発は、基礎研究的な長期的視点とプロジェクト開発的な合理性とを兼ね備えた新しい研究運営を試みるものであり、非原子力分野を含む産・官・学の研究交流による相互の研究ポテンシャルの有効活用により、研究の効率的推進を図るものとされた。

動燃事業団では、これまでのプロジェクト研究によって蓄積された技術基盤に立脚し、実用化を支える創造的・革新的研究開発を「フロンティア研究」と名づけ、全社的な協力のもと、これらを組織的、総合的に推進することとし、昭和63年３月にフロンティア研究推進委員会を発足させた。

フロンティア研究は、プロジェクトの実用化に向けたブレークスルー、長期的視点に立った研究開発、サイエンス的な研究領域を含めた研究範囲そして研究成果をプロジェクト開発および他分野への応用波及を念頭に進めることとし、当時具体的に取り組みつつあった高レベル放射性廃棄物の有効利用、核変換技術、新材料、人工知能、各種ロボット、レーザ応用技術、超電導技術等を中心に開始した。

現在では、新概念創出に係わる研究（新概念研究）と基礎・基盤研究に大別することができる。新概念研究は、国の群分離・消滅処理技術研究開発長期計画（通称オメガ計画）に基づき、また基礎・基盤研究は、国の原子力基盤総合的研究（原子力基盤クロスオーバー研究）に参画する形で進められている。

平成６年に改定された原子力長計においても基礎・基盤技術開発の重要性については前回の原子力長計の理念および基本方針が引き継がれており、動燃事業団は、この理念を実現するため、長年にわたって蓄積した技術と知見の上に、さらに他分野の先端的技術も踏まえ、原子力利用技術の高度化と多様化、安全性と経済性の一層の向上に寄与することとし、新たな研究開発の展開、発想の転換による技術の高度化に取り組んでいる。

2.　原子力における新概念創出

原子力における新概念創出の研究開発は、昭和63年頃から検討を進めてきており、高レベル放射性廃棄物中の長半減期核種の分離および核種の消

滅処理に関する研究開発ならびに、深海、宇宙等の極限環境下での使用に耐え得る高速炉の設計開発に関する研究に分けられる。

2.1　核種分離研究

(1)　有用金属回収利用技術

使用済燃料の再処理溶解工程で分離される不溶解残渣中には白金族元素等の有用金属が主成分として含まれている。これらの元素の分離回収および利用が可能となれば、高レベル放射性廃棄物は新たな資源になるとともに、廃棄物の処理・処分における合理化の点においても極めて有益である。

白金族元素等の分離回収に関してはこれまで幾つかの提案および検討がなされているが、個々の元素の単離までを含む包括的なプロセスについては報告されていない。

動燃事業団では平成元年度から技術開発に着手し、コールドおよびホット試験により、これら有用金属元素の分離回収プロセスの研究を行っている。

図1はこれまでの試験結果から構築した分離回収プロセスの一例である。不溶解残渣はRu、Rh、Pd、TcおよびMoからなる金属間化合物が主成分であり、通常の方法ではこれらの元素を単離回収することは難しい。

回収プロセスの第一段階として、残渣中に含まれる他のFP成分の除去を行うとともに、白金族金属間化合物を硝酸に溶けやすくするため、鉛抽出法を適用した。この方法は乾式元素分離法の一種で、不溶解残渣を鉛およびフラックス(ガラス)

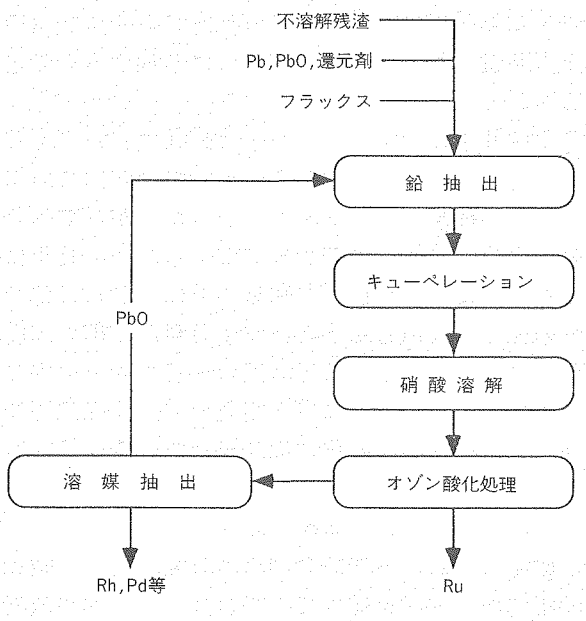


図1　不溶解残渣からの有用金属回収フロー

とともに溶融し、鉛相に白金族元素等を、ガラス相にその他のFP元素を抽出するものである。不溶解残渣を用いたホット試験により白金族元素およびTcが鉛相に抽出できること、その他のFP元素はガラス相に抽出できることを確認した。

その後、鉛相を硝酸で溶解するが、Ruは硝酸にほとんど溶解しないため、ろ過によりスラッジとして回収する。スラッジを除去したろ過液は湿式元素分離によりPd、Rh等を分離回収する。Pd、Rh混合硝酸溶液からこれらの元素を相互に分離する方法については、di-hexyle sulfideを用いた溶媒抽出法が優れていることを見出した。Pdはdi-hexyle sulfideをドデカン等により希釈した溶媒により非常に高い効率で回収することができ、加えてチオ尿素により逆抽出が容易である。

しかし、鉛抽出法では、鉛相をそのまま硝酸溶解すると、後工程で取り扱う硝酸量が多量となるため、抽出試薬、廃棄物等の増加をまねくことになる。このため硝酸溶解を行う前に鉛成分をある程度除去する方法として灰吹法（キューペレーション）を適用することとした。灰吹法は鉱石中の金および銀の分析法としてよく知られた方法であるが白金族元素への適用例はない。コールドおよびホット試験を行い、灰吹法がこれらの元素の分離に適用可能であり、硝酸溶解の前処理として有効であることを確認した。

また、硝酸溶解液のろ過液に含まれる微量のRuの除去には、オゾン酸化処理法が優れた方法であることも見出した。

回収した白金族元素等を広く一般産業分野で利用するためには同位体分離を行うことが必要である。特に、不溶解残渣から回収したPdには長半減期核種である^{107}Pdが含まれる。模擬物質として^{105}Pdを用い、レーザ同位体分離法による試験を実施した。円偏光レーザ光による核スピン励起によって^{107}Pdの分離の見通しを得ている。

回収した白金族元素等の利用については主として触媒への利用を考えている。回収白金族元素は放射性であり、白金族元素が本来持つ触媒効果と放射線との相乗効果が期待できる可能性がある。半導体微粒子上に白金族元素を担持させた酸化還元反応触媒の放射線場での反応について現在基礎的な研究を進めている。

東海事業所　核燃料技術開発部　明珍宗孝

(2)　超高温処理技術

海外では最近、廃棄物量の低減を目標にした研究が数多く成されている[1)]。例えば米国の廃棄物

最小化（Waste Minimization）に関する研究、フランスの群分離－固化（Separation-Conditioning：S-C）およびCOHN（再処理の廃棄物処理において炭素・水素・酸素・窒素のみの元素からなる化合物の利用のコンセプト）の明確化、ロシアにおける溶融岩石固化技術開発をあげることができる。

一方、我が国においては、高レベル放射性廃棄物の管理に関し、固化から処分のプロセスと、群分離から消滅処理のプロセスが検討されている[2),3)]。この中で超高温処理法は、動燃事業団が独自に考案したS-Cに関する最もシンプルな技術であり、これらのトレンドの一環に位置づけられるものである。

超高温処理法のプロセスは、高レベル廃液→仮焼→気化処理→還元処理→溶融処理→流下→分離→貯蔵である。最初に高レベル廃液を仮焼してFP等の複合酸化物（仮焼体）とする。続いて、仮焼体を加熱しCs等を気化分離する（気化処理）。その後、窒化チタンを還元剤として1000℃で熱処理する。これにより白金族元素等の酸化物をメタル相に還元し、その他は希土類元素等の酸化物相として相分離する（還元処理）。さらにこの系を1600℃で溶融しメタル相と酸化物相とに二相分離する（溶融処理→流下→分離）。メタル相は、白金族元素等の有効利用を考え備蓄する。酸化物相は適当な期間貯蔵した後、地層処分する。

超高温処理法は高レベル放射性廃棄物の発熱量の約40％を占めるCsを分離することができるため、固化体の貯蔵期間の短縮および地層処分場の縮小が期待される。これまでの試験でCsを90％以上気化分離できること、白金族元素を90％以上還元分離できること、固化体の耐水性は健全であること等を確認した。現在、溶融装置として高周波誘導加熱水冷坩堝（コールドクルーシブル）を組み込む等のプロセスの高度化を検討している。

東海事業所　核燃料技術開発部　堀江水明

2.2　消滅処理研究

(1)　消滅理論研究

原子炉から発生する高レベル放射性廃棄物中の長寿命核分裂生成物を原子核反応を利用して、より安定なものへ核変換する研究（消滅処理研究）を進めている。

対象となる核種には、核燃料のUが中性子を吸収することにより生成する超ウラン元素（^{237}Np、^{241,243}Am、^{245}Cm等）と、核分裂により生成する核分裂生成核種（^{90}Sr、^{135,137}Cs、^{99}Tc、^{129}I等）がある。これら核種の消滅処理に用いる核反応としては、まず第一に物質中飛行過程におけるエネルギー損失が荷電粒子の場合に比べて小さい中性子の利用が考えられる。我々は核分裂生成物の消滅処理研究の一環として熱中性子吸収断面積の系統的な測定を行った[4~8)]。

その結果、原子炉から取り出された後、約300年間、最も放射能の強い^{90}Srと^{137}Csの熱中性子吸収断面積は非常に小さく、原子炉では消滅が困難であることが分かった。

消滅処理方法の原理的有効性を測るパラメータとして消滅処理速度と消滅処理エネルギーがある。消滅処理速度Rは、利用する核反応の断面積σとその反応に利用されるビーム束ϕの積として、

$$R = \sigma \cdot \phi$$

と記述できる。この式が示すように、消滅処理を検討する場合、核反応断面積に関する基礎的研究と強大なビーム束を得るための装置に関する工学的研究を並行して行う必要がある。

^{90}Srのように中性子の吸収断面積が非常に小さい核種[6)]の消滅処理方法を見出すには、これまで見落とされていた核反応にも着目することが必要である。このような状況のもと、我々は光核反応における巨大共鳴微細構造に着目した[9)]。これまでにも巨大共鳴の光核反応（γ, n）を利用した消滅処理方法の検討は行われてきたが、この巨大共鳴に微細構造が存在すると仮定すると、その微細構造ピーク値はその幅が狭い分大きくなるはずである。ここにエネルギーの合った単色ガンマ線を照射すれば、消滅処理のためのエネルギー効率は向上する。もちろん将来どのくらい効率のよい単色ガンマ線源が開発されるかという課題はあるが、まず、巨大共鳴にどのような微細構造があるかを知ることが検討を進める上で必要である。

これまで巨大共鳴断面積のエネルギー依存性は標識化光子法[10)]や飛行ポジトロン消滅法[11)]により測定されてきた。しかし、測定のエネルギー分解能は150～500keV程度とそれほど高くなく、これより幅の狭いピークの存在については実験的に知られていなかった。微細構造の存在が知られている軽い核種に関しても、実験的なエネルギー分解能の制限により真のピーク幅とピーク高は分かっていない。また、理論的にも微細構造のピーク幅を精度良く計算で求めたという報告もない。

ここでは、光核反応における巨大共鳴微細構造を今までより1桁以上精度良く測定する実験方法

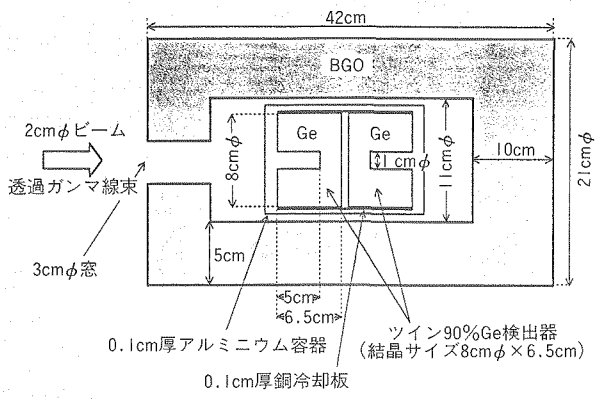


図2　高分解能・高エネルギーガンマ線スペクトロメータの断面図

と装置を考案した[9]のでその概要を報告する。

これまでの実験では、エネルギーの分かったガンマ線をターゲット核種に入射し、発生する中性子を測定していた。しかし、この方法では入射ガンマ線のエネルギー精度を良く決めることができなかったため、精度の高いデータが得られていなかった。そこで、むしろ白色光に近いガンマ線束をターゲットに入射し、そこから透過してくるガンマ線束をエネルギー分解能とSN比の高いガンマ線検出器で測定するという手法を考案した。透過ガンマ線束中、光核反応で失われたガンマ線束は、凹んだピークとして観測されるはずである。これまで高エネルギーのガンマ線を高いエネルギー分解能と高いSN比で測定するためのスペクトロメータが存在しなかったため、本手法は光核反応の測定には不向きであった。ところが近年、ゲルマニウム半導体製造技術の進歩により3インチ×3インチφのNaIシンチレーション検出器に比べてn型で100％、p型では150％という大きな相対検出効率を持つ結晶の製造が可能となった。また、複数のゲルマニウム結晶を組み合わせて使用する技術も開発されたため、大型結晶を組み合わせてさらに大型化することも可能になった。こうした超大型ゲルマニウム検出器を使えば、高エネルギーガンマ線を効率よく、かつ高いエネルギー分解能で測定できる。さらにBGO(Bi、Ge、Oから成る単結晶物質）シンチレーション検出器等でこの複合ゲルマニウムを取り囲み、全エネルギー吸収ピークを作らない事象を除去することによりゲルマニウム検出器のSN比が低いという弱点が克服される。

この考えの有効性を確認するため、初めに電子線・ガンマ線シミュレーションコードEGS4[12]を用いて、高分解能・高エネルギーガンマ線スペクトロメータの設計を行った。図2は、ゲルマニウム結晶およびBGO結晶のそれぞれの体積に一定の制約を設けた場合に15MeVのガンマ線に対して検出効率とSN比が高くなるように検出器の形状を最適化したものである。中心に相対効率90％のゲルマニウム結晶を二つ直列に並べ、その回りを5 cm厚（後方は、10cm厚）のBGO結晶で囲んだ形である。このスペクトロメータの15MeVガンマ線に対する応答をEGS4で計算した結果を図3に示す。一番奥のスペクトルは90％のゲルマニウム結晶を一つ配置した場合（単独Ge)、中央のスペクトルは90％のゲルマニウム結晶を二つ並べて配置した（ツインGe) 場合、そして一番手前のスペクトルは、ツインGeをさらにBGOで囲みSN比を改善した場合（HHS: High resolution and High energy photon Spectrometer）である。ツインGeのスペクトルとHHSのスペクトルを比較すると、HHSのスペクトルでは、全エネルギー吸収ピーク以外の部分が大幅に除去されている様子が分かる。ゲルマニウム検出器のエネルギー分解能は、高エネルギーガンマ線に対し約0.1％という報告[13]があることから、HHSのエネルギー分解能もこれと同じと期待できる。

図4はEGS4を用いてHHSにおけるガンマ線の透過実験をシミュレーションしたものである。この際、光核反応も他の素過程と同様に計算できるように改良したEGS4を用いた[14]。ここでは、60cm厚の水ターゲットに14.8～15.1MeVのエネルギーを持つ白色ガンマ線が入射する場合を考えている。仮定した^{16}Oの光核反応断面積を図4

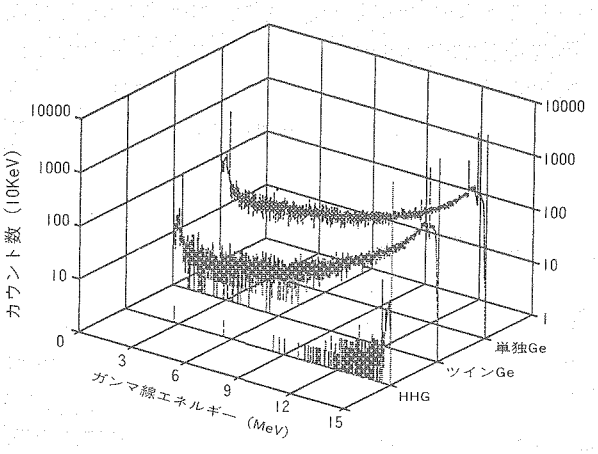
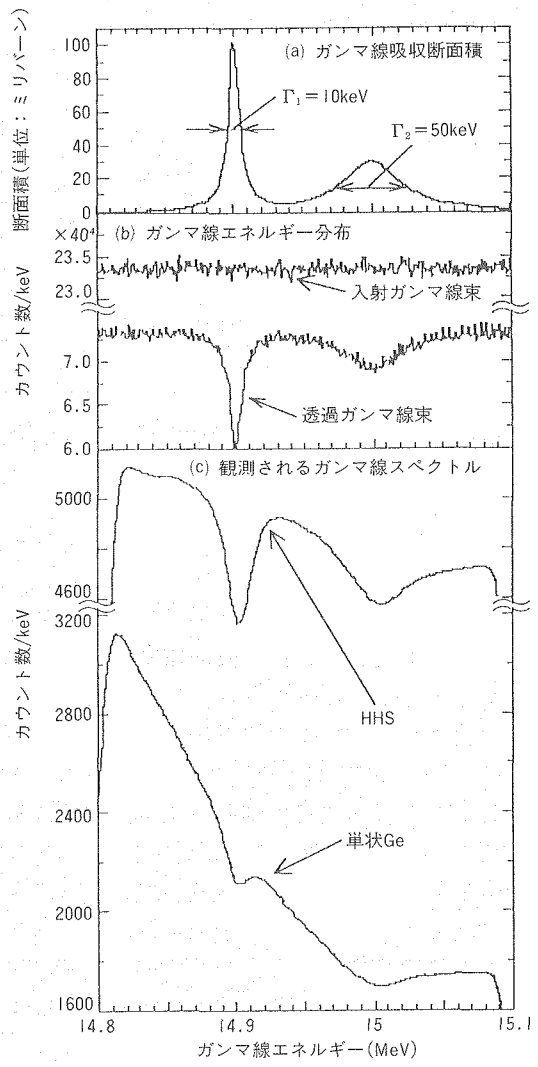


図3　15MeVの入射ガンマ線に対する3種類のスペクトロメータの応答関数



(a) ^{16}Oに対し仮定したガンマ線吸収断面積
(b) 入射ガンマ線束(上側)と透過ガンマ線束(下側)
(c) 単独Ge(下側)とHHS(上側)で観測される透過ガンマスペクトル

図4　HHSにおけるガンマ線の透過実験のシミュレーション

(a) に示す。微細ピークの幅に応じて透過スペクトルの形がどのように変化するかを知るため、微細ピークの幅は10keVおよび50keVと任意に定めた。入射する白色ガンマ線スペクトルを図4(b)に示す。このようなガンマ線束はレーザ逆コンプトン発生装置[15]により得ることができる。同図には、透過ガンマ線束のスペクトルも示した。このスペクトルにガンマ線スペクトロメータの応答関数を重畳すると、実際に観測されるガンマ線スペクトルが求まる。図4(c)に、HHSと単独Geで観測されるスペクトルの比較を示す。HHSのスペクトルでは、図4(a)の断面積に応じた凹んだピークがはっきりと現れている。ピーク幅が広がって見えるのは主にゲルマニウム検出器のエネルギー分解能0.1％が応答関数中に考慮されているためである。実験で観測される凹みピークの幅からゲルマニウム検出器のエネルギー分解能を補正することにより、ピーク幅も精度良く決定できる。

透過ガンマ線束をHHSで測定する実験は、電子技術総合研究所の電子蓄積リングとレーザ逆コンプトン光発生装置を利用して、平成8年度から開始した。光核反応断面積に幅の狭い微細構造が見つかれば、単色ガンマ線を利用する消滅処理の実現に一歩近づくことになる。

東海事業所　核燃料技術開発部　原田秀郎

(2)　加速器開発

長寿命核分裂生成物を光核反応により消滅処理するためには、大電流電子線加速器の開発が必要である。動燃事業団では、消滅処理に必要となる加速器の大電流化技術を開発することを目的として、加速エネルギー10MeV、最大／平均ビーム電流100mA/20mAの大電力電子線加速器を設計し、その構成要素であるクライストロン、加速管等の試作・評価試験を実施してきた。平成5年度からは、加速器本体の設計・製作を開始し、平成7年12月に入射部の据付を完了した。

加速器による消滅処理としては、加速器を単体で用いる方法、加速器と未臨界炉を組み合わせる方法等が提案されている。これらのうち電子線加速器による消滅処理は、加速器から得られる高エネルギー電子線を対象核種に直接、あるいは重い元素のターゲットに衝突させてガンマ線を発生させ、光核反応（γ, n）を利用して短寿命核種または安定核種に変換するものである。

電子線加速器による消滅処理の特徴は、光核反応を用いるので副次的な放射性核種の生成が少ないこと、加速器技術の基盤が他の加速器（陽子、重イオン加速器）に比べて整備されており、大電流化（平均電力の観点から）が比較的容易である点にある。しかし、実際に原子炉から生成する長寿命核分裂生成物を消滅させるには、従来にない大電流の電子線加速器が必要になる。

将来の消滅処理用加速器にはアンペア級の大電流が要求されると考えられる。必要なエネルギーおよび電流値を一挙に達成することは技術的にも、また予算的にも困難であるため、当面、加速器の大電流化技術に重点を置いて開発を進めており、エネルギー10MeV、最大／平均ビーム電流100mA/20mAを開発目標とした。この理由は、10MeVを超えると、機器材料や、空気の放射化により加速器の試験、保守等が困難となること、ま

た、10MeV まで大電流を加速できる技術が確立されれば、エネルギーを高めることは比較的容易に達成できると考えたことによる。

最大ビーム電流を 100mA に選んだのは、現在の加速器要素・付帯設備の技術レベルから見て到達できる可能性が高く、アンペア級の加速器に移行できるかどうかを判断するのに適切な値であることによる。本加速器はビームのエネルギーを高めるというこれまでの加速器開発の方向とは異なり、世界にも例のない大電流を目標とするものである。

大電流化にあたっての基本的な技術課題は、従来の加速器とは異なり電子銃の構成、ビーム発散対策、ビームローディング（加速管に供給する高周波とビーム電流の関連）による加速管温度の制御等があげられる。さらにこれらの課題は相互に関連しているので、これまでの高エネルギー化の加速器開発とは異なり、ビームの安定性、加速管の熱除去、制御が重要な開発課題となる。

このように、本加速器は新たな技術課題が想定されたため、設計研究を行うのは勿論のこと、加速管、クライストロン等の主な構成要素については試作を行い、その性能試験を高エネルギー物理学研究所と共同で実施した。この試験は実機スケールの試作機に実機と同じレベルの電力を投入して行われたものである。その結果、加速管においては、実機のレベルまで電力を投入できることを確認した。クライストロンは高周波出力窓の発熱により設計目標の出力 1.2MW を下回る 300kW に留まったが、出力窓を改良することにより、目標を上回る 1.3MW、効率 63 %と、このクラスでは世界最大級のクライストロンが完成した。

加速器の設計においては、大電力、高品質ビームを目指し、電子銃には大電力ビームが制御できるアパーチャグリッド、チョッパーには高品質ビームを取り出せる 2 波混合の高周波空洞を採用した。ビームダンプは 200kW の大電力を吸収できる装置を開発した。ビームローディングによる加速管の温度制御やビームの安定化に用いる制御用計算機は分散・並列化、オブジェクト志向の言語、GUI (Graphical User Interface) を採用し、処理速度、保守性、操作性を高めている。

入射部は電子線形加速器の性能を決定する重要な部分である。そのため加速器全体を一度に製作するのではなく、まず入射部および第 1 加速管を製作し、試験する入射部試験を行った。入射部試験では、最大ビーム電流 100mA、パルス幅 3ms という世界に例のない大電流・長パルスの達成に成

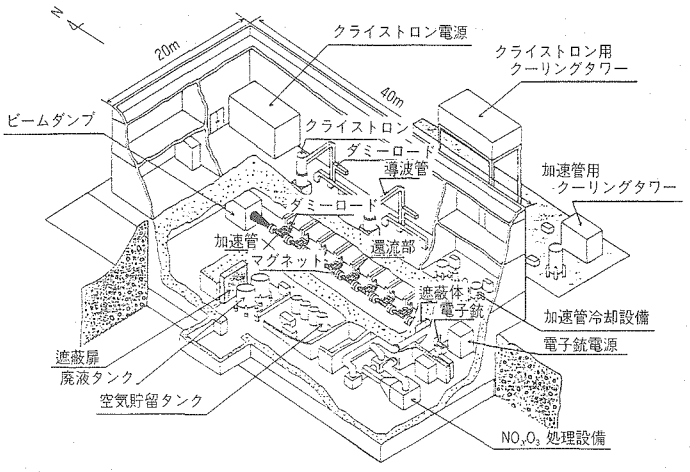


図 5　量子工学試験施設鳥瞰図

功した。今後、これらの結果を加速部の製作に反映させ、平成 9 年 3 月には加速器全体の製作、据付を完了させる計画である。

完成後は、ビーム電流を徐々に上げて加速器のビーム挙動や BBU（ビームの発散、安定性）を観測しながら、加速器の制御方法を確立し、目標性能であるエネルギー 10MeV、平均ビーム電流 20mA を達成する予定である。図 5 に施設全体の鳥瞰図を示す。将来は、本加速器が高デューティである特徴を生かして、光核反応断面積の測定、ターゲット系開発、各種線源の開発等に広く利用することを計画している。

大洗工学センター　基盤技術開発部　江本　隆

2.3　新概念高速炉の研究

近年、長期的な気候予測、地震予知、炭酸ガス問題等の地球環境研究の分野で、海洋観測データの需要が高まってきている。現在、海洋観測には電池等の非原子力電源を使用しているが、深海高速炉システムが開発されれば電力量が桁違いに大きくなるため、観測データの質および量の向上が期待できる。深海高速炉システムは運搬可能な小型炉（可搬型小型炉）であるため国際協力による研究推進も可能である。

本システムは、一次系に NaK（ナック）冷却高速炉、二次系にガスタービン発電システムを使用して、無人海底基地用電源として 30 年間使用することができる。冷却材の最高温度は約 580℃ とし、炉容器構造材にはステンレス鋼を用いた。また、ガスタービン発電システム、すなわちヘリウム・キセノン混合ガス使用の小型密閉ブレイトンサイクルは既存技術を利用した。

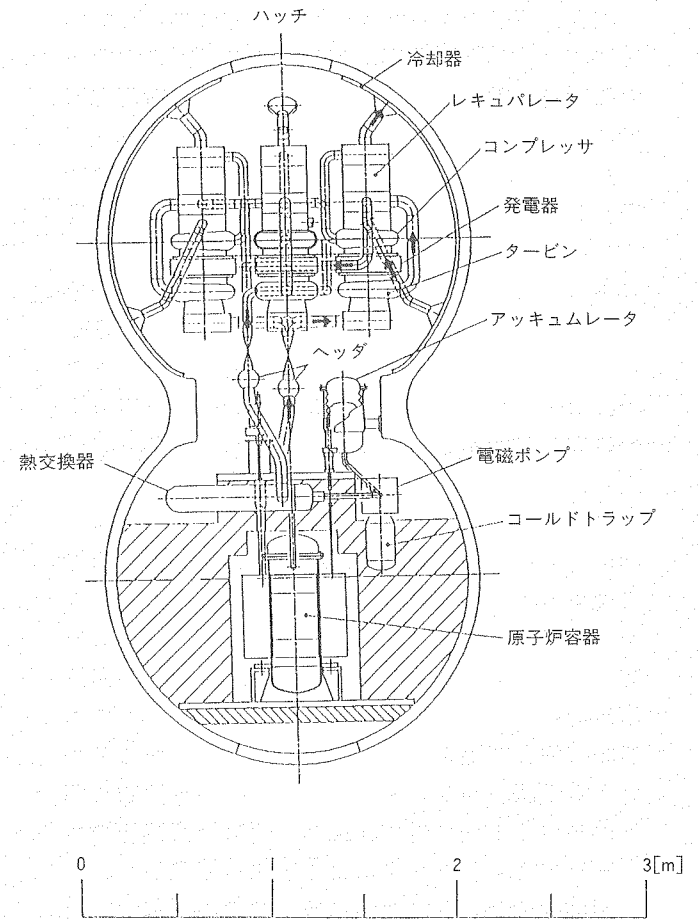


図6　深海高速炉システム

出力20kWeのシステムを図6に示す。ここでは全コンポーネントが厚さ数cmの耐圧殻中に設置されており極めて破損しにくい構造とした。炉心は耐圧殻内面に設けた冷却器から殻壁への熱伝導により直接海水へ放熱することで冷却する。また、冷却材（無液面型）の熱膨張はベローズ式のアッキュムレータが吸収する構造になっている。

図7に、本システムを電源とする長期気候予測用のデータを収集するための観測基地を示す。現在日米協力のもと、太平洋の約300カ所に毎年新品と交換する最大出力100Weの乾電池を電源とする観測ブイの設置の計画が進められている。

軽水炉と比較した場合、高速炉は冷却材の温度が高いために熱放射による除熱に優れ、核燃料の寿命が長い、小型化が容易である等の利点があげられ、大規模エネルギーが必要な月面基地のエネルギー源としても優れた特性を発揮することが期待できる。そこでH－IIロケットで打ち上げ可能な出力300kWeの月面高速炉システムを検討した（図8）。これは核燃料の交換無しに10年間連続運転が可能である。本システムは最高温度1000℃のリチウムを冷却材とする一次系および、発電を行う二次系、排熱系により構成される。構造材料にはニオブ、あるいはモリブデン合金を用いる。発電系は使用温度範囲が適当なカリウム冷却材使用のランキンサイクルとした。

液体金属冷却の可搬型小型炉は、すでに35年以上の歴史を持つ技術である。この炉の宇宙での利用は、ロケットの打ち上げ時の安全対策に疑問を持つ声があり、実用化の見通しがついているとはいえない。しかし、海洋での利用については、実現の可能性があり、海洋国である我が国に期待される技術ともいえる。

大洗工学センター　基盤技術開発部　大坪　章

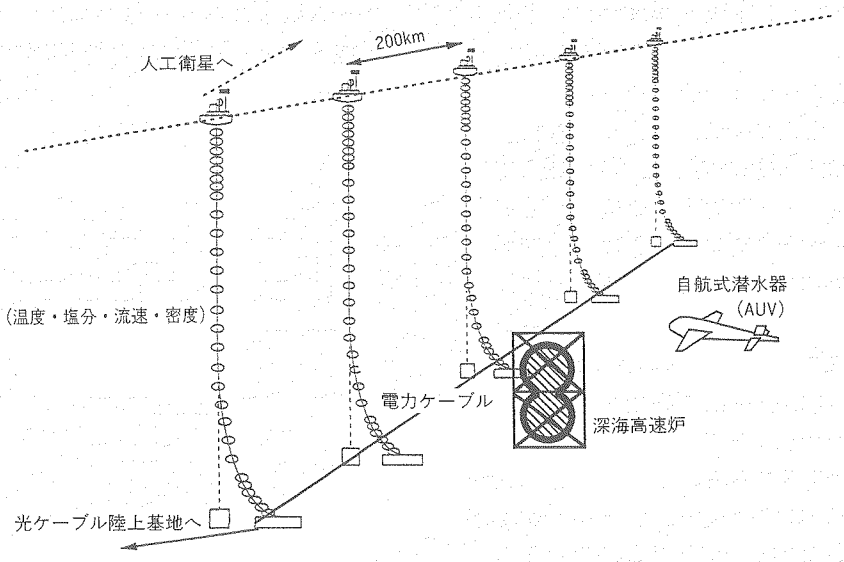


図7　海底観測基地

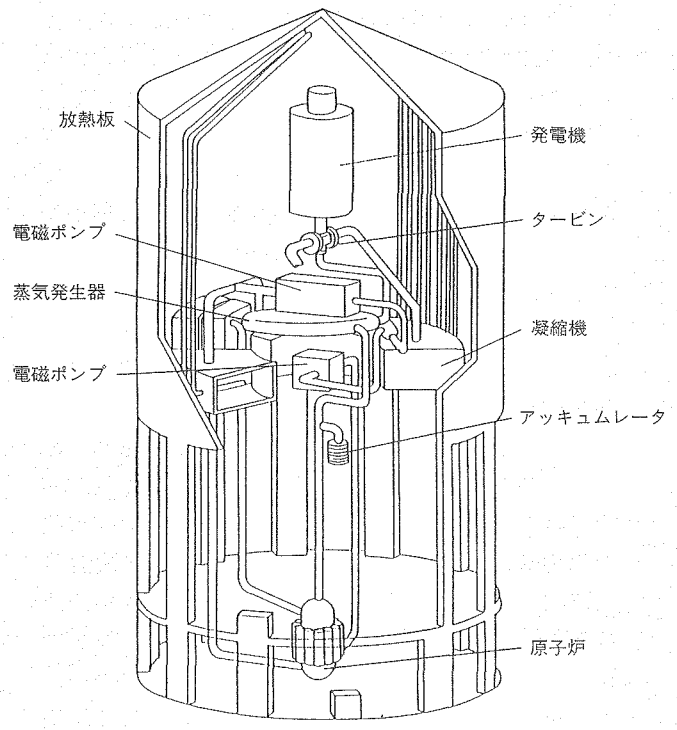


図8　月面高速炉システム

3．原子力における基盤研究

動燃事業団は、国の原子力基盤技術総合的研究（原子力クロスオーバー研究）に基づき、日本原子力研究所、理化学研究所および金属材料技術研究所等の国立研究機関と連携しながら、原子力における基盤研究を実施している。

平成元年度から5年度までを第1期研究期間として「原子力用人工知能」「原子力用材料」「原子力用レーザー」「放射線リスク評価・低減化」の4領域で研究を開始した。平成6年度には、これらの研究成果について事後評価が行われた。

また、同年の原子力長計の改定を受けて、これら既存の3領域に加えて新たに、「ビーム利用研究」「計算科学研究」が加わるとともに、「人工知能研究」は、「人工知能・知的支援研究」へと領域が拡大され、従来の研究領域とともに第2期の原子力クロスオーバー研究を進めている。

3.1　原子力用人工知能・知的活動支援研究

原子力分野に人工知能技術を応用することは原子炉プラントの自律化、安全性、信頼性をより一層向上させる上で重要である。「自律化」とは人間によって与えられた規範に従い、プラントが①基本機能維持　②自己防護　③自己組織化　④自己改良　⑤外界との調和を行うことを意味する。

現在、原子力クロスオーバー研究に参画している機関は、動燃事業団、理化学研究所、日本原子力研究所、電子技術総合研究所、船舶技術研究所である。

動燃事業団では「自律型運転制御システムの開発」および「知的保全管理システムの開発」を進めている。さらに平成6年度からは動燃事業団、日本原子力研究所、船舶技術研究所の3機関が協力し、人間と機械の機能分担の柔軟性を向上させることを目的に、運転員の認知活動を支援するため、「原子力分野における人間の知的活動支援方策の研究」が開始された。

(1)　自律型運転制御システムの開発

自律型運転制御システムは、プラントの診断、制御、運転に必要な個々の機能を人工知能技術で実現する手法の研究（要素技術研究）と、実プラントを対象として運転制御システムを評価する研究（プロトタイプシステム研究）がある。要素技術研究については診断技術として、プラントの機能間の依存関係を表したプラント機能階層モデルによる手法、パラメータの変化の間の定性的な関係に基づく手法、汎用非線形な関数学習機能のニューラルネットワークによる手法を開発した。

制御技術としては、簡易数学モデルに基づく対象機器の予測制御手法、ニューラルネットワークの関数学習機能を用いたファジィ制御手法およびモデル適応制御手法を開発した。その他、原理が異なる複数の制御手法を単一の機器に同時に適用させる制御システムを試作し、シミュレーションを実施した結果、高速炉蒸発器の出口蒸気温度を既存のどの制御手法よりも高い精度で制御できることを確認した。一方、運転制御プロトタイプシステムはそれぞれ独自の動作仕様とデータを持つ処理モジュールが互いに情報交換しながら全体と

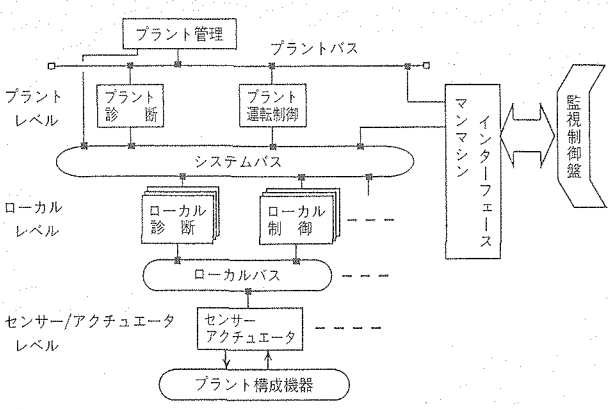


図9　知的運転制御プロトタイプシステム構成

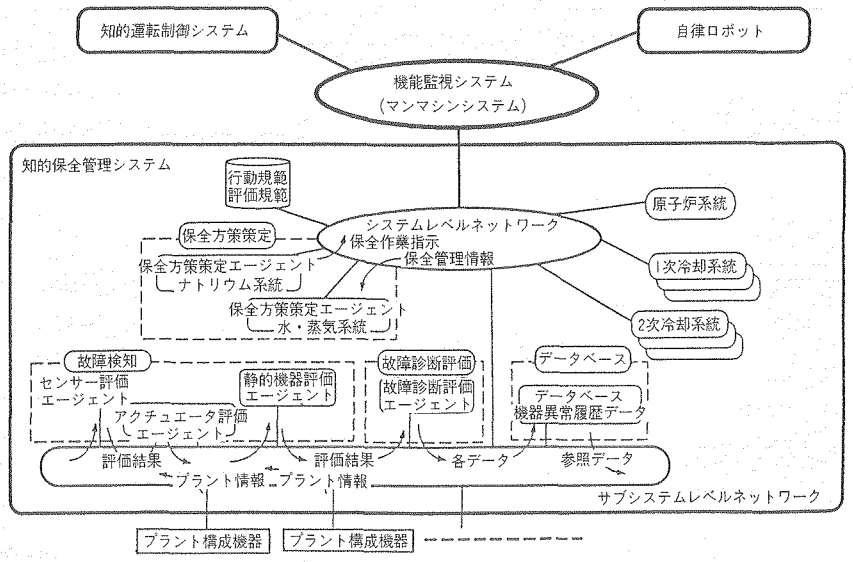


図 10　知的保全管理システム構成

して機能するマルチエージェントシステム上に構築しており、現在までに原子炉プラントの管理、プラントレベルの診断、プラントレベルの制御、ローカルレベルの診断、ローカルレベルの制御のそれぞれを担当するサブシステムを整えている。これは将来開発される要素技術を柔軟に取り組んで評価することが可能である（図 9 ）。

(2)　知的保全管理システムの開発

知的保全管理システムは、自律型運転制御システムと自律ロボットを有機的に結合させて自律プラントを構築するものである。プラント内の保全管理に係わる状態監視、故障検出および故障の程度と範囲の同定を行う故障検知機能、センサー・アクチュエータレベルでの故障原因の同定を行う故障診断評価機能、さらにそれらの結果と運転履歴に基づく保守、補修のための方策を決定する保全方策策定機能で構成されている（図 10)。

本システムは分散協調マルチエージェントから成り、保全方策策定機能のエージェントは、原子炉系統、一次冷却系統、二次冷却系統、水・蒸気系統の各サブシステム単位に分割される。故障検知および故障診断評価を行うエージェントを、センサー・アクチュエータ、あるいは蒸発器、過熱器等の静的機器ごとに割り付け、それぞれが協調して情報交換を行いながら保全方策策定のためのエージェントへ保全管理データが報告される。

保全方策を策定するエージェントでは故障検知および故障診断評価結果と、予め規定されているプラント運用上の制約事項および定型的な保全方策スケジュールを記述した保全管理計画に基づく作業工程、作業手順を策定する。この際一つのサブシステムに割り付けられた保全方策策定エージェントのみでは大局的な制約条件下において計画立案が困難なため、他のエージェントとの間で協調しつつ計画立案を行うこととしている。

現在は全体システム設計、ならびにセンサー・アクチュエータ評価システムの試作を行っている。今後は検証システム構築に向けて各機能エージェントでの処理アルゴリズムや方式を具体化していくとともに、それぞれの機能エージェント間の協調のための方式の確立を行う予定である。

(3)　運転員の深い理解支援方策に関する研究

現在、運転員自身が有する知識活用形態について観察している段階である。原子炉プラントシミュレータによる運転教育では、実際の教育には含まれていないような異常事象が発生した場合、運転員がその原因をどう判断し行動するのか、これらの会話を記録し分析している（運転員の異常時診断におけるプラント知識活用形態の定式化)。得られた会話データを可能な限り客観的に評価・分析するためには、会話データが分析可能なデータベースとして存在することが望ましい。現在までに得られた会話データは、その大部分が以下に述べる「述語部」と「目的語部」の組み合わせにより表現できることが分かっている。これらの組み合わせに基づく会話記録のデータベース化手法について検討した。「述語部」(a)叙述、(b)叙述で回答される質問、(c) Yes/No で回答される質問、(d)提案、(e)推定／予測、(f)依頼の 6 種類に分類できる。一方、「目的語部」(a)プラント状態、(b)過去からの

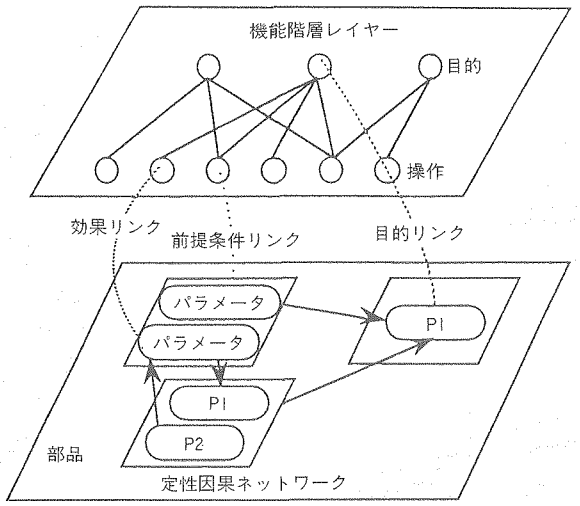


図11　メンタルモデル記述手法

プラント状態変化、(c)将来のプラント状態変化、(d)プラント状態間の因果関係、(e)操作、(f)観測性、(g)状態／操作の評価の7種類に分類できる。プラントが運転員によって把握されている姿（メンタルモデル）を計算機上に記述する手法も重要である。既存の類似研究と、単純化した系を対象とする実験の結果、プラント内の個々のパラメータ間の影響の伝播関係を表した定性因果ネットワーク、出力維持等の上位の機能が下位の複数の機能によって維持される関係を表した機能階層レイヤー、およびこの両者を関係付けるリンクの3要素によるメンタルモデル記述手法を検討した（図11）。

これらのデータベースや手法によって現在までに得られた主な知見は、①実際にプラント運転を担当するレベルの運転員は個々のパラメータ変化間の因果関係やプラント機能の階層構造を十分認識しており、原因同定の効率を左右するのはそれらの知識の利用法であること、②プラントの構造や機能に関する知識に加え、どの情報がどの位置からどの程度の精度で得られるかという情報の観測性に関する知識が重要な地位を占める、である。今後は、様々なデータ分析によって示唆された仮定を実際の実験によって裏付けながら、運転員が効果的に自らの知識を形成できる技術体系を構築する。

大洗工学センター　基盤技術開発部　吉川信治

3.2　原子力用材料研究

(1)　原子力用極限環境材料研究

高速炉の高性能化（高温化、高耐食性化、耐放射線化、長寿命化、高機能化等）を目的として、高速炉環境に適用可能なセラミックス、傾斜機能材、高性能遮蔽材、高性能制御材、耐熱合金を探索・創製するため、新成分系の材料設計、製造プロセス開発、試作材の基本特性評価、耐食性、強度特性の評価および材料改良方策の検討を行うとともに、材料データベースの構築を行った。

①　セラミックス

高速炉Na環境で優れた耐食性を有するセラミックスを探索するため、各種セラミックスについて550℃および650℃で最長4000時間のナトリウム中腐食試験を行い、腐食特性の評価と耐食性向上のための改良方策を検討した。単結晶、化学的気相蒸発法（CVD）材に比べ焼結セラミックスの腐食量は大きく、酸化物系セラミックスよりも非酸化物系セラミックスの方が腐食量の温度および時間依存性が顕著であった。MgO、Y_2O_3、AlN等は優れた耐食性を示したが、構造用セラミックスのAl_2O_3、Si_3N_4、SiC、Sialonは著しい粒界腐食を示した。腐食機構を検討した結果、ナトリウムの粒界拡散により優先的に粒界腐食が進行し、耐食性を向上するためには、不純物および生成するSiO_2の低減、粒界の結晶化等、粒界の組織・構造制御が不可欠であることが分かった。これらの耐食性改良方策を施した新型セラミックスを試作し腐食特性を評価した結果、Al_2O_3、Si_3N_4の粒界腐食を抑制でき、耐食性改善の見通しを得た。

②　傾斜機能材

熱応力緩和用傾斜機能材を創製するため、傾斜機能材に発生する熱応力を低減する観点での材料成分設計を解析コードFINASにより行うとともに、粉末冶金法による製造プロセスの予備検討を行った。部分安定化ジルコニア／ステンレス鋼（PSZ/SUS）系傾斜機能材の各種物性値を成分比および温度の関数として定式化し、発生する熱応力の非定常・弾塑性解析の結果、高温度落差場においては遮熱性重視型傾斜機能材が、高熱流束環境下での熱伝達性能重視型傾斜機能材が熱応力緩和の点で有利であることが分かった。

③　高性能遮蔽材

放射線環境は、その場所によりγ線、中性子の存在割合、エネルギー、強度が異なる。各々の環境に最も適し、かつ耐熱性を有する遮蔽材を創製するため、高速中性子遮蔽、熱中性子遮蔽および中性子とγ線の同時遮蔽の必要な放射線環境を想定し、遮蔽コードによる材料成分設計により、耐熱性を有した最適成分系を選定した。各種放射線環境に応じ自在に遮蔽材の成分を変化させるために粉末冶金法を適用し成形プロセス条件の最適

化を行った。その結果、従来の遮蔽材より優れた耐熱性と十分な機械的特性を有する遮蔽材創製の見通しを得た。

④　高性能制御材

従来の制御材であるB_4Cよりも耐割れ性に優れ長寿命な新型制御材を創製するため、ホットプレス法によるB_4C/金属複合材、ホウ素化合物、B_4C/SiCウイスカーペレットの成形プロセスの開発と試作材の炉外特性評価を行った。ペレット成形プロセス条件の最適化を行うとともに、炉外特性評価を行い、B_4C/Cu-Ni、B_4C/SiCウイスカーや数種のホウ素化物が、B_4Cより耐割れ性に優れ、長寿命化できる見通しを得た。なお高性能遮蔽材および高性能制御材に関しては、新材料創製の見通しを得たので研究を終了した。

今後セラミックスと傾斜機能材に関しては、機械的特性、耐食性、中性子照射特性の評価と製造プロセスの本格的な開発を行う。新たな研究テーマとしてMOX製造施設のグローブボックス等で使用される高性能透明中性子遮蔽材の創製研究とイオン注入およびイオンミキシングを利用した材料表面改質技術の開発を行う。

⑤　耐熱合金

ナトリウムに代わる高温アルカリ金属技術のフロンティア領域を開拓するため、最高1200℃の高温リチウム中に適用できる耐熱合金として、Nb基およびMo基合金の創製研究を、d電子合金理論を利用した計算機シミュレーションとその結果を検証する実験との組み合わせにより行った。また、1200℃の高温リチウム中で腐食試験を行う実験手法と溶接手法の開発を行った。d電子合金理論によりこれらの耐熱合金の高温相安定性、高温硬さ、融点等の予測が可能となり、最適成分系の一次選定を行った。

今後、これら選定材の詳細な特性評価によりd電子合金理論に基づく研究手法の総合的な評価を行う予定である。

⑥　データフリーウェイ

前述した原子力用材料研究に関するデータおよびそれらの研究に参考となる既発表データを、各々の研究機関が得意とする分野を分担し、データベース化し、それらをネットワーク網で統合することにより、データの相互利用と補完、研究の効率化を図るため、動燃事業団、日本原子力研究所、金属材料技術研究所がネットワーク方式分散型材料データベース（データフリーウェイ）の構築のため共同研究を行っており、データの入出力、相互検索、表示ができる基本システムを構築し、日本科学技術情報センター（現在：科学技術振興事業団）、計量研究所、船舶技術研究所を加えた6機関で電話回線によるネットワーク網を結んでいる。

また、平成7年度からは、新たに日本科学技術情報センター（現在：科学技術振興事業団）を加えた4機関の共同研究として、構築した基本システムをもとにデータフリーウェイの利用技術（材料データ解析処理技術、データ入出力支援技術）の開発を行うとともに、インターネットを利用した情報通信技術の整備、ネットワーク網の拡大および入力データの拡充を進めている。

大洗工学センター　基盤技術開発部　加納茂機

(2)　新炭素系材料の研究

ダイヤモンドやグラファイトはよく知られた炭素の同素体であるが、最近（1990年）になって新しい炭素の同素体が発見され、多方面から注目を集めている。1996年度のノーベル化学賞にこの同素体の発見者に与えられた。

この同素体は一般化学式Cnで表される球殻状炭素分子で、一般に「フラーレン」と呼ばれている。炭素原子60個からなるC_{60}が最もよく知られているが、これは炭素原子を頂点にもつ5角形12個と6角形20個からなる「切頭十二面体」で、直径10Åのサッカーボール型分子である。

この新炭素材料が注目される理由はその形状にある。C_{60}は、ほぼ球形なのでその結晶は最密構造と呼ばれる構造を組む。最密構造は単体金属結晶の場合によく見られるが、この事実は、一つのフラーレンがまさに一つの原子として振る舞うことを示している。ちなみにC_{60}結晶にアルカリ金属を加えると最高の臨界温度33kを示す有機超電導体になる[16]。

フラーレンに特徴的なもう一つの点は、外部から隔絶された内部空間を持つことである。そこに他の物質を導入しようとする試みは、フラーレンの発見と同時に開始された。現在ではカルシウム等のアルカリ土類元素やランタニド、アクチニド等の金属元素の内包に成功している[17~21]。特に放射性核種を内包させたフラーレン[22]は、放射性医薬品としての応用面から注目されている。金属内包フラーレンを詳しく研究するうちに、さらに興味深いことがわかってきた。

まず、内包された原子からフラーレン殻へ電子が移動するので、金属は正イオンとなり、電子を受け取ったフラーレン殻が負イオンとなる[18]ことである。つまりこの内包金属イオンを原子核にな

ぞらえると、外側を取り囲むフラーレン殻は原子の電子殻に対応し形態的に原子に似た構造を取っている。この「金属内包フラーレン」もまた全体として原子的な振る舞いをする場合があることが実験からも分かってきた。例えばランタン内包フラーレンの結晶は最密構造の一種の面心立方格子を組むので、原子的であるといえる(図12)。また金属内包フラーレンを還元する（電子を与える）と内包金属イオン（原子核）の価数（電荷）は変わらずにフラーレン殻（電子殻）側に電子が収容される（写真1)。これはまさに「原子」の振る舞いであり、機能的にも金属内包フラーレンは原子によく似ている。これらの事実はこの新物質を「超原子（superatom)」とみなす根拠となっている。

このような金属内包フラーレンの性質を利用すると、内包元素の核的性質を残したまま物理的・化学的性質を自由に調整できる超元素を創りだせる可能性がある。また、アクチニド元素内包フラーレンについては、フラーレン殻による放射性核種閉じ込め機能を持つ新炭素系材料として、様々な応用が期待されている。

東海事業所　核燃料技術開発部　船坂英之、山本和典

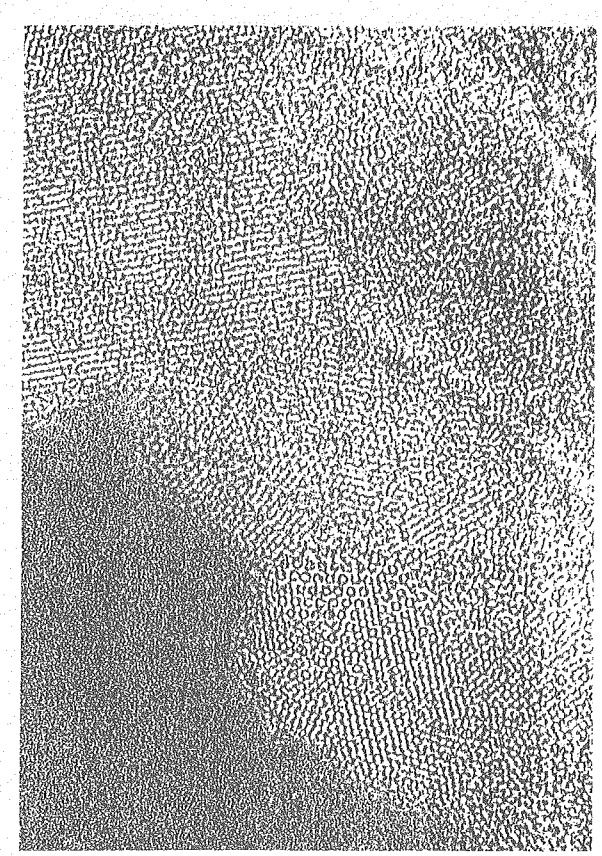


写真1　ランタン内包フラーレンの高分解能透過型電子顕微鏡写真

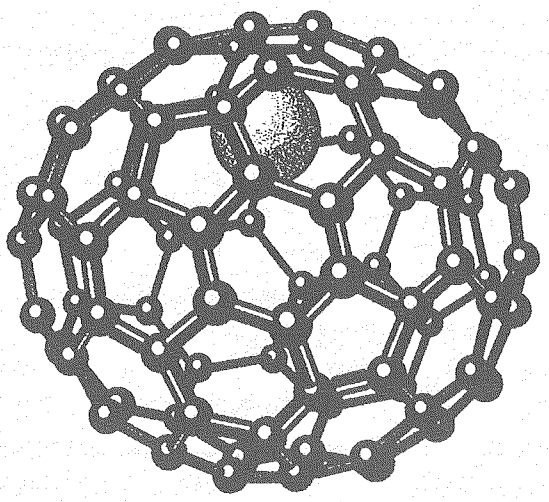


図12　ランタン内包フラーレンの疑似原子モデル

3.3　レーザー利用研究

(1)　光溶液化学技術によるアクチニド元素分離

レーザー光のエネルギーは時間、空間的に容易に集中でき、しかも出力および波長を容易に可変制御できる特徴を持っている。

一方、溶液中に溶存する多くの物質は各々の化学的形態に応じて固有の光を吸収する。この光子エネルギーの吸収による分子あるいはイオンの選択的な励起は、それらが持つ酸化還元の化学的活性をより増加させる[23]。この光化学的特徴を利用することにより、溶液中の溶存元素を選択的にまた効率的に分離できる可能性がある。

現在までの研究により、硝酸溶液中のPuおよびNpの分離、および共抽出のための光化学的な原子価調整を紫外線照射により実証した[23),24]。さらに、これらの元素の分離および共抽出を光化学および溶媒抽出操作により実証[25~27]するとともに、この光化学的なPuとNpの酸化反応は光励起硝酸イオン種、$^{*}NO_3^-$の寄与によることを見い出した[23]。

この光励起硝酸の強力な酸化能力の応用としてUO_2粉末の室温(20℃)での光化学溶解の研究を行い、有効性を確認した[27),28]。図13に、光照射率をパラメータとしたときの実験結果を示す。図が示すように光照射率の増加に従い光化学溶解速度は著しく増加することが分かる。

これらの研究から光化学技術の核燃料サイクル技術への適用性を評価し、効率的な工程技術としての可能性を確認した[25),27]。

(2)　^{107}Pdのレーザ同位体分離

原子炉の使用済燃料中には核分裂生成物や超ウラン元素などの種々の元素が生成しており、この

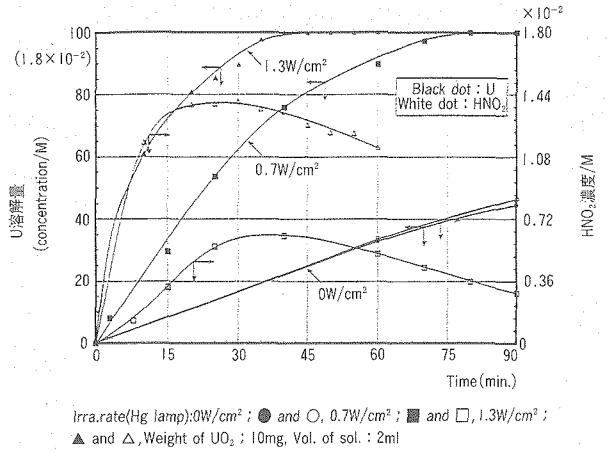


図13　光照射変化によるUO_2 粉末の3M HNO_3, 20℃における光化学溶解曲線の比較

中には有用な白金族元素も含まれている。

生成した白金族元素には放射性同位体も存在しているため、これらの有効利用を図るには、放射性核種の除去が必要となる。特に、パラジウムには、長半減期放射性同位体^{107}Pd (半減期 6.5×10^6 年)が含まれており、我々は^{107}Pd の分離技術として、アメリカの Chen により提案された新しいレーザ同位体分離法[29]の原理実証を行った。

パラジウムの放射性同位体で質量数 105、107 の同位体は、いずれも核スピンが5/2であり、104、106、108、110 の核スピンは 0 である。原子が円偏光の光を吸収する時の角運動量選択則と核スピンにより生じるエネルギー準位の超微細構造の性質を利用し、左旋回の円偏光レーザ光を用いると核スピン5/2のものを選択的に分離することができる（図 14)。

現在まで、同位体分離試験に使用できる程の放射性同位体^{107}Pd を含んだ回収パラジウムが入手できないため、天然のパラジウムを試料とし、そこに含まれる^{105}Pd を他の同位体から分離する試験を実施した。第一励起光として 276.3nm の左旋回円偏光、第二励起光として 521.0nm の左旋回円偏光、電離光として 552.6nm の直線偏光を用い、三波長三段階光イオン化方式による試験を実施した。その結果、ヘッド分離係数約 10 を達成し、アメリカの Chen が提案した原理を初めて実証することに成功した[30~32]。

(3)　^{14}C のレーザ同位体分離

使用済燃料の再処理工程においては、ガス状の放射性物質が放出される。この中には、利用価値の高いものが含まれており、これらを分離・回収することにより、廃棄物の有効利用を図ることができる。我々はライフサイエンスの分野でトレーサーとして多く利用されている^{14}C に着目した。

^{14}C の発生量は、現在の酸化物燃料では燃焼度 37000MWd/t の使用済燃料30t 中4.1g であるが、発生する^{14}C は溶解時に CO_2の形態で放出されるため、他の非放射性の CO_2と混合し希釈される。極低濃度の同位体分離では、単段で高い分離係数が期待できるレーザ法が有利であること、また、軽元素の同位体では、多原子分子を作業物質とする分子レーザ法が有効であるとの観点から、赤外レーザを用いる^{14}C の分離・回収試験を行った。

作業物質として、CF_2HCl（フロン 22）を用い、赤外多光子解離反応を利用した。

$$2CF_2HCl + nh\nu \rightarrow 2CF_2^* + 2HCl$$
$$CF_2^* + CF_2^* \rightarrow C_2F_4$$

^{14}C を 5 %含むフロン 22 を用い、パルス炭酸ガスレーザの発振ライン 9P(36) (図 15) のレーザ光照射で最大分離係数約 1700 を達成した。

(4)　自由電子レーザの光学系の開発

自由電子レーザでは発振波長が短くなるに従い利得が小さくなる特性があり、短波長化するには高反射率の共振器用ミラーが必要となる。

また、共振器内では、ウィグラ光等の高エネルギー雑音光が存在するため、共振器用ミラーには、高光耐力が要求される。このため自由電子レーザの短波長発振共振器用ミラー開発を目的として、

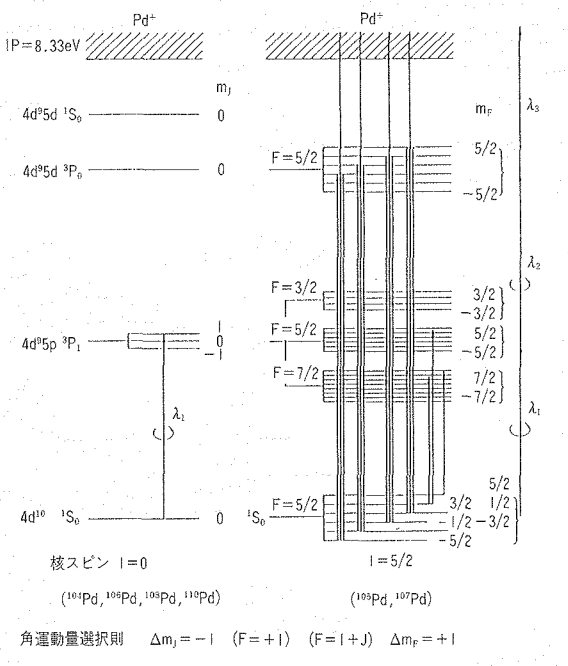


図14　パラジウムのエネルギーレベルダイヤグラム

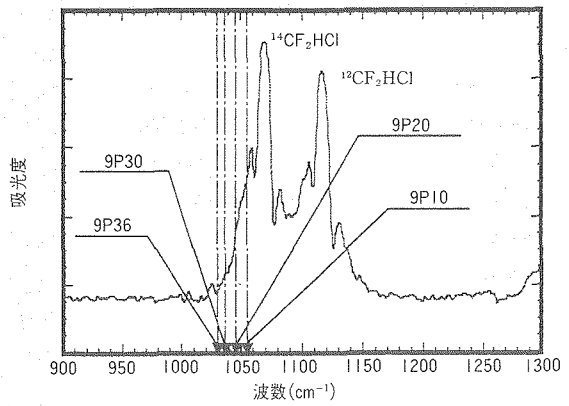


図15　吸収スペクトルと照射レーザライン

高反射率で高光耐力の誘電体多層膜ミラーの開発を行った。

誘電体多層膜ミラーは、目的とする波長オーダの膜厚で屈折率の異なる誘電体を周期的に積層して製作する。現状では高屈折率膜の性能が全体の性能を決めているため、高性能な高屈折率膜の開発に取り組んだ。膜材に要求される特性を以下に示す。

① 熱的損傷をさけるために熱伝導度が高い。
② 短波長光での損傷をさけるために広いバンドギャップを持つ。
③ 機械的損傷に強い。
④ 広い波長範囲で透明である。
⑤ 化学的に安定である。

これらの条件を満たす高屈折率の膜材として、高硬度、高屈折率で広いバンドギャップおよび高い熱伝導率を持つダイヤモンド状炭素膜（Diamond Like Carbon：DLC膜）を選択した。

製造手法は、図16に示すように、イオン蒸着法を採用した。電極は不純物の混入を防ぐために多孔質グラファイト電極を、原料ガスとしてはメタン、水素、アルゴンの混合ガスを使用した。

SiO_2基板上へ合成した膜について、紫外域から赤外域にかけての吸光度分析およびラマン分光を行い、紫外域から可視域にかけて透明なアモルファス炭素膜であることを確認した。また光音響法を用いて、XeClエキシマレーザ(波長：308nm)光に対する光破壊しきい値を測定し、紫外域用の酸化物高屈折率膜(HfO_2, Sc_2O_3)と同程度の2J/cm^{2}のしきい値を得た[33]。

東海事業所　核燃料技術開発部　和田幸男、北谷文人

3.4　計算科学研究

(1)　原子力用構造物のトータルシミュレーション

軽水炉や化学プラント等の高温機器の支配荷重は圧力であるのに対して、沸点が高く熱伝導率の高い液体金属ナトリウムを冷却材に使用する高速炉は、プラント温度変化（熱過渡現象）に伴う過渡熱応力が支配荷重となる。

熱過渡現象は図17に示すように複雑な現象であるため、システムレベル、構造物レベル、および材料組織のレベルでスケールに応じて異なるモデルやプログラムを使用して評価する必要がある。その解析では個別のコードを組み合わせた多大な労力が必要なため、最適解の探索にこれをそのまま使用するのは困難であった。そのため本研究の第一段階として、システムレベルと構造物レベルを連携させて解析を実行する、過渡熱応力リアルタイムシミュレータおよび構造物レベルから材料組織までの連結計算を行うミクロからマクロまでのＦＥＭシミュレーション技術の二つを開発した。

過渡熱応力リアルタイムシミュレータは、従来の系統動特性コード、多次元熱流動解析コード、構造非定常熱伝導コード、静的応力解析コード、および強度評価コードによる逐次計算が必要であった過渡熱応力評価を、冷却材計算部品

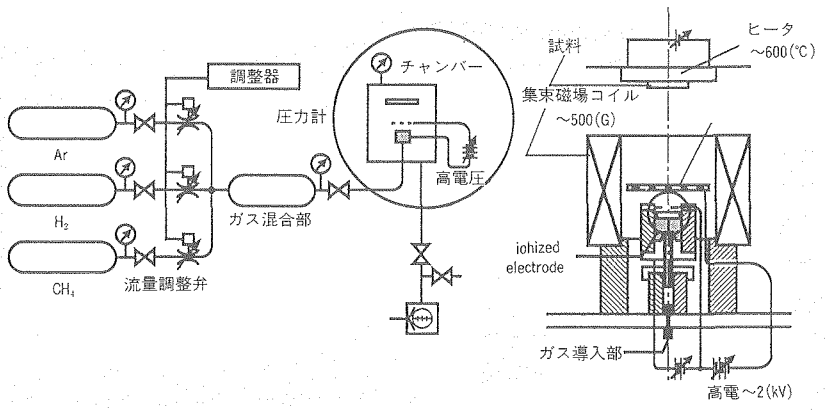


図16　DLC膜生成装置概要

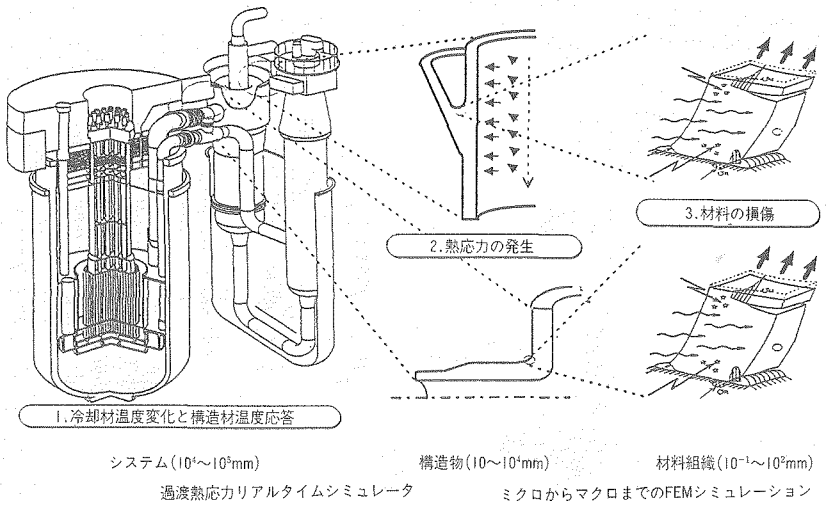


図17　トータルシミュレーションと最適化手法

PARTS-FLOW、構造計算部品PARTS-STRESS、材料強度計算部品PARTS-DSの連携により、高速かつ柔軟に実行するものである。

本プログラムの開発では、複雑なシステムを視覚的に理解し、特別な知識がなくともシステムが使えるように最新のオブジェクト指向アプローチを採用した。

ミクロからマクロまでのＦＥＭシミュレーション技術とは、機器構造といったマクロなスケールの構造解析に連続体モデルを使用し、破損が生じる局所の解析に材料の微視組織を考慮した不連続モデルを使用して両者を連携させながらシミュレーションする方法である。マクロモデルとミクロモデルでは、モデル自体がそれぞれ異なり、同じＦＥＭをベースとした場合にも、要素分割のレベルが異なる。このため、本研究では各解析モデルをインターフェースプログラムで包みこむことによりオブジェクト化し、メッシュモデルに依存しない、抽象化した境界条件を取り出す方法を提案している。本方法は各モデルを異なるＣＰＵ上に置くことにより、領域分割法の考え方を利用した並列計算に発展させることが容易であり、大規模計算への応用が期待される。

大洗工学センター　基盤技術開発部　笠原直人

(2)　流体－構造系の統合シミュレーション

高速炉に固有技術を表すキーワードは、安全性、ナトリウム、高温構造であり、ナトリウムの熱流動と高温構造を調和させ、安全性を確保することが重要である。そこで、熱流体力学や構造力学の支配方程式で記述される現象が相互作用した複合事象を、統合的かつ高精度に解析する技術が必要となる。システムを確証する手段であった大規模実験を計算科学的手法により代替し、開発コストの低減と高速炉システムの最適化を達成することを目標として、流体－構造系の統合シミュレーションの研究を実施している。

高速炉の原子炉容器等の構造物で考慮されるべき、①流体力による構造の振動や自由液面の揺動と構造振動の連成と、②100℃を上回る温度差のある高温と低温の冷却材が混合する領域で生じる高サイクル熱疲労の解析技術を開発している。両者はそれぞれ流体力が作用することにより振動を生じさせる機械的な相互作用、流体の温度変動により熱応力を生じさせる熱的な流体－構造相互作用と考えられ、これらの流体－構造相互作用シミュレーションを実施している。

工学システムの随所に見られる複雑形状内部の熱流動シミュレーションも、最近の高性能計算機により可能となりつつある。図18に示すワイヤを巻き付けた燃料ピンからなる燃料集合体は、複雑な体系内部の熱流動を高精度に評価することが要求される例である。冷却材であるナトリウムは、燃料ピンの間隙を巻きワイヤに沿って旋回しながら流れる。燃料集合体内部の熱流動は、従来実験的に求めた相関式を用いて評価されてきたが、このような工学モデルによらずに、複雑形状空間における熱流動シミュレーションを高精度に解析する手法を開発している。

前述した大規模シミュレーションを可能とするため、それぞれのシミュレーション技術に適合した高速数値解法アルゴリズムを開発している。また、複合事象の三次元の過渡解析では扱う基礎方程式の数が多く、かつ物理変数もそれに伴って多

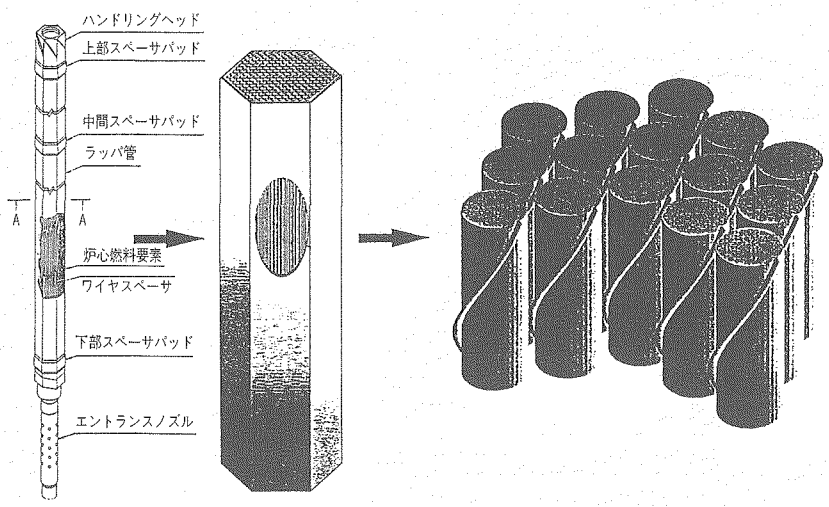


図18　高速炉のワイヤつき燃料集合体

くなる。膨大な解析結果を表示するためのコンピュータグラフィックス技術が必要である。

①　数値実験による現象の解明

数値シミュレーションによれば、流れ場や温度場に影響を及ぼすことなく任意の場所で任意の物理量を測定（計算）することができる。また、測定量の演算や統計処理、感度解析等は容易である。すなわち、計算科学的手法は、その検証度と信頼性が十分に高ければ、実験よりもはるかに多くの情報を提供してくれるため、新しい物理現象の解明や、物理モデルの構築、それに基づく基準類の合理化への新しい方法論として期待できる。

②　試験の代替としての数値シミュレーション

高速炉の主要な機器やシステムを確証するために行われる実規模に近いナトリウムや水試験は、高温での計測の困難さ、試験のコストなどの観点から容易ではない。これらの試験を計算機上の大規模シミュレーションで代替すれば、試験装置の設計・製作、試験の実施とデータ整理に要するコストと時間を大幅に節約できる。さらに実験よりも多くのきめ細かいデータが入手可能となり、可視化によりその理解も容易となる。

③　解析コードの援用による試験

確証試験を実施する場合には、実験体系、境界条件、測定系の配置等の試験条件を決定するため解析コードの援用が有効である。実験の結果を分析する場合には、センサーのない点における物理量を知ることができる。実験では有限な点における測定データが取得されるに過ぎないが、解析コードにより、測定データのないその周辺の点における物理量も外挿できる。計算科学により支援された試験をすることにより、飛躍的に多くの情報を効率良く知ることができ、現象の解明やシステム設計改良の効果を定量的に示すことができるものと考えられる。

計算機の能力が著しく進歩すれば、確証試験や工学的モデルに依存していた解析的手法を、基本的な支配方程式のみで記述し、直接的に複雑現象を解析することが可能となる。実験や理論に続く第三の科学と呼ばれる計算科学的手法は、高速炉開発のための新しいツールとなり、大規模試験を代替しうるものと期待される。

今後は、複雑現象を統合的に、かつ高精度に解析する技術(シミュレーション技術)、それを大規模問題に適用する技術(高速化技術)、解析結果の信頼性を保証する技術（検証技術）に取り組む必要がある。

大洗工学センター　基盤技術開発部　山口　彰

(3)　アクチニド化合物に関する計算科学研究

動燃事業団で行おうとしている先進的核燃料サイクル技術の研究開発課題の一つに、マイナーアクチニド元素の分離回収がある。現在のところ、試験主体の研究によって大きな成果を挙げつつあるが、より広範囲な、より良い抽出溶媒の設計を行うには現行の手法では、人的にも時間的にも大きくなりすぎて、効率的な研究を行うには問題がある。そこでこれらの研究の補佐あるいは誘導の手段として計算機シミュレーションの導入を検討している。現在までに、相対論的DV-Xα法により、アクチニド錯体の電子状態の解析を行った。

1) DV-Xα法によるアクチニド錯体の解析

DV-Xα法[34),35)]は、電子の波動関数を取り扱う一般的な分子軌道法に対して、全電子密度を扱う

密度汎関数法の一つである。アクチニドのような原子番号の大きい原子で内殻電子の軌道の収縮等が生じるため、通常の分子軌道法では正確に扱えない。そこで本研究では、さらに相対論的効果を導入し、アクチニド化合物の計算を可能にしている。今回は$[UO_2(NO_3)_2L_2]$ (L＝TBP：O＝P－$(OC_4H_9)_3$)$_3$[36]，TBPO：O＝P－$(C_4H_9)_3$[37]の電子状態を、0.1eVの精度で計算し、Mullikenの解析法[38]を用いて電子密度や結合次数を計算し比較した。実験的には、TBPOはTBPよりも強くウランに配位することが知られている[39]。またアルキル基は多くの場合、結合の強さに直接影響しないといわれている。計算の結果、二つの配位子においてUO_2－NO_3間で結合に大きな変化はなく、UO_2－NO_3配位子間の共有結合性では、TBPOの方がTBPに比べて非常に大きいことが分かった。さらにこれは、TBPにおいて、P原子とアルキル基の間にあるO原子が電子を強く集めるため、UO_2側に移動する電子が減少するためであることが計算結果から分かった。また、最高被占軌道は硝酸によって、最低空軌道はウランの5f軌道によって決定されていることが分かった。(図19、図20)

2)　今後の計画

相対論的DV-Xα法を用いて、アクチニド錯体の電子状態の解析を行った。その結果、錯体の結合の強さが共有結合性で示されることが分かった。さらに共有結合性は、配位子からウラニル側への電荷移動の大きさの違いによることが分かった。

今後は、適用事例を増やすとともに動燃事業団で次の世代の抽出剤として研究を進めているCMPO：octyl (Phenyl) - (N、N - diisobutyl carbamoylmetyl) phosphine oxide等の巨大配位子の計算を可能にするための大型化や、各種シミュレーションを可能とするための手法の高度化をはかる。また、より高度な計算法として、密度汎関数法の導入を目指す。

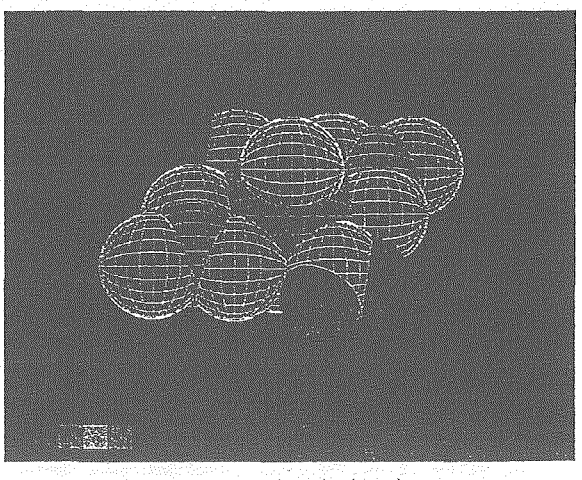


図19　$UO_2(NO_3)_2(H_2O)_2$

東海事業所　核燃料技術開発部　小田好博

3.5　ビーム利用研究

動燃事業団では、加速器のビーム利用技術として大出力・高品質ビーム入射器の開発と電子線形加速器による陽電子生成を平成6年度から実施している。前者はFEL(自由電子レーザー)発振に必要とされる大出力・高品質電子ビームを得るために、フォトカソード(光陰極)付きRF電子銃を含む入射器の開発見通しをつけることを目的としている。開発にはカソード材質の物性、大出力RF空洞技術等の基礎開発を含み、高品質電子ビームを実現するものである。

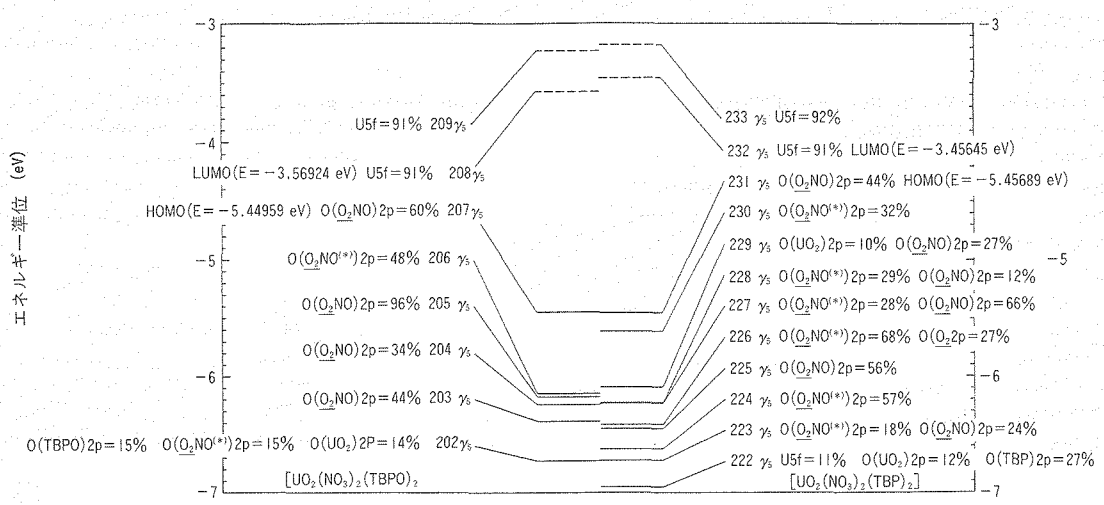


図20　$[UO_2(NO_3)_2(TBP)_2]$ と $[UO_2(NO_3)_2(TBPO)_2]$ のエネルギー準位

後者は電子線加速器の電子ビームの輸送に関する基礎的な研究を行う。特に大電流電子ビームによる大電流陽電子ビームを生成し、陽電子を損失なく輸送する技術を開発する。陽電子源の開発は、国内外を含めて最大クラスの4kW～200kWの入射電子ビーム電力を目指し、高エネルギー物理学研究所の入射部に装置を設置し、電子エネルギー4GeV、出力4kWの電子ビームを用いて試験を行っている。

大洗工学センター　基盤技術開発部　江木　隆

参考文献

1) PNC TN9420 94-019 最近の高レベル廃棄物処理研究・開発の動向（1995）.
2) 第一回評価報告（放射性廃棄物管理の研究に関する国家評価委員会、フランス、1995）.
3) Nuclear Wastes: Technologies for Separat-ions and Transmutation (National Academy Press, 1996).
4) H. Harada et al. : "Mesurement of Thermal Neutron Cross Section of ^{137}Cs (n,γ) ^{138}Cs Reaction", *J.Nucl. Sci. Technol., 2, 27*, P577 (1990).
5) T. Sekine et al. : "Measurement of Thermal Neutron Cross Section and Resonance Integral of the Reaction^{137} CS (n,γ) ^{138}CS", ibid., *30*, P1099 (1993).
6) H. Harada et al. : "Measurement of the Thermal Neutron Cross Section of the ^{90}Sr (n, γ) ^{91}Sr Reaction", ibid., *31*, P173 (1994).
7) H. Harada et al. : "Measurement of Thermal Neutron Cross Section and Resonance Integral of the Reaction ^{99} Tc (n, γ) ^{100}Tc", ibid., *32*, P395 (1995).
8) S.Nakamura et al. : "Measurement of Thermal Neutron Capture Cross Section and Resonance Integral of the ^{129}I (n, γ) ^{130}I Reaction", ibid., *33*, P283 (1996).
9) H. Harada et al. : "High Energy Resolution Measurement Method of Photonuclear Reaction Cross Section", ibid., *32*, P1189 (1995).
10) J. Annand et al. : "High Resolution Measurements of ^{12}C (γ,n) and the Implications for the (γ,n) Reaction Mechanism at Intermediate Energy",*Phys. Rev. Lett. 71*, P2703 (1993).
11) B.Berman et al. : "Measurements of the giant dipole resonance with monoenergetic photons", *Rev. Mod. Phys. 47*, P713 (1975).
12) W. Nelson et al. : "THE EGS4 CODE SYSTEM", SLAC-265 (1985).
13) F. Cecil et al. : "EXPERIMENTAL DETERMINTION OF ABSOLUTE EFFICIENCY AND ENERGY AND ENERGY RESOLUTION FOR NaI AND GERMAND GERMANIUM GAMMA RAY DETECTORS AT ENERGIES FROM 2.6 TO 16.1 MeV ", *Nucl. Instr. Methods,* A234, P479 (1985).
14) 加瀬　健："長寿命核分裂生速器による消滅処理法の核的特性評価に関する研究",博士論文東北大学（1995）.
15) H. Ohgaki et al. : "Linealy polarized photons from Compton backscatering of laser light for nuclear resonance fluorescence experiments", *Nucl. Instr. Methods, A353*, P384 (1994).
16) H. Funasaka, K. Sakurai, et al. : "Superconducting Transition at 12.5 K in $Rb_x C_{60}$", *Chem. Phys. Lett., 241*, P154 (1995).
17) H. Funasaka, K. Yamamoto, et al. : "Preparation of Fullerene Derivatives by Resistive Heating with Graphite Crucible", *Fullerene Sci. Technol., 1*, P437 (1993).
18) K. Yamamoto, H. Funasaka, et al. : "Isolation of an ESR-Active Metallofullerene of La@C_{82}", *J. Phys. Chem., 98*, P2008 (1994).
19) K. Yamamoto, H. Funasaka, et al. : "Isolation and Characterization of an ESR-Active La@C_{82} Isomer", *J. Phys. Chem., 98*, P12831 (1994).
20) H. Funasaka, K. Sugiyama, et al. : "Magnetic Properties of Gd@C_{82} Metallofullerene", *J. Phys. Chem., 99*, P1826 (1995).
21) H. Funasaka, K. Yamamoto, et al. : "Magnetic Properties of Rare-Earth Metallofullerene", *Chem. Phys. Lett.J. Phys. Chem., 99*, P1826 (1995).
22) H. Funasaka, K. Sugiyama, et al. : "Synthesys of Actinide Carbide Encapsulated within Carbon Nanoparticles", *J. Appl. Phys., 73*, P5320 (1995).
23) Y. Wada, H. Tomiyasu, et al. : "Photochemically-Induced Valency Adjustment of Plutonium and Neptunium in Nitric Acid Solution Using Mercury Lamp", *J. Nucl. Sci. Tech., 31, 7*, P700 (1994).
24) Y. Wada, H. Tomiyasu, et al. : "Photochemical Oxidation of Np (V) toNp (VI) in Nitric Acid Solution-Containing Reductants", *J. Nucl. Sci. Tech., 32, 10*, P1018 (1995).
25) Y. Wada, H. Tomiyasu, et al. : "Photochemical Mutual Separation Technology between Plutonium and Neptunium in Nitric Acid Solution " *Radiochimical Acta, 68*, P233 (1995).
26) Y. Wada, H. Tomiyasu, et al. : "Separation and Coextraction of Pu and Np by Solvent Extraction Using 30% TBP/n-dodecane after and during Photochemical Valence Adjusting", *Radiochimica Acta, Accepted, in Press*.
27) 和田　幸男、冨安　博:"水溶液系の光化学プルトニウムとネプツニウムの光溶液化学反応及び二酸化ウランの光化学溶解",レーザ研究23, *12*, P1068 (1995).
28) Y. Wada, H. Tomiyasu, et al. : "Photochemical Dissolution of UO_2 Powder in Nitric Acid Solution at RoomTemperature", *Radiochimica Acta, 72*,P83 (1996).
29) Hao-Lin Chen: Lawrence Livermore Laboratory Research Report UCID-18837, (1980).
30) H. Yamaguchi, N. Sasao: Proceeding of International Symposium on Advanced Nuclear Energy Research, P129 (1989).
31) H. Yamaguchi, Y. Wada, et al. :Eur. Communities, (Rep.) EUR, EUR-13347 P73 (1991).
32) 山口　大美：*動燃技法 92*, P59 (1995).
33) F. Kitatani: Proceedings of the 6th International Symposium on Advanced Nuclear Energy Research, *2*, P597 (1994).
34) A. Rosen and D. E. Ellis :*J. Chem. Phys. 62*, P3039 (1975).
35) A. Rosen, D. E. Ellis, et al. : *J. Chem. Phys. 65*, P3629 (1976).
36) J. H. Burns, G. M. Brown, et al. :Acta. Cryst. C41, P1446 (1985)
37) J. H. Burns : Inorg. Chem. *20*, P3868 (1981).
38) R. S. Mulliken : *J. Chem. Phys. 23*, P1833 (1955).
39) V. M. Vdoveko : Zh. Neorgan. Khim. *2*, P1677 (1957).

100号記念特集号

分子レーザ法ウラン濃縮技術開発

川越　浩　　山口大美　　鈴木栄二　　鈴木美寿
田代　清　　川上重秋　　須藤　收　　高橋武士

東海事業所核燃料技術開発部

資料番号：100—15

Development of Uranium Molecular Laser Isotope Separation Technology

Hiroshi KAWAGOSHI　Hiromi YAMAGUCHI　Eiji SUZUKI　Mitsutoshi SUZUKI
Kiyoshi TASHIRO　Shigeaki KAWAKAMI　Osamu SUTO　Takeshi TAKAHASHI
Nuclear Fuel Technology Development Division, Tokai Works

分子レーザ法ウラン濃縮の技術開発を、1988年から理化学研究所の全面的な協力を得て進めてきた。工学試験装置は1990年に完成し、第Ⅰ期工学試験を1991年より実施した。1993年からは第Ⅱ期工学試験を実施しており．照射するレーザの波長や超音速ノズルの形状の最適化等を行いながら分離性能の向上を図っている。また、レーザ技術を高度化するための開発を行っており、高繰り返し率レーザシステムの設計を行った。さらに、蓄積した技術の応用として、汚染した材料表面を除染するための技術開発および有用元素同位体分離の基礎研究も進めている。本稿では、分子レーザ法とその応用技術についてこれまでの関係成果を記述する。

1．はじめに

分子レーザ法ウラン濃縮（以下「分子法」という）は、超音速ノズルからの断熱膨張を利用して、低温（100K 以下）に冷却した$^{235}UF_6$分子の振動エネルギー（同位体シフトおよび光吸収断面積が最も大きいν_3振動モードを利用）を赤外レーザにより選択的に励起した後、紫外レーザまたは赤外レーザによって光解離させ、固体のUF_5として製品

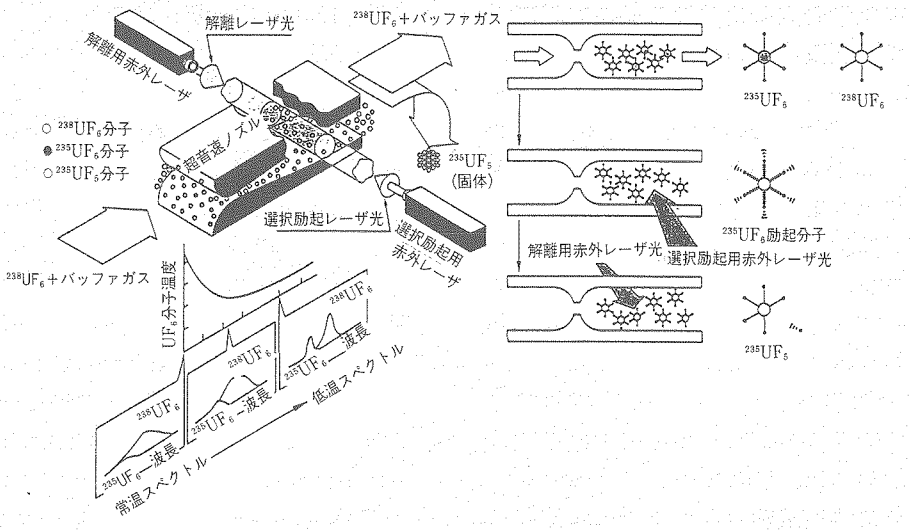
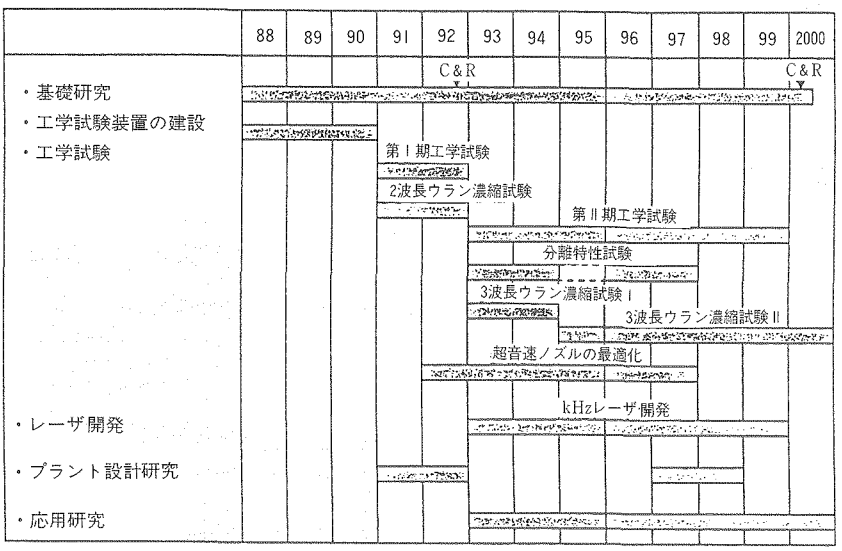


図１　分子レーザ法原理図

表１　分子レーザ法ウラン濃縮技術開発スケジュール



を回収するウラン濃縮法である。図１にその概念を示す。従来の統計的分離法であるガス拡散法や遠心分離法に比べ、個別的分離法である分子法は同位体選択性が高く、一回の操作で軽水炉燃料として必要な濃縮度を達成できることから、建設コストおよび消費エネルギーを低く抑えることができ、濃縮コストを大幅に引き下げられる可能性がある。このため、次世代のウラン濃縮法の一つとして世界各国で研究開発が進められてきた。

我が国における分子法の研究は、米国やドイツ等より約10年遅れて1982年頃理化学研究所において始められ、光励起に必要なパルス炭酸ガスレーザ光のパラ水素ラマン変換による16μm レーザシステムの開発を経て、1988年に赤外多波長照射によりヘッド分離係数4.2[1]が達成された。

動燃事業団では1987年の原子力開発利用長期計画に基づき、理化学研究所における原理実証研究結果を工学規模の装置を用いて実証することを目的として、1988年から研究開発を開始した。1990年に100Hz レーザシステムおよびフッ化ウラン供給回収システムから成る工学試験装置[2]が完成した後、1991年より第Ⅰ期工学試験を開始し、主に２波長ウラン濃縮試験を実施した。1992年の原子力委員会ウラン濃縮懇談会によるチェック・アンド・レビュー（C＆R）を経て、1993年より2000年頃までに行われる予定の次期C＆Rに向けて、第Ⅱ期工学試験およびkHz レーザの技術開発を実施している。開発スケジュールを表１に示す。

第Ⅱ期工学試験では、UF_6分子ビームへのレーザ照射による分離特性試験（これまでに濃縮度10％相当の分離性能を確認）により分離スキームの最適化を図るとともに、超音速ノズルの流動特性試験および流動解析計算によって超音速ノズルの最適化を進めながら、それらの結果を反映した工学的条件下でのウラン濃縮試験（これまでに最大濃縮度約1.3％のUF_5を回収）を適宜実施して分離性能の向上を目指している。

kHz レーザの開発については、kHz 炭酸ガスレーザの高効率化のための要素技術開発および光学材料開発を実施するとともに、kHz ラマンレーザの設計研究を進めている。

また、分子法で蓄積したレーザ技術および分離技術応用として、レーザアブレーションを利用した材料表面の除染および^{13}C、^{15}N 等のレーザ同位体分離の基礎研究を進めている。

2.　工学試験装置

2.1　100Hz レーザシステム

分子法では、波長10μ mのパルス炭酸ガスレーザ光を、パラ水素ラマンレーザで16μm の波長に変換した光を利用する。従来のパルス炭酸ガスレーザの繰り返し率は最大でも10Hz であったが、分子法用として開発したレーザ[3]は、それよりも１桁高い100Hz である。

100Hz レーザシステム（写真１）は、離散的な波長（ライン）のみで発振できる横方向励起大気圧(Transversely Excited Atmospheric; TEA)炭酸ガスレーザ２系列、連続波長可変である横方向励起高気圧(Transversely Ex-cited Multiple Atmospheric ; TEMA)炭酸ガスレーザ１系列、パラ水素マルチパスラマンレーザ２系列で構成する。ここでは主要な構成機器について概要を述べ

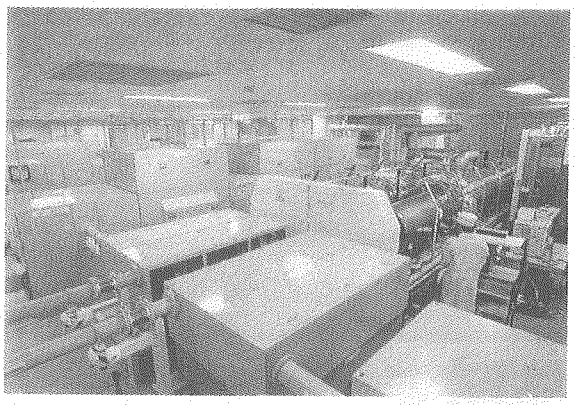


写真１　100Hz レーザシステム

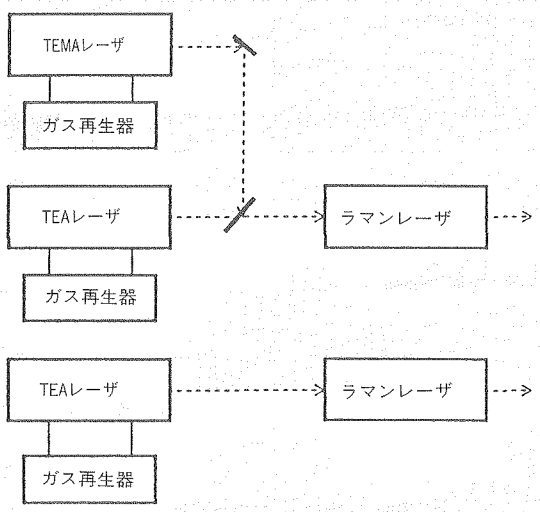


図２　100Hzレーザシステム構成

る。また、各系列のシステム構成を図２に示す。

(1)　ＴＥＡ炭酸ガスレーザ

ＴＥＡ炭酸ガスレーザはパラ水素ラマンレーザの励起源であり、ラマン変換効率を向上させるため、高エネルギーのレーザ光を高品質のビームで発振する必要がある。この両者を満足するために、高品質のビームではあるがエネルギーの低いレーザ発振器の出力光を、複数台の増幅器によりエネルギーを高めるＭＯＰＡ（Master Oscillator and Power Amplifier）チェーンで構成した。

また、縦モードをシングルモードにするため、２系列のうちの１系列では注入同期（インジェクション・ロッキング）法を、他の１系列では低圧ガスセル法を採用し、両者とも良好な結果を得た。

さらに、長寿命運転を可能にするため、半永久的な寿命を有する全固体素子電源の開発を進め、２系列のうちの１系列に採用した。その電源構成を図３に示す。すなわち、最初のスイッチングを高速のＳＣＲサイリスタで行い、それをパルストランスで昇圧後、２段の磁気パルス圧縮回路でパルスを圧縮することにより、レーザ発振に必要な放電エネルギーをレーザ媒質に与える。これまでに約３×10^7ショットの運転を行っているが、故障したことはなく、長寿命であることを実証している。

(2)　ＴＥＭＡ炭酸ガスレーザ

ＴＥＡ炭酸ガスレーザのレーザ媒質圧力は大気圧程度であり、発振波長は離散的なライン発振なのに対し、ＴＥＭＡ炭酸ガスレーザの媒質圧力は約10atm であり、利得の圧力拡がり効果により連続波長可変性を得ている。

波長可変性のあるＴＥＭＡ炭酸ガスレーザのラマン変換光は、$^{235}UF_6$を選択励起するための励起光源である。しかしＴＥＭＡ炭酸ガスレーザからは低エネルギーの出力光しか得られず、ラマン変換しきい値に達しないため、ＴＥＡ炭酸ガスレーザとの４光波混合による重ね合わせにより、変換

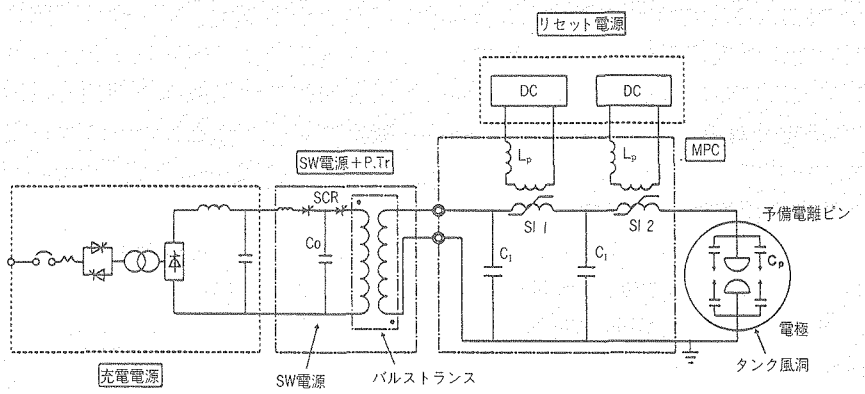


図３　TEA炭酸ガスレーザの電源部

を行う。

$^{235}UF_6$のみを選択的に励起し、高い分離効率を得るためには、ＴＥＭＡ炭酸ガスレーザの発振線幅は、$^{235}UF_6$の吸収線幅と同程度以下である必要がある。しかし、ＴＥＭＡ炭酸ガスレーザの発振スペクトルは、多数の異なる位相の縦モードを含むマルチ縦モードであるため、ライン幅が数GHzから10GHzと広く、分離効率を悪くする要因の一つになる可能性がある[4)5)]。すなわち、ＴＥＭＡ炭酸ガスレーザの光学系では、回折格子とビーム拡大用プリズムを共振器内に組み込んでいるのみであり、回折格子の分解能程度の線幅しか得られず、約1GHz(0.033cm^{-1})の拡がりを持つこととなる。分子法においては、$^{235}UF_6$と$^{238}UF_6$のＱブランチは0.6cm^{-1}離れているが、$^{235}UF_6$のＱブランチ付近に存在するR(5)、R(6)は線幅の中に含まれ、また、$^{235}UF_6$の吸収波長以外の波長が多く含まれるため、分離効率が悪くなることが考えられる。そこで、$^{235}UF_6$の効率的な選択励起を目的とし、ＴＥＭＡ炭酸ガスレーザの線幅の狭帯域化を実施した。

ＴＥＭＡ炭酸ガスレーザは、ライン間の波長を発振することが可能であるがゆえに、狭帯域化あるいは単一縦モード化する手段として、一般的なインジェクション・ロッキング法や低圧ガスセル法を用いることが困難である。そこで、我々は縦モードのモード選択器としてファブリペローエタロンを用いることとした。この方法は共振器の大幅な変更を必要としないため、狭帯域化の効果確認方法としては簡便な方法である。狭帯域化実施前後のレーザ光波形とFFT(高速フーリエ変換)によるスペクトル線幅の簡易的な解析結果を図4に示す。ファブリペローエタロンにより、単一縦モード化は実現されていないが狭帯域効果は十分にあり、縦モード数が減少し(FFT波形における縦モード間隔は共振器長から決定される。ＴＥＭＡ炭酸ガスレーザでは75GHz程度である。)、スペクトル線幅も25%程度まで改善されていることが推定される。(ＦＦＴ波形における隣接するピーク間は、共振器長から決定される共振周波数であり、ＴＥＭＡ炭酸ガスレーザでは75GHz程度である。各モードのピーク値を結ぶ近似曲線をスペクトル線幅の拡がりと考え、その半値幅をスペクトル幅線とした。すなわち、スペクトル線幅を狭帯域化することにより、内部の縦モード数を減少させ、単一縦モード発振が実現する) そこで、詳細な線幅の測定をファブリペロー干渉計により実施した。その結果を図5に示す。これは上記ＦＦＴによる結果とほぼ同様である。以上の結果より、従来の30%程度の線幅のレーザ光を得たことを確認した。

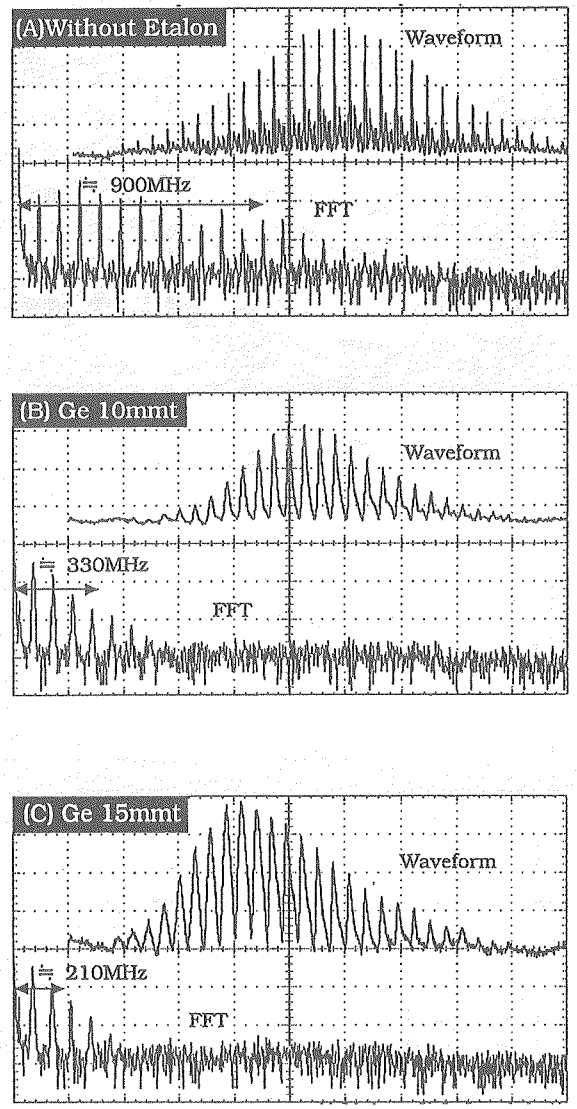


図4　FFTによるスペクトル線幅の解析結果

(3)　パラ水素ラマンレーザ

パラ水素ラマンレーザは、図6に示すように、パラ水素分子の回転量子数Ｊ＝0とＪ＝2の間の誘導回転ラマン散乱を利用し、波長が10μｍの炭酸ガスレーザ光を16μmに波長変換するレーザである。この波長領域では変換の利得は低いため、マルチパスセル[6),7)]を用いて利得長を確保し、16μm光の高出力発振を可能にした。ラマンレーザの概念を図7に示す。

また、ブラインでパラ水素ガスを約220Ｋに均一に冷却する方式を採用することにより、ラマン利得とエネルギー安定性に優れた特性を持つラマンレーザ装置を開発した[8)]。図8にパラ水素ガスが

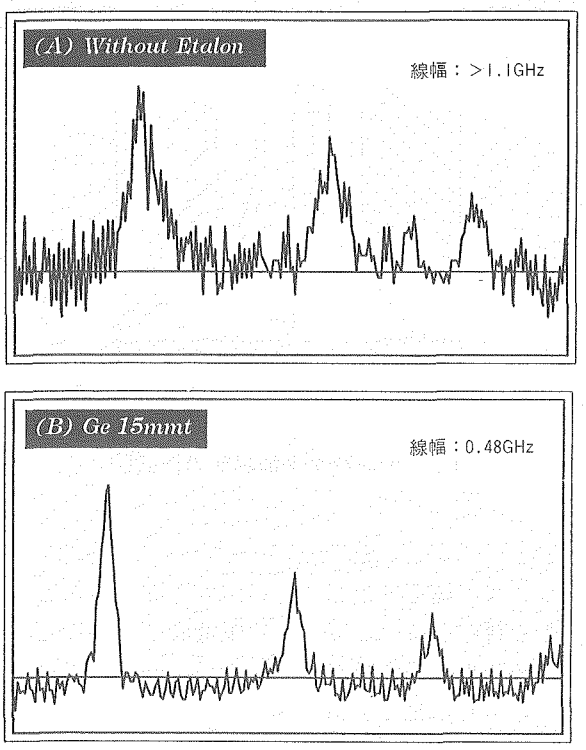


図5　ファブリペロー干渉計による線幅測定結果

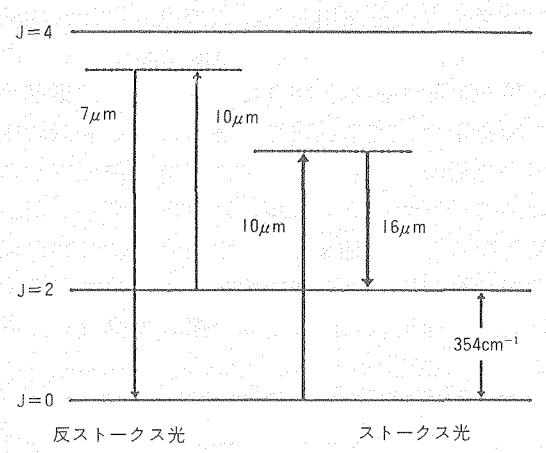


図6　パラ水素の回転ラマン散乱準位

ブライン冷却温度の場合と、室温の場合の出力エネルギーを示す。パラ水素ガス圧力は、室温の場合は1500Torr、ブライン冷却の場合は700Torr および1300Torr である。ブライン冷却温度でパラ水素ガス圧力が700Torr の時、入力する炭酸ガスレーザのエネルギーが約5J/pulse に対して出力するラマン変換光は約1.3J/pulse であり、変換効率は26%であることを確認した。

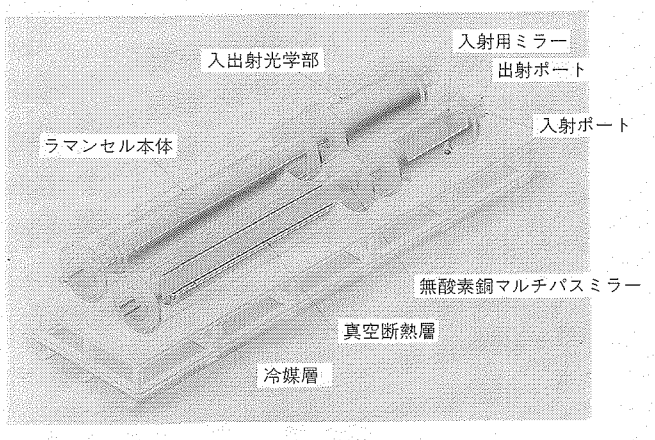


図7　低温型パラ水素ラマンレーザ

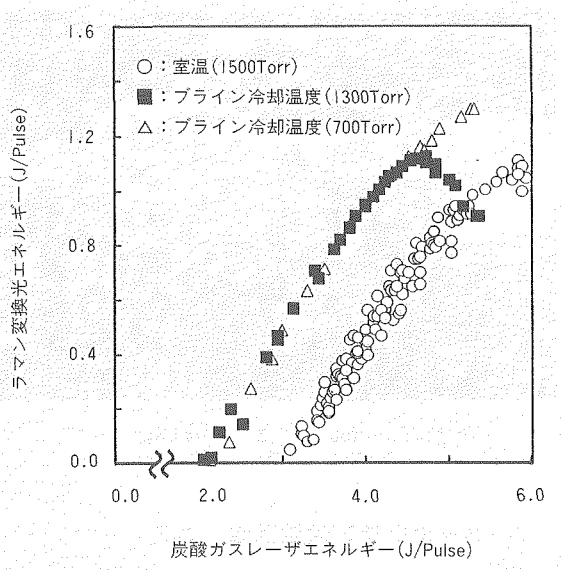


図8　ラマンレーザの入出力特性

(4)　レーザガス再生装置

炭酸ガスレーザは、CO_2、N_2、He 等を含むレーザガスに放電エネルギーを与えることにより発振するが、放電によって誘起される分子と電子の衝突により、CO_2の分解反応が生じ、CO とOが生成する。さらに二次的な反応で NO、NO_2、O_3も生成する。炭酸ガスレーザの長時間動作では、これらの不純物の発生による放電エネルギー移動の影響、およびCO_2濃度の減少による出力低下が発生する。

この防止対策として、放電により分解したレーザガスを触媒により再生する方式を採用し、高繰り返し、大出力の炭酸ガスレーザを長時間動作させることを可能にした。

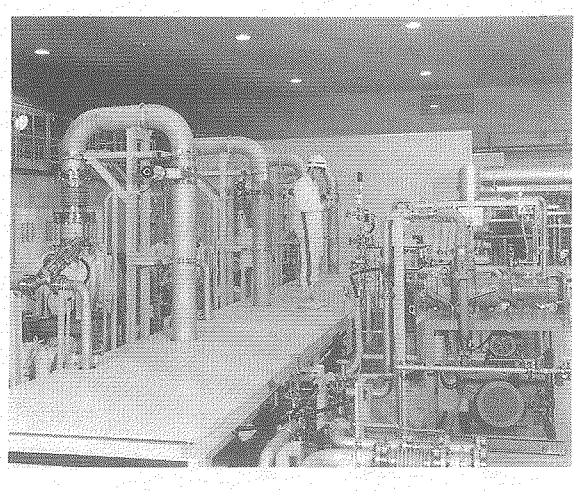


写真２　フッ化ウラン供給回収システム

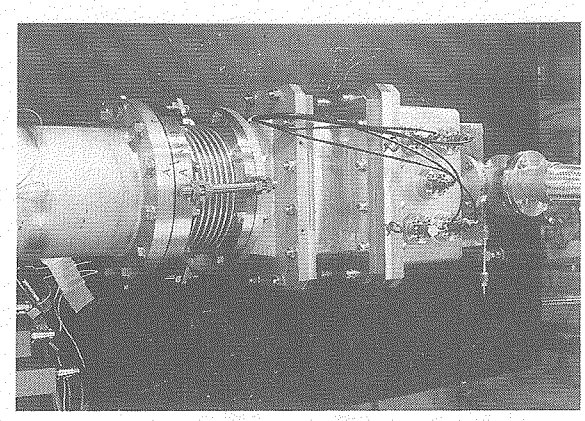


写真３　パルスノズル型反応器

2.2　フッ化ウラン供給回収システム

フッ化ウラン供給回収システム（写真２）は、UF_6の取り扱い経験を基に設計製作した大型の循環装置である。流量は最大40m³/h（0℃、1気圧換算）で、約10cm 幅の連続流ノズルを使用できる。装置は循環ループ構造を採用しており、ノズル型反応器、製品 UF_5 捕集装置、廃品 UF_6回収装置、プロセスガス圧縮装置等から構成している。ここでは、主要な構成機器について概要を述べる。

(1)　ノズル型反応器

分子法における理想的な反応器は、できるだけ高い UF_6の分子密度を維持しながら、回転および振動温度を冷却し、凝縮を起こさせない性質を併せ持つことが必要である。反応器開発のため、回転・振動温度の測定、UF_6分子の凝縮測定等の技術を開発するとともに、圧電素子等を使った流体のパルス化技術の開発を進めた。パルスノズル型反応器は、レーザのパルス繰り返し率が低い現段階では、UF_6循環装置のガス処理容量を変えることなくノズル幅を拡張して光利用率を高めることができる利点を持つ。写真３に圧電素子を用いたパルスノズル型反応器を示す。

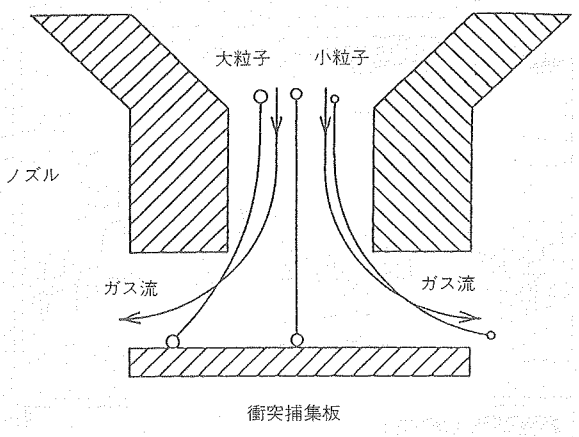


図９　インパクタ捕集部の模式図

(2)　製品 UF_5捕集装置

分子法の製品は UF_5の微粉体[9]である。したがって、製品を捕集するためには、気―固系の分離技術が必要となる。サイクロン、電気的捕集法、インパクタについて装置の設計、試作および試験を重ね、低圧力下で微粉体の捕集効率が高い低圧インパクタ方式を採用した。この方式は比較的構造が単純であり、かつ小さな面積に高密度で UF_5の捕集が可能である。図９にインパクタ捕集部の模式図を示す。工学試験ではさらに捕集装置の圧力損失を低減させるため、ノズルを多数配置した集合ノズル（マルチノズル）に改良した。また、製品となる UF_5の捕集量を、水晶発振子の共振周波数変動を利用した方法でオンラインモニターする目的で、捕集装置内に水晶発振式膜厚計を配置している。

(3)　廃品 UF_6回収装置

分子法の場合、レーザ照射後の廃品ウランが非凝縮性の不活性ガスに希釈された UF_6であることの特殊性から、低濃度 UF_6の回収技術が必要となる。低濃度の UF_6ガス回収は、遠心分離法などで使用されている圧力差（圧力勾配）を捕集原理とする従来型のコールドトラップは利用できないため、ガス流路を狭くし、冷媒との接触面積を増大させた濃度拡散型コールドトラップを開発した。捕集・回収を効率的に行わせるため、捕集部にはガス流路と冷媒流路が交互に積層した構造を採用することで、冷媒温度で決定される限界捕集効率を達成している。

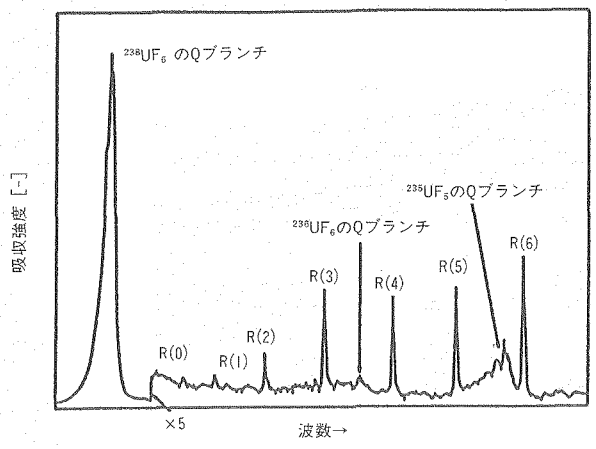


図10　極低温でのUF_6 ν_3 Qブランチの赤外吸収スペクトル測定結果

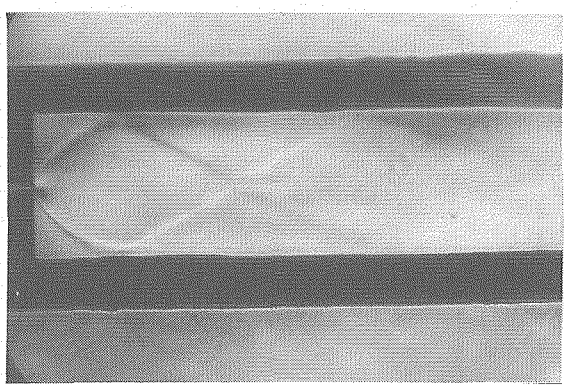


写真4　スリットから噴出するジェットのシュリーレン法による可視化写真

3.　工学試験

3.1　超音速ノズルの開発

分子法では分子スペクトルの違いを利用して同位体分離を行うので、選択性を向上させるためには、スペクトルを分離する必要がある。$^{235}UF_6$と$^{238}UF_6$のスペクトルは常温では重畳しているが、極低温（100K以下）に冷却すると、図10に示すようにスペクトルは分離し、高い選択性が期待できる。

UF_6の平衡蒸気圧は極低温ではほとんど零であり、静的な冷却方法を実用的なプロセスに適用することは考えられないが、超音速ノズルを利用して非平衡状態を過渡的に作りだすと比較的高い分子密度が得られるので、後者による冷却方法が採用されている。この場合、UF_6は比熱比が小さいので、キャリアガスと呼ばれる単原子ガスや二原子分子ガス等の大きな比熱比を持つガスで希釈して使用する。

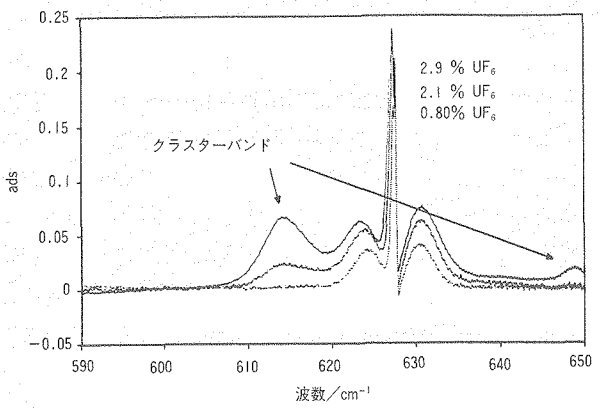


図11　UF_6の赤外吸収スペクトルの凝縮による変化

超音速ノズルの設計において重要な点は、レーザ照射体積内で回転および振動温度を極低温に冷却させつつ凝縮を避けて単分子密度を高くすることである。そこで、初めにこれらの特性を評価するためにいくつかの測定法を確立した。

回転温度および振動温度については、振動基底状態からのν_3バンドQブランチおよびその近傍のホットバンドの赤外吸収スペクトルを高分解能半導体レーザで測定し、その形状および吸収強度を比較する[10]ことにより決定している。

凝縮については、アルゴンイオンレーザを用いた光散乱法[11]およびフーリエ変換赤外分光分析計（Fourier transform infrared spectrophotometer：ＦＴ－ＩＲ）を用いた赤外吸収スペクトルの測定により凝縮の発生の有無を推定している。図11は、ＦＴ－ＩＲによる測定結果を示したものであり、Qブランチの近傍に凝縮の発生によるスペクトルの変化が認められた。凝縮の発生は、単分子密度の減少、温度の上昇やスペクトル拡がりによる選択性の低下につながる。

ノズル内に衝撃波が発生すると、冷却されたガスの温度を上昇させるため、その発生を避けなければならない。そこで、衝撃波の可視化に適した方法であるシュリーレン法を利用して流れ場の可視化を行った。写真4は、衝撃波や膨張波の形状が良く知られているスリットからの自由膨張流れにシュリーレン法を適用した結果の一例であり、適切な光学系の配置により、衝撃波・膨張波が低圧条件下においても鮮明に捕らえることができた。

これらの実験データを用いて、超音速ノズル内の流動、回転温度、振動温度や凝縮に関する計算コードの検証・改良を進めつつ、ノズル形状、キャリアガスの種類や操作条件（上流圧力や混合比

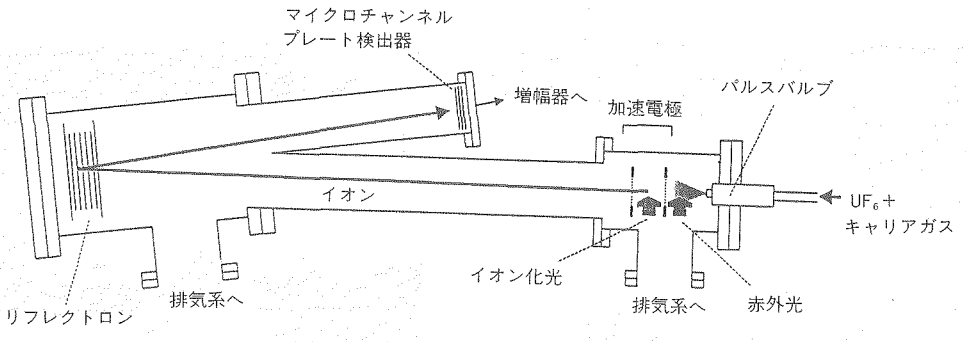


図 12　分離特性測定装置の概要

等）を変化させて計算を行い、超音速ノズルの最適化をめざして研究・開発を行っている。

3.2　分離特性試験

分子法では、幾つかの赤外レーザ光を次々とUF_6に照射して、$^{235}UF_6$の選択的な赤外多光子解離を起こさせる方法が最も有望である。しかし、この赤外多光子解離法によるウラン濃縮のプロセスにおいては、多光子解離に使用する波長とその数、レーザ光の強度(フルエンス)、個々のパルスレーザ光の遅延時間、UF_6分子の冷却温度(分子の持つ回転運動や振動運動のエネルギー)、キャリアガスの種類、UF_6の分子数密度等の多くの分離係数に影響を及ぼすパラメーターがある。これらのパラメーターの最適な組合せを探ることが、分子法の開発においては重要となる。

3.3 に述べる工学試験装置を使用したウラン濃縮試験では、製品であるUF_5を回収し、そのUF_5に含まれるウランの同位体比から分離係数を求めるため、結果を得るまでに数日を要する。したがってすべてのパラメーターを最適化しようとすると、膨大な時間を費やすこととなる。そこで、オンラインで製品の濃縮度を測定し、分離係数の諸パラメーターに対する依存性を把握できるように、多光子イオン化／飛行時間型質量分析計（Multiphoton Ionization/Time of Flight Mass Spectrometer：ＭＰＩ／ＴＯＦＭＳ）を使用した分離特性測定装置を導入した。図12に分離特性測定装置の概要を示す。分離特性試験でパラメーターの絞り込みを行い、工学試験装置を使用したウラン濃縮試験にフィードバックしてゆくことで効率的にウラン濃縮試験を進めることができる。

分離特性試験では、UF_6とキャリアガスの混合ガスをパルス分子線装置から分離特性測定装置の真空チャンバー中へ噴出させて冷却し、これに赤外レーザ光を照射してUF_6を多光子解離させる。生成したUF_5分子だけを色素レーザの紫外光によって多光子イオン化し、選択的にU^{2+}等のイオンにする。飛行時間型質量分析計により、このイオンの同位体比を測定する。図13に飛行時間型質量分析計のスペクトルの例を示す。このスペクトルの^{238}Uと^{235}Uの各ピークの面積比から濃縮度を算出する。

これまでに実施した分離特性試験において、キャリアーガスの種類、使用するレーザ光の波長やフルエンス等をパラメーターにした分離特性のデータを取得した。これらのデータから絞り込んだ最適なパラメーターの組合せで、一段の分離操作で軽水炉用燃料に必要な濃縮度にできる分離係数をはるかに上回る値(濃縮度10%相当の分離係数)を得て、分子法に潜在的な可能性があることを確認した。

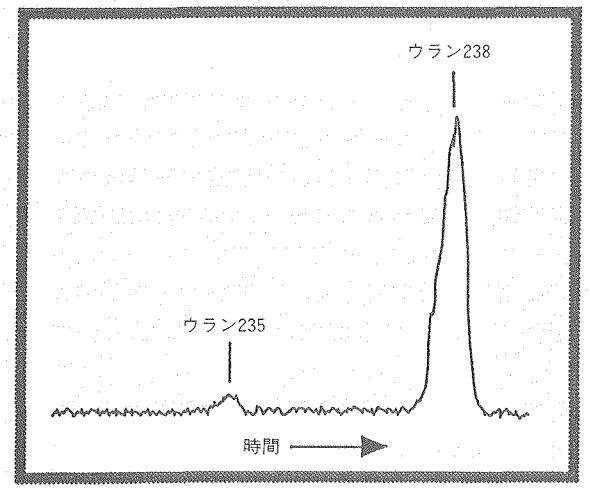


図 13　MPI/TOFMS のスペクトル

3.3　ウラン濃縮試験

工学試験装置を用いて、第Ⅰ期および第Ⅱ期工学試験を進めてきた。第Ⅰ期工学試験では、平成3年度から4年度にかけて実施されたC＆Rのために、主に2波長照射によるウラン濃縮試験を実施した。また、平成4年度までに、TEMA炭酸ガスレーザの発振器および増幅器を増設したことにより、平成5年度からの第Ⅱ期工学試験では、3波長照射によるウラン濃縮試験を主に実施している。以下にその概要を述べる。

(1)　照射方法

ノズル型反応器の照射方法は、反応器に取付けられた光学用照射窓の両側から励起光と解離光を別々に照射する対向照射方式を採用している。3波長照射の濃縮試験では、TEMA炭酸ガスレーザのラマン変換光を選択励起光に、他のTEA炭酸ガスレーザのラマン変換光を中間励起光および解離光に用い、選択励起光と解離光を空間的に重ね合わせ、反応器の光学用照射窓の片側から同軸にして照射するとともに、中間励起光を反対側の光学用照射窓から照射を行った。

(2)　分析方法

①　解離量の測定

以下の反応スキームで生成するC_2H_6を、ガスクロマトグラフィーで測定することによって解離量を算出している。

$UF_6 + nh\nu \longrightarrow UF_5 + F$

$CH_4 + F \longrightarrow CH_3 + HF$

$CH_3 + CH_3 \longrightarrow C_2H_6$

②　製品UF_5の捕集量測定

インパクタ(UF_5捕集装置)の捕集板上に捕集した物質を、硝酸を用いて溶解した後、ネオトリン吸光光度法でウラン量の定量を行い算出している。

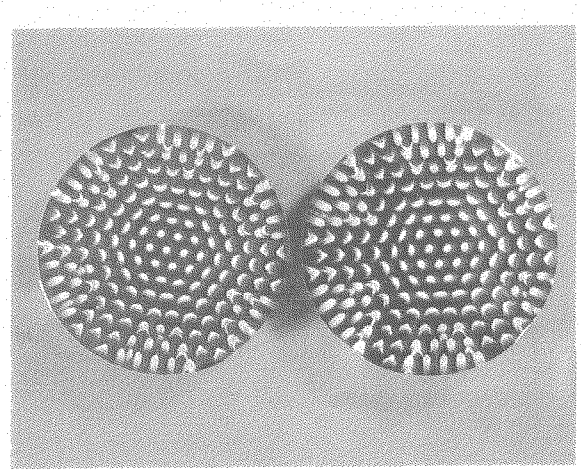


写真5　インパクタで捕集された濃縮UF_5

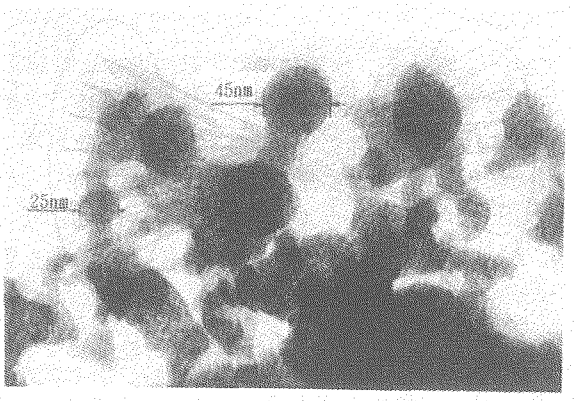


写真6　UF_5粒子の透過型顕微鏡写真

③　捕集したUF_5のウラン同位体比測定

インパクタの捕集板上に捕集した物質を、硝酸を用いて溶解した後、蒸発濃縮する。濃縮溶液を表面電離型質量分析計を用いてウラン同位体比を測定している。

④　原料および廃品UF_6のウラン同位体比測定

UF_6の同位体比は、電子衝撃型質量分析計を用いて測定している。特に、廃品のUF_6は、レーザ照射後の循環装置内に残留するUF_6混合ガスを廃品UF_6回収装置で捕集・回収し、測定を行っている。

(3)　分離性能

TEA炭酸ガスレーザのラマン変換光を用いた2波長照射濃縮試験を実施し、インパクタで捕集したUF_5(写真5)の同位体比測定により濃縮ウランの生成を確認するとともに、分離性能に関するデータを取得した。また、TEMA炭酸ガスレーザのラマン変換光を加えた3波長照射濃縮試験において、これまでに濃縮度約1.3%のUF_5を回収した。

現在は、基礎試験による分離スキームおよび超音速ノズルの最適化を図りながら、その結果をウラン濃縮試験に反映させ、分離性能の向上を図るべく、試験を継続している。

(4)　UF_5捕集性能

インパクタの捕集効率は、光解離反応で生成するUF_5の粒子径によって大きく変化するが、すべての試験について製品UF_5の捕集に成功した。また、透過型電子顕微鏡によるUF_5粒子の観察結果から、捕集されたUF_5は数nmから数十nmの超微粒子が凝集したものであった。(写真6)

4．kHz レーザシステム開発

4.1　kHz レーザ開発

ＴＥＡ炭酸ガスレーザは、大出力パルスが高繰り返しで、しかも高いエネルギー変換効率で取り出せるので、パラ水素を用いた誘導回転ラマン散乱の励起光源として用いられている。誘導回転ラマン散乱は、高次の非線形過程であり、十分な変換効率を達成する為に、高いピーク出力を持った励起光パルスを用いる必要がある。また、パラ水素ガスは、比較的非線形利得の小さい物質であり、飽和ラマン変換まで達成させる為には、媒質と励起光との相互作用長を長くとらなければならない。さらに、分子法の炭酸ガスレーザとしては、超音速ノズルより噴出するUF_6ガスに間断なくレーザ光を照射し、廃品濃度を下げることによって分離能力を向上させるために、高繰り返し率の炭酸ガスレーザを開発する必要がある。

高いラマン変換効率を達成する為の励起光パルスとしては、損失の少ない長距離伝搬に適した高品質と、高いピーク出力とを兼ね備えていることが必要である。これを満足する励起光パルスが発生できる励起レーザシステムとしてＭＯＰＡ方式が採用されている。これは良質で高い安定性を持った小出力の光パルスを発振器より発生させ、引き続く増幅器によって、ラマン変換に必要なピーク出力にまで増幅していく方式である。良質のパルスを高いピーク出力に増幅する方法として、他の種類のレーザにおいても広く採用されている方式である。

しかし、このＭＯＰＡ方式は、多数の増幅器を必要とするため、励起レーザとラマンレーザとを組み合わせたシステム全体としての効率は低いものになる。また、炭酸ガスレーザはエネルギー蓄積型のレーザであり、ＭＯＰＡ方式における多段増幅器のように、一回の光パルスの共振器内通過で放電エネルギーを十分に取り出す方式には、本質的に不向きなレーザである。さらに、ラマンレーザに関しては、開発初期に存在した多くの原理的・技術的な問題点が克服され、開発の成熟期になり、従来励起レーザ光に要求されていた高い品質、高いピーク出力の要件が緩和されることになった。

そこで、kHz レーザシステムのシステム効率を飛躍的に向上させるために、パワーオシレーター型 kHz 炭酸ガスレーザを検討した。これは、放電体積全体を利用出来るような不安定型共振器構造を採用することにより、炭酸ガスレーザの放電により蓄積されたエネルギーを有効に光エネルギーとして取り出し、単一の発振器よりラマン変換に必要な高ピーク出力と高品質の励起光パルスを得る方法である。従来型のＭＯＰＡ方式と、パワーオシレーター方式とを比較した励起レーザシステムの概念を図14に示す。発振する波長にも依存するが２～４台必要であった増幅器が不必要になり、パワーオシレーター方式を採用することにより、システム全体の効率が単純に２～４倍向上する。

パワーオシレーター型 kHz 炭酸ガスレーザにおいては、放電空間全体を利用するために全体を一様に励起し、前述したように分子法に必要な高繰り返し運転時においても空間分布が均一なビームを得る必要がある。この為には炭酸ガスレーザ

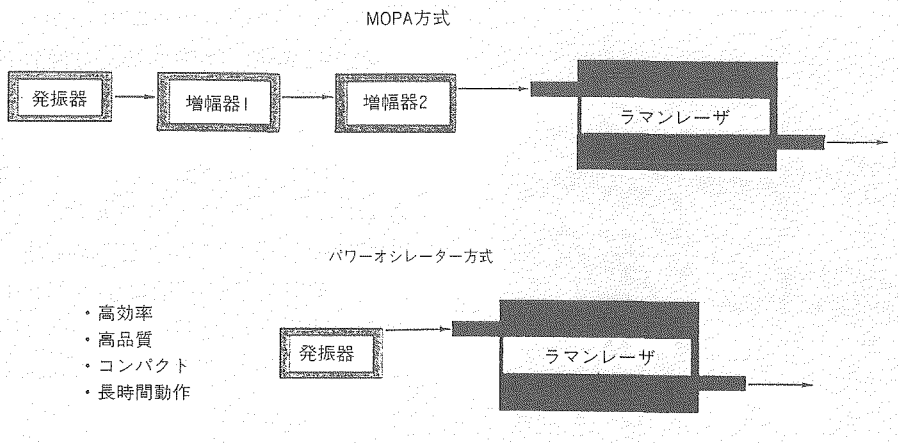


図14　レーザシステムの概念

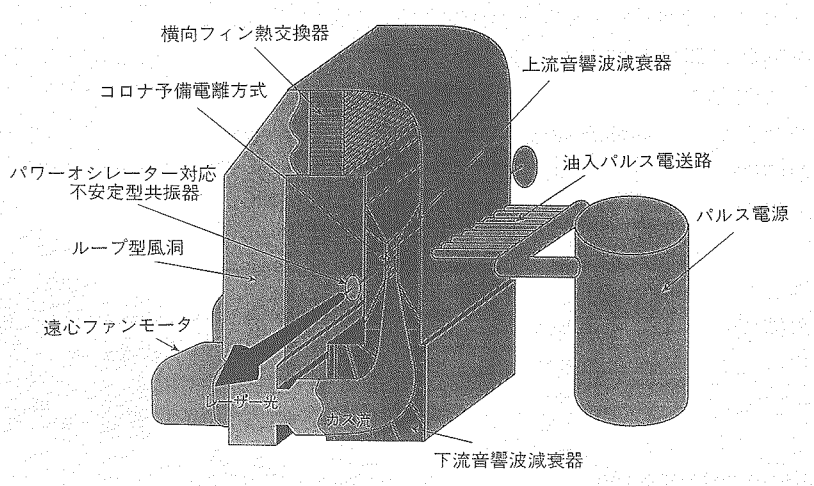


図15　kHz炭酸ガスレーザの概念

ーの構成機器に関して、以下のような注意を払わなければならない。予備電離放電技術としては、均一に安定放電が持続できるコロナ予備電離方式、レーザガスを高速で循環させる風洞形状としては、圧力損失が少なく流路内部でよどみ部分の生じないループ型風洞、放電部分上下流方向へ伝搬する圧力波を効果的に減衰することが可能なヘルムホルツ型音響波減衰器、また、放電空間長手方向に均一な温度分布を形成させる為に横向きのフィンを持った風洞内部の熱交換器等の要素技術が必要不可欠である。我々は、理化学研究所において開発されたkHz炭酸ガスレーザの試験先行機ＫＤＭ３を用いて、これらの要素技術に関する試験を行ってきた。そして、その試験結果を整理・検討することにより、分子法用パワーオシレーター型kHz炭酸ガスレーザの要素技術に関する概念設計を終了した。これらの技術が用いられたkHz炭酸ガスレーザの概念を図15に示す。

kHzラマンレーザとしては、高繰り返し化に伴うラマン媒質の温度上昇が問題となる。ラマン利得値を上昇させる為に、ブライン冷凍機を用いて室温より低い温度でパラ水素ガスを冷却する。ビーム屈折・発散を避け、正常なラマン変換を行うために、ラマン変換によって媒質に蓄えられた熱を、引き続く入射パルス時間間隔内に除去しなければならない。このため、ラマンセル内部のパラ水素ガスを流すことにより、強制的に発生熱の除去を行う。流れにより発生する媒質の乱れによって入射ビームが変動することなく発生熱の除去が可能なラマンセルの構造や、強制対流の方式等の設計検討を行った。

4.2　kHz レーザ用光学部品の開発

炭酸ガスレーザ光の透過鏡として最も優れた特性を有するのは、ZnSe基板の上に特殊コーティングを施した光学部品（ZnSe光学部品）である。一般に光学部品は、材質、製法、コーティング方法等の製造条件と、レーザ光の波長、パルス繰り返し率、エネルギー密度等の使用条件によりレーザ光に対する耐光強度は異なる[12]ため、使用目的に応じた製造方法を確立する必要がある。

分子法によるウラン濃縮プラントで使用するレ

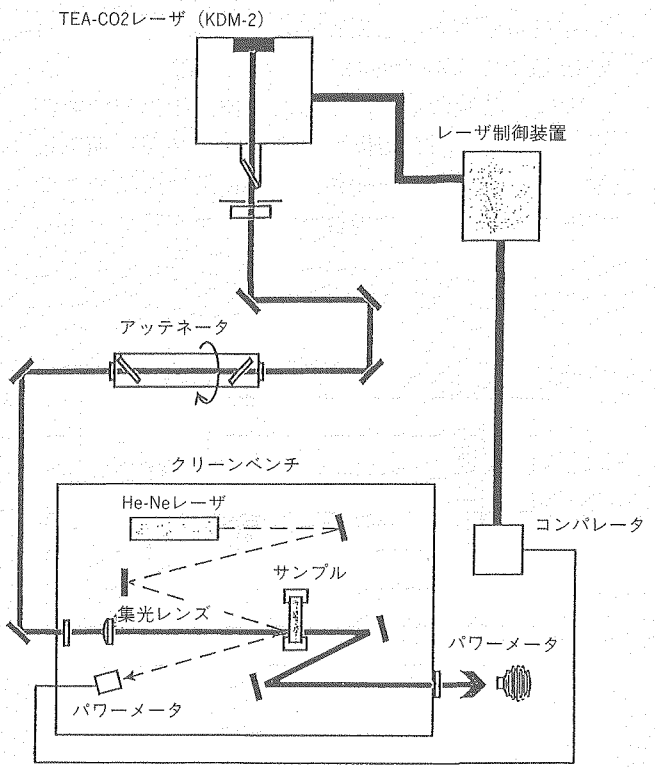


図16　光学部品の耐光強度測定装置構成

ーザは、最大1.6J/cm²のエネルギー密度と1kHz以上の繰り返し率を開発目標にしており、光学部品もこれを目標にして開発を行ってきた。そこでこれまでに試作したサンプルの性能を評価するため、理化学研究所が開発したＫＤＭ２炭酸ガスレーザ装置を使用し、異なる製造条件により作製した５種類のサンプルの1kHz の繰り返し率下における耐光強度を評価した。

図16に試験装置の構成を示す。集光レンズを用いてサンプル照射部位におけるレーザ光のビーム径を0.07～0.09cm とし、アッテネーターによりエネルギー密度が３～15J/cm²となるように調整した。またレーザの繰り返し率を100,500,1kHz とし、各々の繰り返し率における光学部品の損傷しきい値を50％ＬＩＤＴ(Laser Induced Damage Threshold)法により求めた。

図17に各サンプルの各照射繰り返し率における耐光強度を示す。エラーバーを見やすくするために横軸をずらせた表示になっているが、レーザの繰り返し率は同一である。図17より100Hz から500Hz への繰り返し率の増加に伴い、各サンプルとも耐光強度は25～30％程度低下するが、500Hz と1kHz での耐光強度にはほとんど差異は見られず、飽和していることがわかる。これは,500Hz 以下で照射した時のコーティング膜の熱応力状態が動的な挙動を示すのに対し、500Hz 以上になるとむしろ連続照射に近い定常的な状態を示すようになるためである。したがってこの飽和傾向は、1kHz 以上でも続くものと予測できる。

次に、照射により損傷した部位の損傷形状を測定した。代表的な損傷部位のノマルスキー顕微鏡像を写真７に示す。一般に ZnSe 光学部品の初期の損傷はほとんどの場合コーティング膜で発生し

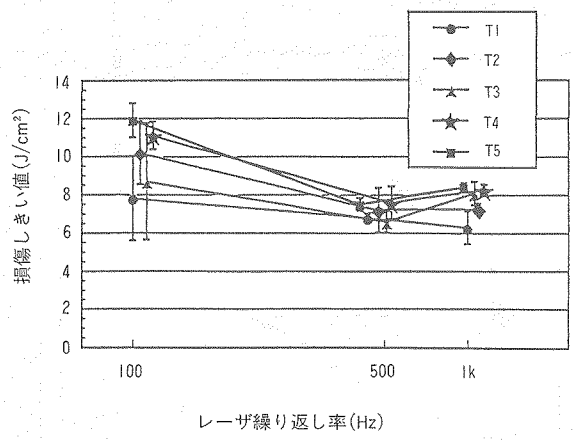


図 17　ZnSe 光学部品の損傷しきい値

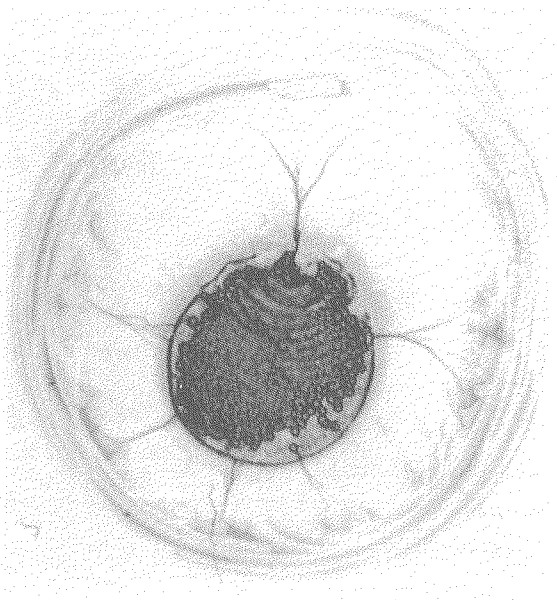


写真７　損傷部位のノマルスキー顕微鏡像

ており、今回の試験でもすべてがコーティング膜の損傷であった。顕微鏡像から損傷部の大きさは200～400μｍであり、これはレーザのビーム径の約半分に相当している。損傷の形態から、コーティング膜が局所的にかなり高い温度（少なくとも1000℃以上）になり、損傷に至った可能性が高い。また、分析した損傷部のすべてから炭素を検出しており、製造工程における不純物の混入(たとえば真空ポンプのオイルやコーティングプロセスで使用する治具によるもの)により、それが熱吸収の核になって損傷の原因になったと推定できる。

以上の結果から、試作したサンプルのいずれもが目標耐光強度を上回っており、1kHz 以上のレーザ装置の光学部品として使用できることを確認した。また、損傷原因を推定し、製造工程における不純物の混入を低減することにより、さらに高い耐光強度を達成する可能性を示した。

5.　レーザ応用研究

5.1　レーザ除染技術の開発

原子力施設の放射性廃棄物の除去手段として、ドライアイスブラスト、電解研磨等が広く用いられている。しかしこれらは大量の２次廃棄物が発生することや、ゴム等の軟らかい材料に適用することができない等の問題がある。そこでこれらの問題を克服する手段として、非接触プロセスであり、遠隔操作性に富み、さらには広範な面積の処理が可能で２次廃棄物が少ない等の特徴を有するレーザを用いた除染法に着目し、調査および予備

実験を行った。

まずはSUS304の表面に黒色のペンキを塗布した試料にレーザ光を照射し、ペンキを除去する基礎試験を行った。照射レーザはＴＥＡ炭酸ガスレーザであり、試験装置構成を図18に示す。レーザの照射効果を確認するため、照射前後の試料に対して目視による表面観察を実施した。照射後の表面観察結果を写真８に示す。表面観察結果より、レーザを照射した部分では塗布したペンキが除去され、ＳＵＳ材が露出していることがわかる。

次に、ウラン系の放射性物質で汚染された試料に同様のＴＥＡ炭酸ガスレーザを照射し、除染効果を評価するための予備試験を実施した。試料はUF_6ガス雰囲気に長期間にわたり曝露し、試料表面にウラン反応生成物を付着させた。照射前後のＳＥＭ（走査型電子顕微鏡）による観察結果をそれぞれ写真９、写真10に、またＥＤＸ（エネルギー分散型Ｘ線分析装置）による表面分析結果をそれぞれ図19、図20に示す。観察結果および分析結果から、ウラン反応生成物は明らかに減少したことがわかる。この除染効果を定量的に評価するために、２系統放射能測定器を用いて照射前後の α

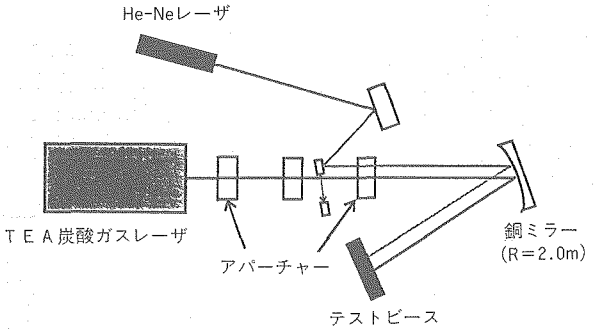


図18　レーザ除染試験装置構成

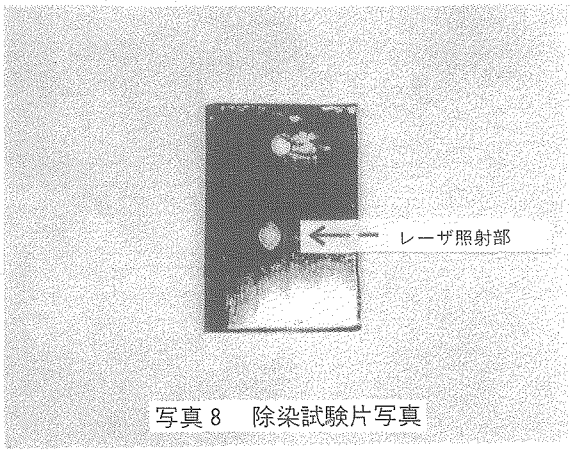


写真８　除染試験片写真

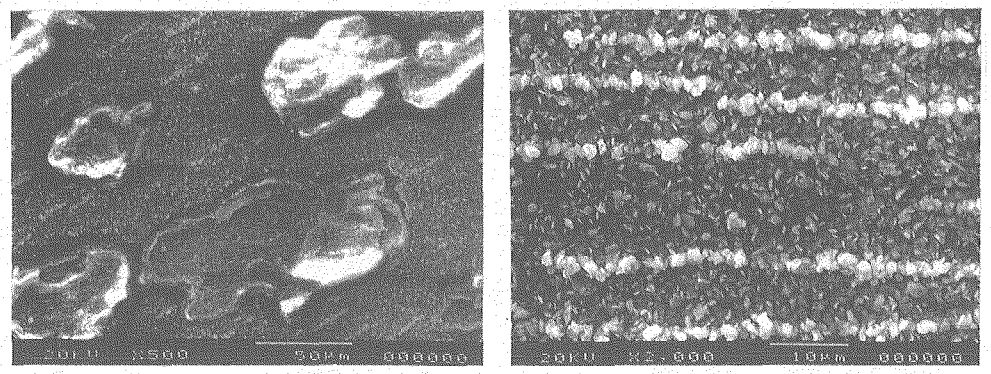


写真９　SEMによる表面観察結果（照射前）

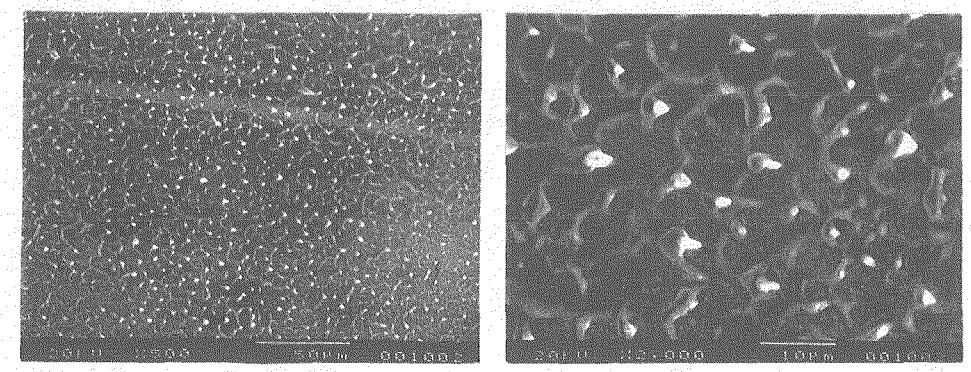


写真10　SEMによる表面観察結果（照射後）

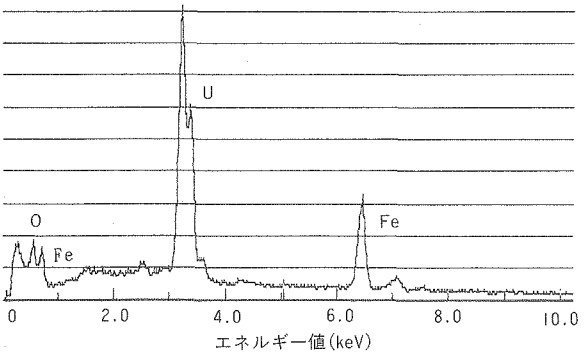


図19　EDXによる表面分析結果（照射前）

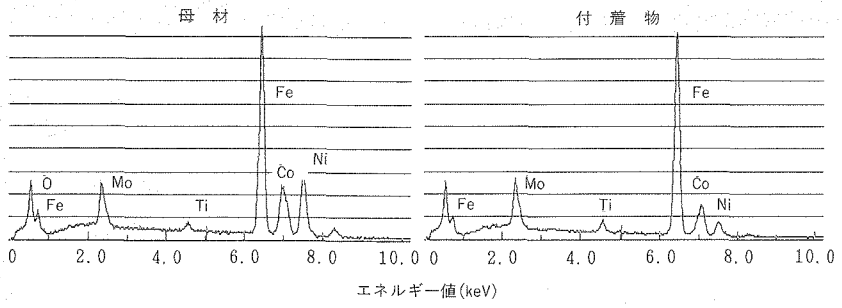


図20　EDXによる表面分析結果（照射後）

線のカウント数を測定した。照射後の α 線のカウント数は、ほとんどの試料でバックグランドに近いレベルまで除染されており、除染効果の目安となる除染係数（ＤＦ）の最大値は183であった。

以上より、レーザ照射による除染効果が明らかになり、レーザによる物質表面の汚染物除去の技術的可能性が示された。

5.2　有用同位体分離への応用

分子法用に開発した100Hz レーザシステムは、9～11μm および13～18μm の波長領域をカバーし、高いビーム質を有している。この発振波長と同じ領域に吸収波長を持つ分子は多数存在するため、レーザシステムは UF_6 以外の分子の同位体分離にも利用することが可能である。

動燃事業団では、分子法の技術開発で培われたレーザ技術や同位体分離技術の応用研究として、またレーザシステムの利用分野の拡大を図る一方策として、有用元素の同位体分離の研究に取り組んでいる。研究の対象物は、標識化合物やＮＭＲに利用する ^{13}C と、高速炉の窒化物燃料の原料として99%以上の濃縮度が要求される ^{15}N である。

^{13}C の同位体分離の研究では工学的規模での ^{13}C の濃縮を目標として、分子法用に開発した100Hz レーザシステムの持つ高出力、高繰り返し率の特徴を利用し、フロン22 (CF_2HC1) を作業物質とした赤外多光子解離法による同位体分離基礎研究を実施している。これまでに、マクロ量の製品が回収できるような試験条件を見出すために、分離係数および製品である C_2F_4 の生成量に関して、使用するレーザの波長、強度（フルエンス）そして試料圧力をパラメータにした基礎試験を実施した。今後は、基礎試験から決定された試験条件で、マクロ量の製品を回収する試験を行う計画である。

^{15}N の同位体分離に関しては、過去に様々な研究が行われているが、赤外多光子解離や光化学的な同位体分離法とともに光物理的な同位体分離法の一つである光誘起ドリフト法に関して、その可能性を調査するための基礎研究を行っている。

6.　おわりに

次世代のウラン濃縮法として期待される分子法の研究開発を1988年から行い、100Hz レーザシステムとフッ化ウラン供給回収システムから成る工学試験装置を1990年に開発し、本装置を使用した第Ｉ期工学試験を1991年より実施した。また、1992年の原子力委員会ウラン濃縮懇談会によるＣ＆Ｒを経て開始した第II期工学試験では、分離特性試験においてこれまでに濃縮度10%相当の分離性能を確認した。さらに、kHz 炭酸ガスレーザの高効

率化のための要素技術開発および光学材料開発を行い、レーザの大出力化・高効率化を可能にした。

今後は2000年頃までに実施されるC＆R向け、分離スキームの最適化、超音速ノズルの性能向上等を通して工学条件下でのウラン濃縮試験における分離性能の向上を目指すとともに、レーザ除染技術開発および有用同位体分離技術開発等のレーザ応用研究を進めて行く予定である。

参考文献

1) 武内一夫、田代英夫、他：“理研における分子法レーザーウラン濃縮原理実証研究”、*レーザー科学研究*、*10*、p56 (1988).
2) Y.Shimazaki, Y.Yato, et al.: “Outline ofPNC's RIMLIS Program”, *Proc. Int. Symp. on Isotope Separation and Chemical Exchange Uranium Enrichment*, p144 (1990).
3) 宮本泰明、田中拓、他：“分子レーザー法ウラン濃縮レーザーシステムの開発”、*動燃技報*、*77*, p77 (1991).
4) M.Suzuki, Y.miyamoto, et al.: “Selective Excitation of Branched Vibrational Ladder in Uranium Hexafluoride Laser Isotope Separation”, *J.Nucl.Sci.Technol.*, *31*, p293 (1994).
5) M.Suzuki, Y.miyamoto, et al.: “Spectral Fluctuations in the Stokes Output Pulse Pumped with a High-Pressure CO2 Laser”, Jpn.J.Appl.Phys., *34*, p132 (1995).
6) W.R.Trutna and R.L.Byer: “Multiple-pass Raman gain cell”, *Appl. Opt.*, *19*, *2*, p301 (1980).
7) 田代英夫、緑川克美、他：“CO_2レーザー励起赤外水素ラマンレーザー”、*レーザー研究*、*13*, *3*, p292 (1985).
8) 宮本泰明、萩原正義、他：“分子レーザー法における16μmレーザーの開発”、*電気学会資料*、*OQD-94-19*, p47 (1994).
9) J.Onoe, N.Uehara, et al.: “Characterization of UF_5 ultrafine particles using TEM, XPS, and XRD”, *J. Nucl.Mater. 207*, p205 (1993).
10) 須藤收、田代清、他：“分子レーザ法ウラン濃縮研究開発の現状について”、*動燃技報*、*90*, p69 (1994).
11) 米子明伸、川上重秋、他：“冷却ノズル内UF_6の凝縮現象に関する研究”、*動燃技報*、*65*, p115 (1988).
12) V.Nathan : “Repetitively Pulsed Laser Damage in Optical Thin-Films”, *SPIE 1848*, p583 (1992).

100号記念特集号

保障措置技術の開発

和泉　啓　　大谷哲雄　　梶山登司
秋葉光徳　　広沢尚教

核物質管理部

資料番号：100—16

Development of Safeguards Technology

Akira IZUMI　Tetsuo OTANI　Takashi KAJIYAMA
Mitsunori AKIBA　Naonori HIROSAWA

Nuclear Material Control Division, Head office

動燃事業団は、原子力の平和利用を進める立場から、一層、国際的に信頼性の得られる保障措置体系の確立に向けて努力している。そのため、動燃事業団はＩＡＥＡの保障措置が効果的かつ効率的に実施、運用されるように、日常の査察活動および保障措置技術開発の分野で、これまでの経験を活かし、ＩＡＥＡに積極的に支援・協力を行ってきた。

保障借置技術については、米国エネルギー省との保障措置技術開発協力協定の締結等により、開発を進めている。これまで多くの機器が国、ＩＡＥＡに提供され、各施設の査察現場で実際に使用され、国およびＩＡＥＡの保障措置実施において多大な効果が得られている。ここでは、動燃事業団における保障措置技術開発の経緯・現状について紹介する。

1．はじめに

核物質が核兵器等の軍事目的に使用されていないことを技術的に確認するとともに、万一、核兵器等を製造しようとしても、未然に防ぐための手段を講じるために早期に発見することを保障措置という。

保障措置は、ある設定された区域（物質収支区域）へ出入りする核物質の測定、ある時点での在庫量の測定と合わせてその区域の物質収支の評価を実施する施設者による計量管理、これが正しいことを核物質の測定や封じ込め・監視技術等で検認する国および国際原子力機関（International Atomic Energy Agency；以下IAEAと表わす）の査察活動により実施されている。

ＩＡＥＡによる検認活動には以下の技術目標がある。

計量検認目標として有意量があり、これは核兵器１個を作るのに必要なおおよその量で、現在、IAEAはこの有意量を^{238}Puの含有量が80％未満のプルトニウムでは８ kg(元素重量)、高濃縮ウラン（^{235}Uが20％以上）では25kg（^{235}U）、低濃縮ウラン(^{235}Uが20％未満)、天然ウラン、劣化ウランでは75kg（^{235}U）としている。

適時性の目標として核兵器への転用時間があり、プルトニウムおよび高濃縮ウランの場合は、形態により１～３週間である。そのため、この目標の達成のための査察者による在庫量の検認頻度は施設の慣行、利用可能な機器、人的資源を考慮したIAEAの指針により、１月に１度となっている。また、同様に低濃縮ウラン、天然ウラン、劣化ウランの取り扱い施設では転用時間が１年であるため在庫量検認頻度は１年に１度となっている。

動燃事業団は、核燃料サイクルの主要な施設を有しており、早くからIAEAによる保障措置を受け入れるとともに、国際貢献の立場からの技術開発にも積極的な対応を続けてきた。技術開発に当たって、動燃事業団は、関係加盟国の技術を活用すべきとの判断から、IAEAおよび世界各国との協力の下に取り組んでいる。

ここでは、動燃事業団における保障措置技術の開発の経緯・現状について紹介するとともに、施設者の立場から今後の保障措置技術開発の課題に

ついて記述する。

2.　各施設の保障措置の現状

動燃事業団の主な役割は、広範囲にわたるプルトニウム利用技術の研究開発である。このために、軽水炉燃料再処理技術、混合酸化物（MOX）燃料の転換・製造技術、高速増殖炉（FBR）・新型転換炉（ATR）技術、FBR再処理技術等の研究開発を行っている。また、ウラン濃縮、高レベル放射性廃棄物の処理・処分技術等の研究開発についても先進的な役割を担っている。これらの開発を通して、動燃事業団は多くの核物質（プルトニウム、ウラン）を取り扱っている。

我が国は世界で唯一の原爆被爆国として原子力の開発利用を平和利用に限ると原子力基本法に規定し、核物質利用を平和目的に限って行うことを厳格に守ってきている。この平和利用の担保として国際保障措置を受け入れている。我が国は、これを適正に受け入れることによって平和利用を国際的に認めてもらうことが可能となると認識している。

このような状況の下で、動燃事業団は早くから計量管理システムを確立するとともに、保障措置の分野で多くの経験を蓄積してきた。

2.1　ウラン濃縮施設

遠心分離法による人形峠ウラン濃縮パイロットプラントは昭和54年に、原型プラントは昭和63年に運転を開始したが、パイロットプラントが運転を開始した当時、遠心分離法によるウラン濃縮施設は、国際的にはトロイカ（イギリス、ドイツ、オランダ）がすでに運転中の施設を有し、アメリカが施設を建設中である他、オーストラリアも関心を示していた。この型のプラントは、化学的形態の変化を伴わないことから、適切な計量（重量、純度、濃縮度）によって高水準の計量管理が可能であり、保障措置の目的達成も容易であると判断されていた。

しかしながら、このウラン濃縮施設は機微な情報を有しており、特に遠心分離機のあるカスケード室に集中している。濃縮施設は、原理的には高濃縮ウランを生産し得るので、保障措置の目標を達成するための適切な技術的手法を見つけることが難しいことが明らかになった。これらの困難を解決するため、日本、アメリカ、トロイカ、オーストラリア、IAEAおよびユーラトムの6者が参加して、ヘキサパータイト保障措置プロジェクト(HSP)を昭和55年11月に発足させ検討を行った。

動燃事業団は、HSP会合に積極的に参加し、技術支援を行うとともに、実環境における各種技術の実証試験を実施し、HSPの検討に反映させた。2年余りの討議の結果、ウラン濃縮施設の査察活動は大きく以下の二つに分類された。

① 核物質が申告どおりに工程内を流れ、在庫が申告通りであることの検認に必要な活動。

② 核物質の生産が申告された濃縮度以下であることの検認に必要な活動。

後者は、主としてカスケード区域内への頻度限定無通告査察(Limited-Frequency Unannounced Access：LFUA）によって達成できるとされた。頻度限定無通告査察とはカスケード区域内への年間の立ち入り回数を限定した範囲内で、基本的には事前通告なしに立入り、検認を行うことを意味する。

カスケード区域内の査察は、カスケード配管等の目視検認、配管内ウランの濃縮度の検認あるいは封印の適用等であった。

これらの結論に基づき、ウラン濃縮施設の査察活動について、国、IAEAとの間で合意に達し、昭和60年9月、施設付属書（FA）が発効された。同時に、動燃事業団は、カスケード配管濃縮度モニター等のHSPの結論に基づく必要な技術開発を国の支援プログラムの下で実施し、その成果が査察の中で有効に活用されるに至っている。

2.2　再処理施設

再処理工場は、昭和52年9月にホット試験を開始し、同年11月、プルトニウムを生産した。本施設は核物質の有効利用を図る核燃料サイクルの中でも重要な施設であり、動燃事業団は、軽水炉の使用済燃料の再処理事業を行いつつ技術開発を進めている。

本施設は、当初、INFCIRC／66Rev.2（保障措置文書。IAEAにより公表された保障措置制度に係わる保障措置文書であり、1965年策定され1966年および1968年に内容が補充された）による保障措置下でIAEAの査察を受けていたが、昭和52年12月、核不拡散条約下における保障措置協定が発効され、INFCIRC／153（構成内容文書。IAEAにより公表された核不拡散条約に関連して、必要とされるIAEAと締約国との間の協定の構成および内容に係わる文書であり、1970年に作成された）体制の下での保障措置に移行した。

再処理工場はプルトニウムを大量に取り扱うため、保障措置上においても重要な施設であり、運転期間中は査察官が施設内に常駐し、交替勤務で

査察を行っている。

保障措置上の要件を満たすため、動燃事業団は計量槽の溶液量やプルトニウム濃度の測定技術および封じ込め・監視システム等の技術開発を、東海再処理工場改良保障措置技術研究（Tokai Advanced Safeguards Technology Exercise；以下TASTEXと表わす）や対IAEA保障措置技術開発支援計画（Japan Suport Program for Agency Safeguards；以下JASPASと表わす）で実施し、その成果は通常査察に活用されるとともに、日本原燃株式会社の六ケ所大型再処理施設に対する技術移転にも活かされている。

再処理工場から発生する高レベル放射性廃液をガラス固化するための試験施設；ガラス固化技術開発施設（TVF）が、平成7年1月より試験運転を開始した。

本施設は、再処理施設の一部として保障措置の対象下に置かれているが、この施設で生産されるガラス固化体に含まれる核物質は、国およびIAEAによって非破壊測定による検認を受け、IAEAの内規に定める濃度基準を満たしていることが確認され、かつ保障措置の対象外となっても、IAEAに所定の連絡がなされることを条件に、保障措置を終了している。

再処理工場のホット試験にあたり、昭和52年に日米原子力協力協定に基づく協議が持たれ、その結果、プルトニウムの核兵器への転用を防ぐため、プルトニウムを単体で転換せず、ウランを混ぜ合わせて転換する方式を用いることが取決められた。このため、動燃事業団はマイクロ波加熱直接脱硝法による混合転換技術を独自に開発した。プルトニウム転換技術開発施設のホット運転が昭和58年10月に始まり、プルトニウム燃料工場に燃料製造のための原料としてプルトニウム・ウラン混合酸化物粉末の供給を開始した。この施設は、再処理工場に隣接しているが、保障措置上は独立の施設として取り扱われている。また、国およびIAEAによる実在庫検認は、平成2年までは再処理工場と同時に実施していたが、再処理工場からの受入ラインを監視することにより、平成3年以降、再処理工場とは別の時期に実施できるようになった。

2.3 プルトニウム燃料工場

プルトニウム燃料第一開発室は昭和41年1月に運転を開始し、計量管理は当初より電算機導入によって実施されてきた。昭和63年10月、燃料製造を開始したプルトニウム燃料製造施設（第三開発室）は、高速増殖原型炉「もんじゅ」および高速実験炉「常陽」の燃料製造を行う施設であり、大型の施設で大量のプルトニウムを取り扱うことから、作業員の被ばくを極力抑える必要に迫られた。そのため、施設設備に大幅な遠隔自動化システムを導入した。したがって、施設者の核物質計量管理およびこれを検認する保障措置システムについては、自動化設備に合致したシステムが必要となった。このため、動燃事業団は工程内核物質の流れおよび在庫をリアルタイムで把握できる新型計量管理システム（Advanced Accountancy System；以下AASと表わす）を導入するとともに、アメリカエネルギー省（Department of Energy；以下DOEと表わす）との協力の下に、査察側の検認システムの開発に大きな努力を払った。原料貯蔵庫および集合体貯蔵庫には、センサー、CCTVカメラ等を用いた新型封じ込め／監視システムの開発、原料貯蔵容器、燃料集合体および燃料要素に含まれるプルトニウム量を測定するための非破壊測定装置の開発を行った。これらは、基本的には査察官非立会いモードで検認するものであって、国、IAEAの査察に採用され、査察人工削減等保障措置の効率化に大きく貢献するものとなった。

第三開発室の保障措置システムは、自動化された大型のバルク施設（バルク施設とは核物質が気体、液体または粉末の状態のようなばらの形で保持、処理または使用される原子力施設を指す。これに対して燃料集合体のような単位体に収容されており施設内ではその単位体が変化しない原子炉等の施設をアイテム施設という）における保障措置システムの在り方を示すものとして国際的にも高い評価を得ている。

平成6年5月、燃料製造工程のグローブボックス内の機器等にプルトニウムが付着（滞留）していることが、あたかもプルトニウムの所在不明が生じたかのようにマスコミで報じられた。この工程内滞留量は、在庫量の一部として計上され、国およびIAEAより工程内滞留量測定装置によって、確認されてきているものである。

しかしながら、適正な核物質管理の観点からは、工程内に滞留しているプルトニウム量は少ない方が望ましい。そこで、動燃事業団では平成6年6月に工程内滞留量低減化計画を策定し、定期的なクリーンアウト作業の強化、旧設備・機器の分解による回収、旧設備の解体による回収、工程内滞留の発生を抑制する工程機器の開発等により低減化を図るとともに、工程内滞留量を測定する非破

壊測定装置の改良を行い、その測定精度の向上を図った。

その結果、低減化計画は予定どおり終了し、10月末に行われた実在庫検認において国およびIAEAにより確認された。

2.4　原子炉施設

「常陽」、「もんじゅ」および「ふげん」は、プルトニウム燃料工場において製造された炉心燃料集合体を使用している。

「常陽」は、昭和52年4月に臨界に達した高速実験炉であり、①プルトニウムとウランの混合酸化物燃料を使用するために被ばく量が多くなること、②冷却材にナトリウムを使用しているため炉内燃料はナトリウム中に浸されており査察官が対象物に近づき目視検認することができないこと、③使用済燃料は缶詰缶に収納されること等から、直接検認することができない。そこで、炉内に入る新燃料および炉内から搬出する使用済燃料の流れを非破壊測定装置を用いて検認する方法が開発され、平成3年3月に据付を完了し、査察に適用されている。

「もんじゅ」は平成6年4月、初臨界を達成し、平成7年8月、初発電を行った。

「もんじゅ」の保障措置については、2年余り「日本-IAEA保障措置ワーキンググループ会合」においてIAEA保障措置の要件および日米原子力協力協定下の保障措置コンセプトを考慮して検討を進め、平成3年7月、IAEAとの間で保障措置手法について合意し、同年10月、新日米原子力協力協定上の手続きが終了した。

「もんじゅ」は、高速増殖炉であり、「常陽」と同様にアメリカDOEとIAEAとの技術協力の下、保障措置機器として燃料フロー放射線モニターを応用したゲートモニタを導入する等、「常陽」での実績を反映し、「常陽」と同様の保障措置が適用されている。

動燃事業団はこれらの経験を生かし、国の旧ソ連非核化支援の一環である、カザフスタンＢＮ－350炉へのフローモニタ設置に協力する等、核不拡散の分野で幅広い活動を行っている。

「ふげん」は、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料を使用した重水減速沸騰軽水冷却型炉で、昭和53年3月、臨界に達した。「ふげん」は圧力管型原子炉のため構造上、炉内燃料の検認ができない。このため、高速炉と同様に燃料フロー放射線モニタをアメリカDOEとの技術協力の下に開発し、平成7年11月、燃料移送プールと燃料交換プール間のトランスファーシュート部に設置した。

3.　保障措置技術開発の概要

動燃事業団は、TASTEX、JASPASプロジェクトやPNC／DOE協定、PNC／EU間の核不拡散技術協力等により、保障措置の技術開発に力を注いできた。その成果はＩＡＥＡおよび国に提供され、実際の査察に使用されている。こうした動燃事業団の技術開発は国際的にも高い評価を受け、平成2年7月、アメリカで開催された核物質管理学会年次大会において学会賞を受賞した。以下に技術開発の概要について記載する。

3.1　TASTEX

再処理工場の運転開始に当たって、日米再処理交渉の際に生まれたのがTASTEXで、これは日本、IAEA、アメリカ、フランスの協力によって再処理工場における保障措置技術の開発を行うもので、昭和53年2月、13の研究項目で発足した。開発項目は、現行保障措置をより効果的なものにすることを目的とし、核原料物質および特殊核分裂性物質が転用されることなく各工程を経ているか、工程の途中で散逸がないか、製品は確実に貯蔵されているかを技術的手段等により把握するものであり、①貯蔵区域監視機器の開発、②保障措置用測定機器の開発等が主な対象となった。

昭和56年5月、3年半にわたる研究と再処理施設での実証試験を行い、所要の成果が達成されたとの結論が得られ、TASTEXは終了した。そのうち、引き続き開発すべきものについてはJASPASのプロジェクトに組み入れ、積極的にIAEAを支援している。

3.2　JASPAS

日本は保障措置技術開発の推進に力を入れる一方、その成果の活用に関し、IAEAが効果的、効率的に査察を実施できるよう積極的に協力していくことによって日本の保障措置体制の信頼性を確保していくべきであるとの認識に至った。このため、日本は昭和56年、JASPASを発足させた。

JASPASは、「保障措置システム設計と保障措置アプローチ」、「測定方法と技術」、「封じ込め・監視技術」、「保障措置データ収集、処理および評価」、「訓練およびコストフリー専門家派遣」というように広い分野にわたる技術開発を含んでおり、毎年、日本とIAEAとの間で開かれるJASPAS合同委員会において、現状プロジェクトの検討、新しいプロジェクトの提案等が行われて

表1　動燃事業団の対IAEA保障措置支援計画（JASPASプロジェクト）

（1996年12月現在）

分類	プロジェクト名	実施施設	実施期間
JA 保障措置システム設計と保障措置アプローチ	JA-2 人形峠ウラン濃縮工場における保障措置実証試験	ウラン濃縮工場	1982年
	JA-3 プルトニウム製品区域におけるモニタリングシステムの開発	再処理工場	1982年～1987年
	JA-5 再処理工場におけるNRTAフィールドテスト	再処理工場	1985年～1990年
	JA-6 エキスパートによる施設側プロセスモニタリングシステムのオーセンティケーション（概念の開発）	再処理工場	1994年～
JB 保障措置データ収集，処理，評価	JB-1 迅速保障措置データ収集および評価手続きの開発のフィールドテスト	再処理工場	1982年～1993年
	JB-2 保障措置評価のための同位体相関技術の開発	再処理工場	1982年～1990年
	JB-3 使用済燃料受け入れ区域におけるリアルタイムアイテムカウンティングシステム	再処理工場	1983年～1992年
JC 測定方法と技術	JC-1 エレクトロマノメーターシステム	再処理工場	1981年～1982年
	JC-2 Kエッジ法によるプルトニウム濃度測定システム	再処理工場	1981年～1982年
	JC-3 高分解能γ線スペクトロメータによるプルトニウム同位体分析システム	再処理工場	1981年～1989年
	JC-4 レジンビート法による試料収去および分析技術の開発	再処理工場	1982年～1993年
	JC-5 「常陽」の使用済燃料体の超音波検認手法の開発	常陽	1984年～1990年
	JC-6 配管中のガス状UF6の濃縮度測定	ウラン濃縮工場	1984年～（一部ルーチンユース）
	JC-7 保障措置収去試料の重量サンプリングシステムの開発	再処理工場	1985年～1991年
	JC-8 インライン濃縮度モニターの開発	ウラン濃縮工場	1985年～1993年
	JC-9 非破壊分析によるサンプルボトル内ウラン濃縮度測定装置の開発	ウラン濃縮工場	1986年～1993年
	JC-10 遠心法ウラン濃縮施設における回収ウラン供給時の測定手法に関する調査	ウラン濃縮工場	1986年～1995年
	JC-11 非破壊入量計量分析装置の開発	再処理工場	1989年～
	JC-13 液体廃棄物中のプルトニウム分析	再処理工場	1994年～
JD 封じ込め・監視技術	JD-1 電子シールおよび遠隔モニタリングシステムの開発	常陽	1981年～1990年
	JD-2 使用済燃料受入区域における監視システム	再処理工場	1981年～1982年
	JD-5 熱収縮性フィルムシール	保障措置室	1981年～1992年
	JD-6 ELMO 8mmサーベイランスカメラの開発	保障措置室	1982年～1984年
	JD-8 燃料移動ボンドRO-108におけるCCTVを用いた監視システム	再処理工場	1983年～1992年
	JD-9 自動運転Pu貯蔵庫用総合C/Sシステム	Pu燃料工場	1983年～1987年（JD-12に引継）
	JD-12 新MOX施設での遠隔監視システム	Pu燃料工場	1985年～1992年
	JD-15 もんじゅ使用済燃料プールにおけるゲートモニターの開発	もんじゅ	1989年～
JE-2 コストフリー専門家	JE-2 コストフリーエキスパート（質量分析）	保障措置室	1984年～1994年
JE-14 コストフリー専門家	JE-14 コストフリーエキスパート（質量分析）	保障措置室	1994年～ JE-2を新規タスク（JE-14）として引き継ぐ
JE-15 コストフリー専門家	JE-15 コストフリーエキスパート（NRTA）	保障措置室	1996年～

▒終了しているプロジェクト　▒ルーチンユースへ移行したプロジェクト　□継続中のプロジェクト

いる。平成８年現在、日本全体としてのプロジェクト数はすでに終了したものも含め54件あるが、そのうち実施機関の一つである動燃事業団は、30プロジェクトを担当し、すでに23件のプロジェクトが終了している。

例えば、ウラン濃縮施設では、カスケードのヘッダー配管内ウラン濃縮度モニターが、再処理施設においては、「エレクトロマノメーターシステム」、「Kエッジ法によるプルトニウム濃度測定システム」、「高分解能γ線スペクトロメータによる同位体分析システム」等が開発され、通常査察に適用されている。また、この支援計画の中には専門家をIAEAに長期派遣する分野もあり、動燃事業団は質量分析のテーマで延べ９名派遣している。詳細は表１に示す。

3.3　PNC/DOE核不拡散・保障措置技術開発協力

動燃事業団は昭和63年１月、より効果的かつ効率的な保障措置技術を開発するため、アメリカDOEと協定を締結し、その傘下のロスアラモス国立研究所やサンディア国立研究所等との間で保障措置技術の共同開発に着手した。ちょうど、動燃事業団が新しいMOX燃料施設であるプルトニウム燃料製造施設を建設した時期であった。プルトニウム燃料製造施設は、5t／年のプルトニウム燃料の製造能力を有する大型施設である。従来の施設と比べ、多量の核物質を扱うことになり、製造に従事する作業員の被ばくを極力抑えるため、施設の設備に大幅な遠隔自動化機器を導入した。当時どのような保障措置を適用できるのかについては多くの議論を呼んだところであり、PNC／DOE間の協力協定締結は時期に適ったものであった。

協力分野としては以下のものがある。

①　遠隔制御非破壊測定技術の開発
②　封じ込め／監視システムの真正性評価技術
③　近実時間計量管理（ＮＲＴＡ）技術*
④　ＭＯＸ利用炉における流れの検認技術
⑤　再処理における非破壊測定技術
⑥　廃棄物測定技術
⑦　遠隔監視システム
⑧　透明性の研究等

なお、平成５年、旧協定に核不拡散分野での研究開発を加えて新協定を締結し、現在に至っている。

プルトニウム燃料加工施設、再処理施設、原子炉施設等を対象にこれまで21のプロジェクトを実施した。

さらに、現在、継続実施中のものが８プロジェクト、平成８年度に新たに開始したものが６プロジェクトある。

これらの技術開発協力を円滑に進めるために、常設調整グループ（Permanent Coordinating Group ＜PCG＞）を設置し、年１回、会合を開催している。昭和63年６月、第１回会合をアメリカワシントンにおいて開催して以来、現在まで９回のPCG会合が持たれている。

開発成果としては、遠隔制御非破壊測定システム（Remote Controled NDA System）、改良型封じ込め・監視システム（Advanced C/S System）がある。これらは、IAEAの検認要件を満たす機器としてその有効性が評価されている。本システムは、今後、自動化された大型の施設の保障措置システムのあり方を示唆するものである。

また、「常陽」、「もんじゅ」は前述のように炉内燃料を直接検認することはできない構造であることが、保障措置上、軽水型原子炉とは異なる。このため、炉内への装荷および炉外への取り出しを監視カメラと燃料フロー放射線モニターを用いて、いわゆる、二重封じ込め・監視（Dual C/S）で監視することが検認要件としてIAEAから要求された。そのため、監視カメラと燃料フロー放射線モニターを組み合わせた監視システムを構築し、現在、査察機器として用いられている。同様に「ふげん」においても、前述のように炉内燃料の検認ができず、燃料フロー放射線モニターを設置し、燃料の出し入れを監視している。

また、平成５年からは保障措置に加えて広く核不拡散分野での技術協力が行われており、「常陽」を用いた遠隔監視技術の実証試験や透明性の概念研究を進めている。詳細は表２に示す。

3.4　PNC／EU間の核不拡散技術協力

核不拡散、国際保障措置の分野において、原子力の平和利用について長い経験をもつＥＵとの間で技術協力の場を持つことは有意義であるとの認識に立ち、平成３年12月より以下の課題について、個別テーマの委託研究等により協力を進めている。

①　核物質の測定と計量管理技術
②　封じ込め・監視技術
③　放射性廃棄物の処理工程および処理手法における保障措置技術
④　その他

※工程を停止することなく運転中のままで工程内在庫を確定し、それに基づいて物質収支をとり、得られた時系列物質収支データを逐次確率比検定等の統計解析法を用いて評価・検討する技術。

表2　PNC/DOE協力による保障措置技術開発のプロジェクト

（1996年12月現在）

分　類	プロジェクト名	実施機関	現　状
遠隔非破壊測定（NDA）技術	1. FBR燃料集合体のための遠隔制御NDAシステム（キャプセルカウンター）（SMA# 1）	PFPF、LANL	1988年据付 1989年実用化
	2. MOXキャニスターのための遠隔制御NDAシステム（キャニスターカウンター）（SMA# 1）	PFPF、LANL	1988年据付 1988年実用化
	3. FBR燃料ピンのための遠隔制御NDAシステム（ピントレイカウンター）（SMA# 1）	PFPF、LANL	1988年据付 1989年実用化
	4. MOXトランスファーコンテナのための遠隔制御NDAシステム（MAGBカウンター）（SMA# 1）	PFPF、LANL	1989年据付 1989年実用化
	5. MOX加工装置内の残留プルトニウムのための遠隔制御NDAシステム（ホールドアップ測定装置）（SMA# 1）	PFPF、LANL	1990年据付 1991年実用化
	6. 大容量廃棄物中に含まれる少量の核物質のための遠隔制御NDAシステム（廃棄物測定システム）（SMA# 1）	PFPF、LANL	1991年据付 1995年実用化
	7. 自動MOX施設の原料詰替区域における遠隔制御非破壊測定技術（海外POX用測定装置）（SMA# 5）	PFPF、LANL	1992年据付 1993年実用化
	8. Pu転換技術開発施設の工程区域における遠隔制御非破壊測定技術（SMA# 7）	PCDF、LANL	1991年据付 1991年実用化
	9. MOX施設の改良型遠隔制御非破壊測定技術開発（AS# 15）	PFPF、LANL	1994年より実施
	10. ホールドアップスクラップおよび廃棄物用改良非破壊測定技術等の開発（AS# 17）	PFPF、LANL	1995年より実施
	11. ホールドアップ用改良型非破壊測定（NDA）技術の開発（AS# 22）	PFPF、LANL	1996年据付 1996年実用化
	12. プルトニウム貯蔵庫用非破壊測定システム（PCAS）の製作（AS# 24）	PFPF、LANL	1996年より実施
	13. ガラス固化体に対するNDA技術の開発（AS# 19）	TRP、LANL	1995年より実施
封じ込め/監視システムの真証性評価技術	1. 原料貯蔵庫の新型封じ込め/監視システム用真証性システム（SMA# 1）	PFPF、SNL	1988年終了
	2. 製品貯蔵庫の新型封じ込め/監視システム用真証性システム（SMA# 1）	PFPF、SNL	1989年終了
	3. MAGBカウンターにおけるID検認方法の開発（SMA# 1）	PFPF、SNL	1990年据付 1990年実用化
	4. 自動MOX施設の原料詰替区域における保障措置真証性技術（海外POX用ID検認方法の開発）（SMA# 6）	PFPF、SNL	1992年据付 1993年実用化
	5. 新型封じ込め/監視システム用VMDを利用した真証性システム（SMA# 14）	PFPF、LANL、SNL	1993年度で中止
	6. ATRライン燃料要素保管用封じ込め・監視（C/S）システムの基本設計（AS# 16）	PFPF、LANL、SNL	1995年実施
NRTA技術	1. Pu燃料第三開発室における近実時間核物質計量管理開発技術（NRTAシミュレーション）（SMA# 2）	PFPF、LANL	1992年終了
MOX利用炉における流れの検認技術開発	1. 「常陽」キャスクカーおよび燃料出入機の放射線モニターの開発（ソフトウェアーの開発）（SMA# 9）	常陽、LANL	1991年据付 1993年実用化
	2. 「もんじゅ」燃料出入機放射線モニターの開発（ソフトウェアーの開発）（SMA# 10）	もんじゅ、LANL	1993年据付 1993年実用化
	3. 「ふげん」ゲートモニターの開発（AS# 18）	ふげん、LANL	1995年据付 1996年実用化
MOX施設ATRライン保障措置技術概念設計	1. MOX施設ATRラインに関する保障措置技術の概念設計（SMA# 11）	PFPF、LANL、SNL	1992年より実施 1993年終了
	2. MOX施設ATRラインの富化度測定技術開発（SMA# 13）	PFPF、LANL	1993年より実施 1994年終了
再処理における保障措置技術の合理化	1. ルテチウムトレーサー法の計量管理への適用性研究（SMA# 3）	TRP、ORNL	1989年より実施
	2. レジンビードのガンマ線測定による入量計量槽のプルトニウム迅速分析法（SMA# 12，旧SMA# 4）	TRP、LANL	1989年より実施 1995年実用化
	3. パッシブK-edge法によるPu濃度簡易測定法の開発（SMA# 8）	TRP、LANL	1991年より実施 1994年実用化
	4. MOX燃料等におけるγ線計測法プルトニウム同位体比測定技術の開発（AS# 23）	TRP、LANL	1996年より実施
準備中のもの	1. 統合保障措置システムの開発（AS# 25）	PFPF、LANL	1996年より実施
	2. ハルモニタの開発（AS# 26）	TRP、LANL	1996年より実施
	3. 低レベル固体廃棄物のNDA技術開発（AS# 27）	TRP、LANL	1996年より実施
	4. 高速炉燃料再処理施設の保障措置システムの概念設計（AS# 28）	TSO、LANL	1997年より実施
	5. プルトニウム取扱施設等における無通告査察概念設計（AS# 29）	SGO、BNL	1997年より実施
	6. 容器ID情報遠隔監視システムの開発（AS# 30）	PFPF、SNL	1997年より実施

▒終了しているプロジェクト　▒ルーチンユースへ移行したプロジェクト　□継続中のプロジェクト

［実施機関］

PFPF：プルトニウム燃料製造施設　　TSO　：東海・保障措置室　　SNL　：サンディア国立研究所
PCDF：プルトニウム転換技術開発施設　　SGO　：本社・保障措置室　　ORNL：オークリッジ国立研究所
TRP　：東海再処理工場　　LANL：ロスアラモス国立研究所　　BNL　：ブルックヘブン国立研究所

本技術協力の下、平成５年から７年にかけて超音波を利用した封じ込め装置の一種である輸送容器封印用の超音波シールの開発が実施された。

4.　各施設の保障措置技術開発の現状

4.1　ウラン濃縮施設

核物質の生産が、申告された濃縮度以下で行われていることを検認するための濃縮度検認技術として、

①　UF_6シリンダーにおけるウランの濃縮度に対する検認技術、

②　ウラン濃縮プラントのカスケード配管内UF_6ガスの^{235}U濃縮度を非破壊で測定する検認技術等

がJASPASによって開発された。検認の方法、原理を表３に示す。

4.2　再処理施設

再処理工場の物質収支区域は使用済燃料受入貯蔵区域、主工程区域（化学処理工程、分析所、試薬調整区域等）および貯蔵区域（プルトニウム製品、ウラン貯蔵区域）の三つに大別されている。

本施設におけるプルトニウムの受け入れ量は入量計量槽で確認し、払出し量は出量計量槽で確認する。

そのため、本施設では、この入量計量槽および出量計量槽からサンプルを採取して、プルトニウム濃度を分析することにより可能な限り高精度でプルトニウム量を確定している。

一方、査察側においては、迅速かつ高精度なプルトニウム検認技術が必要であり、表４に示した原理を用いた以下の同位体希釈γ線測定技術、K吸収端プルトニウム濃度計等の開発が行われてきた。

従来の同位体希釈質量分析法による測定では、サンプルが調製されてから結果を得るまで、時間がかかっていたため、施設において迅速で高精度に、かつ、質量分析法と平行してサンプルへの化学操作や希釈等の前処理操作をすることなく、標準試料との相対測定によって非破壊で測定の可能

表３　ウラン濃縮施設における検認技術について

検認技術	方法・原理
UF_6シリンダーにおけるウランの濃縮度に対する検認技術	^{235}Uから放出される186keVのγ線を，高分解能ゲルマニウム検出器により測定することにより求める。
ウラン濃縮プラントのプロセス配管内のUF_6ガスの^{235}U濃縮度検認技術	同上

表４　再処理工場における検認技術について

検認技術	方法	原理
同位体希釈γ線測定技術によるプルトニウム検認技術	入量計量に関するプルトニウム濃度を非破壊で測定する技術であり，高分解能γ線スペクトロメトリーを用いて使用済燃料溶解液（硝酸プルトニウム溶液）中のプルトニウムの含有量および同位体比を測定する。	溶解液試料にトレーサー（^{239}Pu）を加えたスパイク試料とトレーサーを含まない非スパイク試料のそれぞれの同位体比を高分解能γ線スペクトロメトリーを用いて測定し，スパイク試料と非スパイク試料の同位体比の変化からプルトニウムの含有量を求める。また，プルトニウムの同位体組成は，非スパイク試料のγ線を計測することにより求める。
K吸収端プルトニウム濃度計によるプルトニウム検認技術	出量計量に関するプルトニウム濃度を非破壊で測定する方法である。 K吸収端のいずれかの側のエネルギーで溶液中を透過するγ線をGe検出器で検出することにより，分離された製品溶液のプルトニウム濃度を求めるものである。	プルトニウムにγ線を照射すると，その一部が吸収された後透過する。このγ線はエネルギーが高くなるにつれ吸収が徐々に減少するがプルトニウムのK軌道の電子が121.8KeVに吸収位置があることから，この値以上のエネルギーになると上記の吸収に加え，K軌道の電子による吸収が加わる。そのため入射γ線のエネルギーに対する質量吸収係数はこの位置で急激に変化する。この変化点をK吸収端と呼ぶ。 透過線源として，それぞれ121.1KeVおよび122.1KeVのγ線エネルギーをもつ同位体^{75}Seおよび^{57}Coを用いている。 透過γ線の強度は，質量吸収係数と密度（溶液試料では濃度に相当）および試料セルの厚さにより求められることから，プルトニウム溶液の場合，プルトニウム濃度は^{75}Seおよび^{57}Coの試料に対する透過率から計算することができる。
ガラス固化体中の核物質量検認技術	再処理工場において発生した高レベル放射性廃液（HLLW）は，TVFにおいて，ガラス固化されキャニスターに充填される。 ^{3}Heの中性子検出器を用いたパッシブ中性子同時計数法の非破壊測定器により，ガラス固化体中のプルトニウム量を測定する。	中性子同時計数法では，核物質から出てくる自発核分裂により放出される中性子を測定して，核物質量を求めるのが一般的方法である。しかし，ガラス固化体の場合，廃液に含まれる^{244}Cmにより大半の自発核分裂性中性子が放出されるため，^{244}Cmの量を測定することになる。そこで，HLLWをTVFに受け入れる時にサンプリングおよび分析を実施し，Pu/^{244}Cm比を求め，これによりPu量を求めるものである。
ハルモニターの開発	使用済燃料は，せん断後溶解槽において溶解される。溶解後のハルは，水の入っているハル缶に収納され，貯蔵庫に保管される。 ハルに微量含まれるプルトニウムを，^{3}Heの中性子検出器を用いたパッシブ中性子同時計数法の非破壊測定器により測定する。	上記と同様に，中性子同時計数法によるPu/^{244}Cm比から，Pu量を求める。この場合のPu/^{244}Cm比は入量計量槽で測定した値を用いる。

表5　貯蔵庫用新型封じ込め・監視システム構成機器の機能

項　目	内　容
センサー	ドア，台車等の位置センサー
CCTVカメラ	TVカメラ センサーに連動し作動開始
クレーンモニター	クレーンの位置センサー

な以下の開発を実施した。

(1)　同位体希釈γ線測定技術

同位体希釈γ線測定技術は、入量計量に関するプルトニウム濃度を測定する技術である。

本同位体希釈γ線測定技術（Isotope Dilution Gamma Spectrometry, IDGS）は、高分解能γ線スペクトロメトリーを用いて使用済核燃料溶解液（硝酸プルトニウム溶液）中のプルトニウムの含有量および同位体比を測定する方法である。

(2)　K吸収端プルトニウム濃度計

K吸収端プルトニウム濃度計（K-エッジデンシトメータ）は、出量計量に関するプルトニウム濃度を測定する装置である。

本K吸収端プルトニウム濃度計は、プルトニウムのK吸収端のエネルギーで溶液中を透過するγ線をGe検出器で検出することにより、製品溶液中のプルトニウム濃度を求める方法である。

なお、現在、再処理施設では、ハルに微量含まれるプルトニウムを非破壊測定するハルモニターおよびガラス固化体に対する保障措置を終了するために必要となるガラス固化体中の核物質量検認技術の開発等を進めている。また、プルトニウムに対する適時性を確保するためにNRTAの適用を図っている。

4.3　プルトニウム燃料工場

現在、我が国で唯一のプルトニウム燃料工場内には、プルトニウム燃料施設（第一開発室、第二開発室）とプルトニウム燃料製造施設（第三開発室）がある。その中で、特にプルトニウム燃料製造施設は前述のように大型の施設であり、プルトニウムを多量に使用することから、作業員の被ばくを極力抑えるため、施設設備に大幅な遠隔自動化システムを導入している。また、施設者の核物質計量管理およびこれを検認する保障措置システムについても自動化設備に合致した高度な技術を駆使した新型のシステムが採用されている。

これらのシステムは、動燃事業団が独自に、または共同研究で開発したもので、プルトニウム燃料製造施設に設置後、国およびＩＡＥＡによって査察時に共同使用されている。

本施設の核物質取扱いエリアは、原料貯蔵庫、工程区域（ペレットおよび燃料ピン製造）および集合体貯蔵庫の三つに大別される。

保障措置システムは、施設全体の核物質管理を行う新型計量管理システム、原料および集合体貯蔵庫用の新型封じ込め・監視システム、原料および集合体貯蔵庫と工程区域に対する遠隔制御非破壊測定システム、施設側計量管理データを評価解析する査察用計量検認システムで構成されている。以下に各システムの機能を説明する。

(1)　新型計量管理システム

本システムは、中央管理計算機、工程管理計算機および機器制御装置から構成されている。

これらの計算機は、すべてオンラインで結ばれ、各工程区域からの核物質の移動に関する多くの情報を収集し、臨界管理および計量管理のために施設内の在庫量をリアルタイムで把握するとともに、査察時におけるデータを提供するシステムである。

(2)　新型封じ込め・監視システム

①　原料貯蔵庫用新型封じ込め・監視システム

本システムは、表5に示した機能をもつセンサー類、ＣＣＴＶカメラ、クレーンモニターおよびγ線検知器等で構成されており、貯蔵庫内での原料キャニスターの移動を監視記録するものである。

②　集合体貯蔵庫用新型封じ込め・監視システム

本システムは、高速画像処理技術を用い、クレーンと集合体カプセルの色を抽出することによってリアルタイムに集合体の移動を検出するシステムである。このシステムは、貯蔵庫の在庫マップを作成するだけでなく、貯蔵庫内外の必要とされるすべての動きが画像として記録される。

(3)　遠隔制御非破壊測定システム

本システムは、ＰＮＣ／ＤＯＥ協力協定の下で共同開発されたものであり、中性子同時計数法（プルトニウム同位体の同時性の自発核分裂によって生ずる中性子と、α崩壊によって放出するα粒子と試料中の酸素との（α、ｎ）反応から放出される中性子“バックグランド”とを区別しうる計数法）によって中性子線量を測定し、プルトニウム含有量を検認するものであり、以下に示すように、貯蔵庫に、プルトニウム貯蔵庫用非破壊測定システム；キャニスターカウンター（Plutonium Canister Assay System；以下PCASと表わす）とFBR燃料集合体用遠隔制御非破壊測定システム；集合体測定用キャプセルカウンター（Fuel

Assembly/Capsule Assay System；以下FAASと表わす）が、製造工程にはＦＢＲ燃料ピン用遠隔制御非破壊測定システム；ピントレイカウンター（Fuel Pin Assay System；以下FPASと表わす）、工程内核物質測定用非破壊測定システム（Material Accounting Glove Box；以下MAGBと表わす）および工程内滞留量測定用非破壊測定システム；ホールドアップカウンター（Glove Box Assay System；以下GBASと表わす）が設置されている。これらの測定方法および原理を表６に示す。

①　PCAS

PCASは、PuO_2およびMOX原料貯蔵容器(キャニスター）中のプルトニウム含有量を定量的に測定するために開発されたものである。このシステムは、写真１に示すように原料貯蔵庫の出入口に設置してあるキャニスター自動搬送設備に円筒状に組み込まれ使用されている。

②　FAAS

FAASは、写真１に示すように集合体貯蔵庫の出入口に円筒状の検出器を設置したものである。このシステムは、貯蔵庫へ搬入される燃料集合体中のプルトニウム含有量を定量的に測定するために開発されたものである。

③　MAGB

MAGBは、写真１に示すようにペレット製造工程の核物質計量用グローブボックスの外側に据付けられた二つのスラブタイプの検出器によって、搬送容器（中間保管容器）中のプルトニウム含有量を測定するものである。搬送容器には、粉末またはペレットが収納されており、各中間保管庫から計量用グローブボックスへと自動的に搬送し測定される。

主に、MAGB-１では原料粉末、MAGB-２では混合調整粉末および回収粉末、MAGB-３では焼結ペレットについて測定する。

④　FPAS

FPASは、写真１に示すように燃料ピン（燃料要素）トレイ用搬送コンベアの上に設置して、燃料ピントレイ上の燃料ピン中のプルトニウム含有量を測定するシステムである。

このシステムは、「もんじゅ」および「常陽」の燃料ピンの測定が可能である。

⑤　GBAS

GBASは、工程グローブボックス内の残留プルトニウム含有量を測定するものである。写真１に示すように大型の二つのスラブタイプの検出器を特殊な設計を施したリフターに取り付け、グローブボックスの全面を測定してプルトニウム量を求めるシステムである。

主に、GBAS-１では原料工程、GBAS-２では粉末工程およびGBAS-３ではペレット検査工程に適用されている。

また、このGBASを改良し、隣接するグローブボックスからの中性子の寄与の低減（バックグランドの影響低減）や検出効率の向上等を図った改

表６　プルトニウム燃料工場における検認技術について

検　認　技　術	方　　法	原　　理
PCAS (Plutonium Canister Assay System)	原料貯蔵庫の出入口に設置してあるキャニスター自動搬送設備に組み込まれて，PuO_2およびMOX原料貯蔵庫容器（キャニスター）中のプルトニウム含有量を測定	中性子同時計数率の測定
FAAS (Fuel Assembly/Capsule Assay System)	集合体貯蔵庫の出入口に設置され，貯蔵庫へ搬入される燃料集合体中のプルトニウム含有量を測定	〃
MAGB (Material Accounting Glove Box)	ペレット製造工程の核物質計量用グローブボックスの外側に据え付けられた検出器によって，搬送容器中のプルトニウム含有量を測定	〃
FPAS (Fuel Pin Assay System)	燃料ピントレイ用搬送コンベアの上に設置し，燃料ピントレイ上の燃料ピン中のプルトニウム含有量を測定	〃
GBAS (Glove Box Assay System)	スラブタイプの検出器によりグローブボックスの全面を測定して工程グローブボックス内の滞留プルトニウム含有量を測定	〃
Super GBAS (Super Glove Box Assay System)	改良型スラブタイプの検出器によりバックグランドの影響を少なくした状態でグローブボックスの全面を測定して工程グローブボックス内の滞留プルトニウム含有量を測定	〃
WDAS (Waste Drum Assay System)	^{252}Cf線源を付加する方法によりドラム缶の内容物（マトリックス）の違いによる測定への影響を評価・補正する方法により，200リットルドラム缶またはCube型コンテナ内のプルトニウム含有量を測定	〃

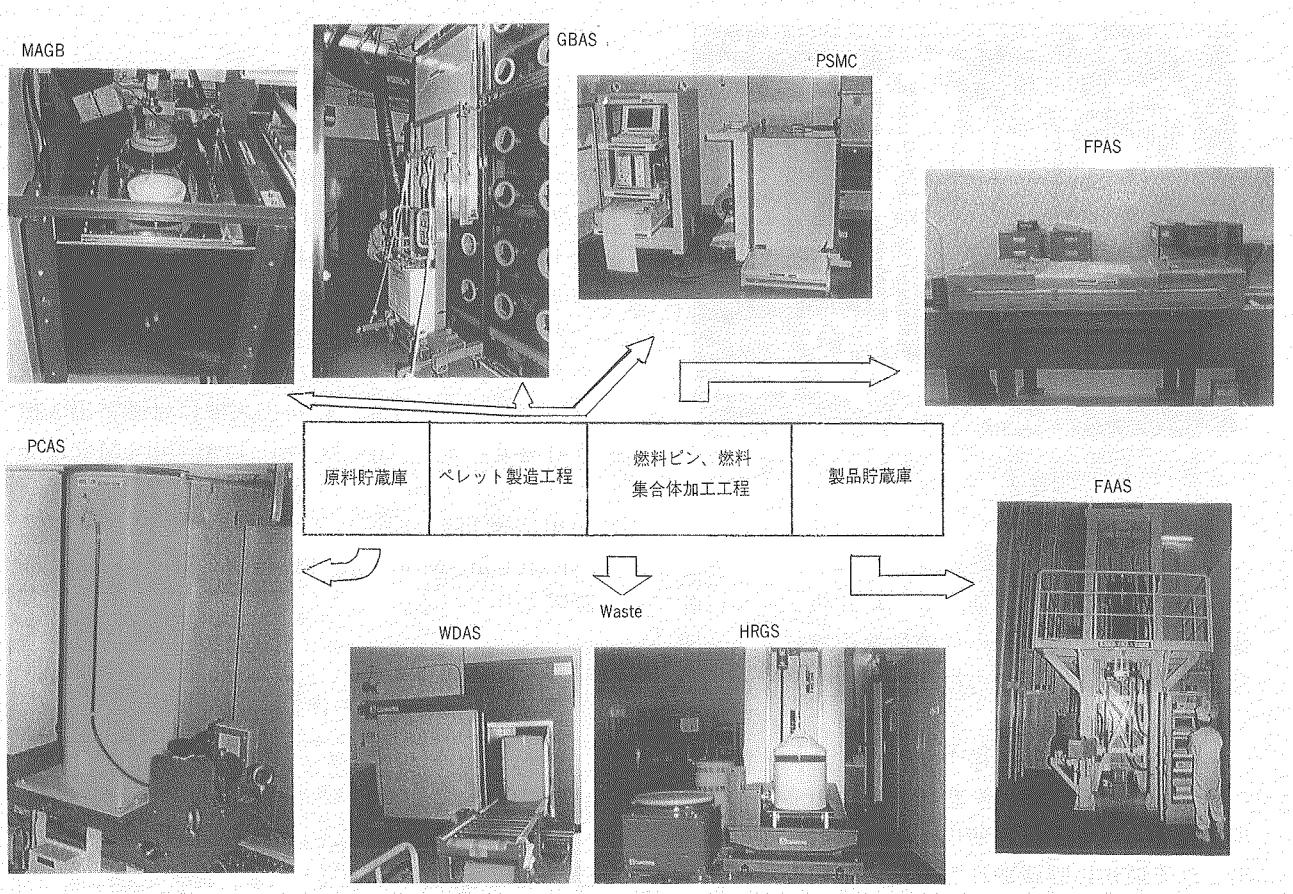


写真１　プルトニウム燃料製造施設の遠隔制御非破壊測定システム

良型非破壊測定装置(Super GBAS；S-GBAS)の開発も実施した（写真２）。

(4)　新型計量検認システム

工程区域の核物質は、バルク状態であるため新型封じ込め・監視システムのようなシステムは使用できない。そのため、核物質情報の連続性を維持しモニターするために、NRTAが導入されているが、現在改良中である。

(5)　プルトニウム燃料工場におけるその他の保障措置システム

プルトニウム燃料工場では、ドラム缶廃棄物中の微量なプルトニウム量を測定するために写真１に示すようなドラム缶廃棄物非破壊測定装置（Waste Drum Assay System；以下WDASと表わす)を開発した。測定原理は、前述のPCAS、ＧＢＡＳ等と同様である。

また、上記の共同研究による保障措置システムの他に、IAEAの検認用保障措置機器として、INVS (Inventory Sample Assay System) とＨＲＧＳ（High Resolution Gamma Spectrometry System）が設置されている。

INVSは、サンプル母体中のプルトニウム含有率を確認するために、少量サンプル中のプルトニウム含有量を高レベル中性子同時計数法により中性子線量を測定し、求めるものである。

一方、HRGSは、写真１に示すような装置であり、サンプル母体中のプルトニウム同位体比を確認するために、少量サンプル中のプルトニウム同位体比をγ線の測定より求めるためのものである。

4.4　原子炉

原子炉において、核物質は燃料集合体すなわち単位体で取り扱われているが、施設者はこの在庫変動についてはその都度、実在庫量については年１回、国、IAEAへ報告している。

(1)　高速増殖炉

「常陽」は、ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料を使用しており、動燃事業団の施設の中でプルトニウム燃料工場、再処理施設の次に多くのプルトニウムを保有している。

「常陽」における保障措置上の課題であった炉内

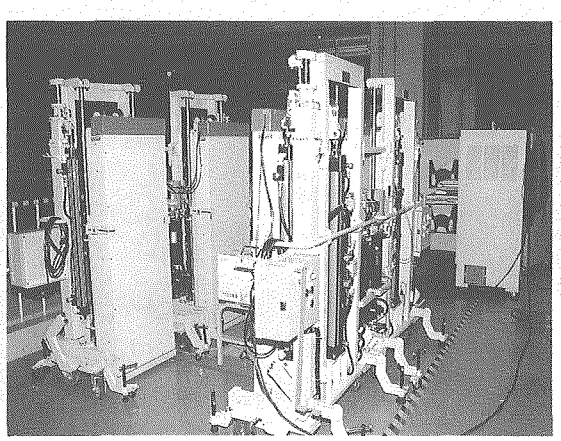


写真２　Super GBAS

在庫中の燃料ならびに使用済燃料貯蔵プールに貯蔵中の使用済燃料についての最適な検認方法を開発した。なお、本施設の核物質収支区域は、一つである。

また、燃料の移動等により、封じ込め・監視システムが途切れた場合を想定し、使用済燃料プールにおける査察では、使用済燃料が炉内から取り出されて最初に貯蔵される使用済燃料第１プールにはチェレンコフ光観察装置が使用され、使用済燃料が第１プールで約１年間冷却された後に貯蔵される第２プールでは放射線測定による方法（Gamma Ray And Neutron Detector-electronics Package；GRAND-１）が採用されている。

炉内燃料に関しては、当初査察評価基準により、適時性の観点から年１回在庫量を直接検認する必要があったが、前述の理由により不可能であった。しかし、その後、査察評価基準の見直しにより炉内への装荷および炉外への取り出しが検認できればよいこととなった。

このため日本-IAEA 間で燃料の移動を検認する方法を検討し、放射線測定による検認装置をPNC／DOE 共同研究の下に開発した。

この検認方法を、「常陽」炉内燃料検認システム（燃料フロー放射線モニターと監視カメラにより非立会いモードで常時監視するシステム）と呼び、前述のように国の旧ソ連非核化支援の一環として、カザフスタンの高速増殖炉原型炉「BN-350」へ設置される等、核不拡散の分野でも活かされている。

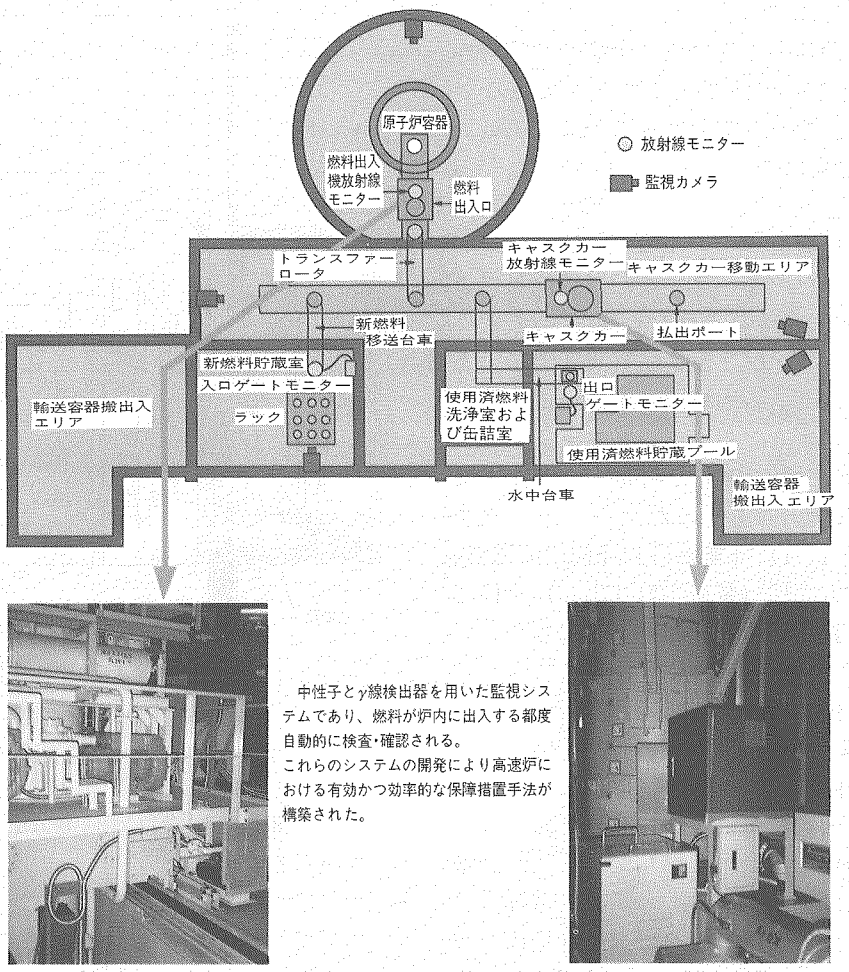
以下に、本システムについて述べる。なお、「もんじゅ」についても同様のシステムを採用している。原子炉における検認の方法および原理を表７に示す。

1)　炉内燃料検認システム

炉内燃料搬出入経路を8mm ビデオを応用した監視カメラで監視するとともに、放射線モニターシステムによって、その区域の封じ込め・監視がなされる。本システムは４台の検認機器からなり、図１に示すように、新燃料貯蔵室には入口ゲートモニター（Entrance Gate Monitor；以下 ENGM と表わす）を、キャスクカーにはキャスクカーモニター（Cask Car Radiation Monitor；以下 CCRM と表わす）を、燃料出入機には燃料出入機放射線モニター（Ex-vessel Transfer Machine Radiation Monitor；以下 EVRM と表わす）を、使用済燃料貯蔵第１プールには出口モニター（Exit Gate Monitor；以下 EXGM と表わす）が設置されている。

表７　原子炉における検認技術について

検認技術	方法	原理
使用済燃料ピットの燃料に対するチェレンコフ光観測装置による検認	チェレンコフ光を観測することにより使用済燃料であることを確認する	水中に置かれている使用済燃料から自然発光するチェレンコフ光を観測
放射線モニター入口ゲートモニター（ENGM）による燃料の検認	新燃料貯蔵庫に設置し，燃料の流れ（移動）と大量欠損に対する検認を中性子検出器により実施する	一辺に６本ずつ，計24本の^{3}He検出器により新燃料から放射される自発中性子を計数する。 新燃料がENGMを通過する方向も測定データから識別できる。
中性子同時計測機器		プルトニウム同位体からの自発中性子とバックグランドを弁別して測定できる中性子計測機器 プルトニウムから放出される自発核分裂中性子を単独に，あるいは核物質の放出するα線がマトリクス物質に作用して発生する（α，n）反応による中性子を込みにして中性子検出器によって検出する。この信号から試料の核物質含有状況についての情報を得る方法である。 プルトニウム試料の場合，^{238}Pu，^{240}Pu，^{242}Puが自発核分裂をおこす。 自発核分裂が生じた場合２個以上の中性子がほとんど同時に放出され，検出器内部ではτ=33μsで中性子の検出確率が減衰し，十分な時間が経過した後は一定の値に落ちつく。この一定の値には^{17}O，^{18}Oの（α，n）反応等が寄与する。したがって，中性子検出直後と一定のDelay後にゲートを設定すれば，それらの差により分裂による中性子のみを計数することができる。
^{3}He検出器		中性子が^{3}Heガス中を通過する際に発生する電離荷電粒子により誘導されたイオン化によって中性子を検出する。



中性子とγ線検出器を用いた監視システムであり、燃料が炉内に出入する都度自動的に検査・確認される。
これらのシステムの開発により高速炉における有効かつ効率的な保障措置手法が構築された。

図1　「常陽」保障措置システム

① ENGM

ENGMは、中性子同時計測機器の一種であるPassive Neutron Coincidence Collarである。これは基本的にはプルトニウム燃料工場に検認機器として導入された遠隔制御非破壊測定システム（PCAS、FAAS等）と同じである。「常陽」においては、燃料の流れ（移動）と大量欠損（Gross Defect）に対する検認に使用される。

検出器部には一辺に6本ずつ、計24本の^{3}He検出器が内蔵されており、新燃料がENGMを通過する方向も測定データから識別できる。

② CCRM

CCRMは、中性子検出器として^{3}He検出器を、γ線検出器としてN_aI検出器を各1本使用している。また、計測機器としては燃料交換に対する検認機器に使用されているGRAND-IIIを採用している。

CCRMにより、中性子およびγ線計測により、燃料と他の炉心構成要素（反射体および制御棒）の識別、新燃料と使用済燃料との識別ができるようになっている。

③ EVRM

EVRMは、検出器、計測機器の仕様、性能等はCCRMと同じである。

④ EXGM

EXGMは、中性子およびγ線検出器を収納した密封容器で構成され、使用済燃料貯蔵プール壁面のレールおよび台車により水中に設置されている。なお、使用済燃料および照射済の反射体、制御棒が検出器の近傍を通過するため、中性子測定へのγ線の影響を考慮して、γ線に対する感受性の少ない^{10}B検出器を採用した。

γ線測定にはイオンチェンバを採用し、使用済燃料の他に、低線量の新燃料も検知できるようにしている。またγ線検出器をプール壁の上下に設置して燃料およびその他の炉心構成要素の動きをモニターすることができる。

(2)　新型転換炉「ふげん」

「ふげん」は、前述のように原子炉構造の特殊性から炉心内燃料を直接検認することができない「接近困難区域」を有しており、これまでIAEAの査察目標を完全に満足することはできなかった。

IAEAの保障措置クライテリア(基準)では、炉心を出入りする燃料のモニターまたは査察員による監視を規定しており、「ふげん」では、この要件を満足させるために、図2および写真3で示すように、炉心を出入りする燃料が必ず通過する原子炉建屋アニュラスエリアのトランスファシュート部に、PNC／DOE共同研究で開発した中性子検出器およびγ線検出器を用いたゲートモニタを設置し(平成7年11月)、「新燃料」と「使用済燃料」等の判別および方向性（装荷、取り出し）を検認することにより査察目標の達成を可能にした。

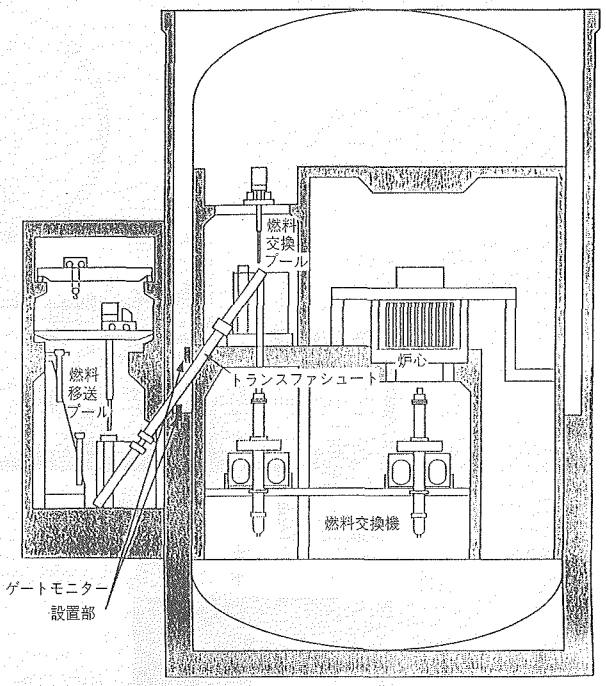


図2　ふげんゲートモニター（設置部）

5.　保障措置に係わる今後の課題

5.1　施設者による計量管理

(1)　計量精度の向上

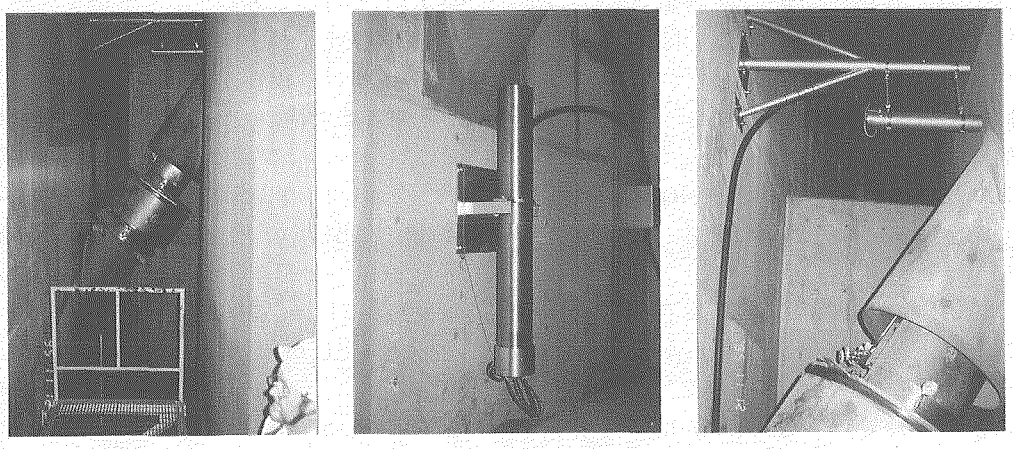
プルトニウムの有意量は8kgとされており、ウランに較べて小さな値である。したがって、計量管理の測定精度はより厳しいものが要求される。

プルトニウム量の確定のためには、計量槽の容量測定、プルトニウム純度分析、サンプリング代表性等の精度向上が重要である。また、廃棄物、スクラップ中のプルトニウムも少量とはいえ、その測定は重要なものであり、適切な精度で取り扱い易い測定技術の開発が望まれる。未測定在庫は基本的には零とすべきであり、プロセスデータに基づく推定等施設毎に測定方法に工夫を凝らす必要がある。

(2)　核的損耗の把握

プルトニウム同位体はそれぞれに半減期を有しており、中でも^{241}Puは14.4年と短いことから、この同位体の崩壊に伴うプルトニウム量の減少、いわゆる核的損耗量を考慮する必要がある。

バルク施設においては、この核的損耗量の把握が必ずしも容易ではなく、施設毎に最適の方法で核的損耗の計算を行う必要がある。



全体　　下部検出器拡大　　上部検出器拡大

写真3　ふげんゲートモニター

(3)　適時性の達成

保障措置手法を設計する時の目標として設定するパラメータには、有意量、探知時間および探知確率があるが、探知時間はプルトニウムで1カ月程度とされている。

年1回の実在庫調査による在来型計量管理では不十分であることから、物質収支期間を短かくすることによって、探知時間を短かくする手法としてNRTAがある。

この方法においては測定の精度向上と測定結果の入手までの時間短縮が重要である。

これまで動燃事業団においては、再処理施設、プルトニウム燃料工場でNRTAの経験を有している。しかしながら、NRTAは緒についたばかりで、多くの技術的課題を抱えている。運転中に工程内在庫を確定することが必要であることから、測定在庫・推定在庫の精度の向上、未測定在庫の低減化等、運転を停止して行う実在庫調査より困難なことが多い。

しかし、NRTA技術は施設者にとっても核物質の適正な管理につながる可能性が高く、また、保障措置上も、転用探知能力の向上、適時性、透明性の向上等の効果が期待できる。

したがって、NRTA技術の開発に向けては今後も、積極的な対応が必要である。

5.2　査察者による計量検認技術

(1)　非立会いモード査察機器

保障措置活動は、主として施設者の計量活動を検認することである。このため施設での査察活動が必要となるが、最近査察業務の省力化、検認範囲の拡大また施設者への負担を減らすため、査察官非立会いモードの査察機器が導入された。このシステムはコンピューターを用い、真正性が保たれた非破壊測定機器、封じ込め・監視機器との組み合せによるもので、自動化された施設では特に有効である。

接近困難区域を有する「ふげん」、「もんじゅ」および「常陽」においても、非立会いモード査察機器が有効であることが実証されている。

(2)　検認に関するその他の技術

データ圧縮やデジタル・イメージ技術を用いた高速かつリアルタイムなデータ転送技術は遠隔監視が可能になり、査察業務の省力化につながる。

5.3　これからの保障措置技術開発

(1)　保障措置の強化・効率化への対応

IAEAは、未申告の核物質を探知するための保障措置の強化策や新技術の導入等による保障措置の効率化方策、いわゆる「93＋2計画」の検討を進め、現在、最終段階を迎えようとしている。すでにこの第1部（現行のIAEA保障措置協定に基づくIAEAの権限での範囲内で実施可能な方策）は、理事会において合意され、一部実施に移されている。また、第2部(IAEAに対する新たな権限の増加が必要な方策）については、理事会での合意を得るための作業が進められているところである。この保障措置強化・効率化方策「93＋2計画」の効率化については施設者にとっても魅力のあるものであることから、本プログラムへの協力が必要であると思われる。

(2)　新しい視点の保障措置

将来の大型再処理施設等、核物質、特にプルトニウムの取り扱い量が増大する施設においては、計量管理を主体とした従来の定量的保障措置に加えて、定性的側面へも目を向けた、より透明性の高い保障措置技術開発が検討されている。

保障措置情報の拡大、これらの情報のタイムリーな遠隔転送・監視、無通告査察等の組み合わせによる、より効果的な保障措置技術の開発が望まれる。

6.　おわりに

核燃料サイクルの開発を進めている動燃事業団においては、上述のように大量のプルトニウムおよびウランを取り扱う施設を有しており多くの保障措置技術開発を行ってきた。

それらの活動は幅広く、多岐にわたっており、国際的にも高い評価を得ているところである。

最近の核不拡散への国際的関心の高まりの中で、保障措置は核不拡散の基盤を成す技術として位置付けられている。保障措置の基本は核物質の計量管理であることから、より精度の高い計量とその有効な検認技術の開発が益々求められている。

国際的核不拡散体制の維持・強化に向けて、保障措置技術のさらなる整備・強化に努めながら、国・IAEAを支援していく必要があると考える。

参考文献

1)　秋葉光徳："プルトニウム、ウランの保障措置への応用"、*第21回日本アイソトープ放射線総合会議予稿集*（1994）
2)　中野啓昌："保障措置実施の経験・現状と今後の課題"、*原子力工業*、*41*、5、P28～33（1995）

100号記念特集号

安全管理技術の開発

浅野智宏　金盛正至　野村　保　谷山　洋

安　全　部

資料番号100—17

Overview on Development of Radiation Safety Technology

Tomohiro ASANO　Masashi KANAMORI　Tamotsu NOMURA　Hiroshi TANIYAMA
Safety Division, Head Office

動燃事業団は、核燃料サイクル施設の設計・建設・運転に係わる基礎技術として、それぞれの施設の特徴に応じた安全管理技術の開発を進めてきた。本稿では、放射線防護技術として、個人被ばく管理、作業環境の管理、放出管理、環境監視および放射線計測機器の保守・校正のそれぞれの分野の技術開発成果について述べるとともに、核燃料サイクル施設に共通的な安全工学研究についてこれまでの開発成果を記載した。これらの技術は、今後とも一層の高度化を図り、動燃事業団施設や民間施設の安全確保に貢献して行く考えである。

1.　はじめに

動燃事業団は、核燃料サイクル技術の研究開発として、新型転換炉「ふげん」発電所および高速増殖炉「もんじゅ」に代表される新型動力炉施設の開発、ウラン濃縮、プルトニウム燃料製造、使用済核燃料の再処理、廃棄物処理等の核燃料施設の開発を進めており、これら施設に要求される放射線防護技術についても、それぞれの施設の特徴を考慮した技術開発を進めてきた。放射線防護技術の開発においては、商業用の原子炉施設のように国内外で豊富な経験や情報がある施設と異なり、核燃料施設では個々の施設の特徴を考慮した技術が必要であったことから、新たな装置類の開発、あるいは既存技術の応用研究を通して、放射線安全管理基盤の充実・強化を図ってきた。

また、昭和60年に本社の安全管理室が安全部に改組されたことを契機として、核燃料サイクル施設の安全裕度の適正化を目的とした核燃料サイクル施設に共通的な安全工学分野の研究についても基礎技術の開発を進めてきている。

本報告では、各事業所の安全管理部門を中心として実施してきた放射線防護技術の開発および共通的な安全工学研究の進展について記載する。

2.　動燃事業団施設の特徴

プルトニウム燃料施設は、昭和41年に米国から輸入した二酸化プルトニウムを用いて混合酸化物燃料の試作と基礎試験を開始した。プルトニウムは、誤って体内に取り込まれた場合、ウランに比べて放射能毒性が高いことから、取り扱いに当たっては厳重な管理が必要であり、放射線防護上も厳しい管理が要求された。また、再処理施設においても昭和52年にホット試験を開始したが、放射線防護については我が国の基準に照らした管理が要求されたため、国産の技術で対応する必要が生じた。しかしながら、取り扱う放射性物質の種類、放射線作業の形態が多様であること、運転に伴い放射性物質が工程内を移動すること等により、炉施設を対象とした既存の国産技術をそのまま利用することが難しく、施設の特徴を考慮した放射線管理、環境監視等に関して独自の技術開発を実施した。新型転換炉「ふげん」発電所においても、減速材に重水を使用するためトリチウムに対して十分考慮する必要があった。これら核燃料施設お

表１　核燃料施設と原子炉施設における放射線防護上の特徴

放射線防護	核燃料施設	原子炉施設
個人被ばく管理	○β線、低エネルギーγ線、中性子線等の混在する場での外部被ばく管理が必要 ○グローブボックス作業、補修作業等で放射性物質に手を近づけての作業が多く、手部被ばく管理が必要 ○プルトニウム、核分裂生成物の内部被ばく管理が必要	○γ線に対する外部被ばく管理が主体 ○機器の分解点検作業に伴いCo-60等の腐食生成物に対する内部被ばく管理が必要 ○ふげん発電所では粒子状の放射性物質だけでなくトリチウムに対する内部被ばく管理が重要
作業環境の管理	○核燃料施設では放射性物質がグローブボックス、セル等を移動し、工程内に広く分布する ○プルトニウムを取り扱う施設では、中性子被ばくと粉末工程での吸入防止が重要 ○補修作業等では多様な汚染拡大防止対策が必要 ○万一の臨界事故に備え、臨界の検知システムが必要	○定常運転時においては、放射線物質の所在が限定されており、遠隔操作が主要 ○定期点検時における汚染拡大防止対策が必要 ○ふげんではトリチウムに対して粒子状物質と違った管理が必要 ○放射線管理としての臨界監視は不要 ○もんじゅではナトリウム付着機器の取り扱いには、放射線防護以外の配慮が必要
放出管理	○再処理施設からの放射性物質の放出は量的に多い ○再処理施設の排気管理ではKr-85、H-3、I-129、C-14が主 ○再処理施設の海洋放出は濃度規制ではなく、放出量規制	○ふげんの排気管理ではトリチウムが主 ○排水中放射性物質は腐食生成物およびトリチウムが主
環境監視、評価	○環境モニタリングにおいては、長半減期α線、β線放出核種の微量分析測定が必要 ○再処理施設の公衆の線量当量評価には、具体的な評価モデル、パラメータの開発が必要	○環境モニタリングは、線量当量率やγ線放出核種が主体 ○施設周辺の公衆の線量評価は、具体的な指針や内規類が整備されている。
放射線管理用測定器の保守・校正	○校正用線源として、β線源、低エネルギーγ線源、中性子線源、α線源等の基準線源および基準校正場が必要	○γ線を測定対象とする放射線管理用測定器の校正のため、基準γ線源および基準校正場が必要

よび原子炉施設の放射線防護上の主な特徴を表１に示す。

放射線に係わる安全確保は、原子力開発に係わる社会的安心感を形成するにあたって最も注意すべき事項の一つであり、継続的に放射線防護に関する技術力の維持･向上を図ることが必要である。このような観点で、個人被ばく管理、作業環境の管理、放出管理、周辺環境の監視・評価、放射線管理用測定器の保守・校正等の放射線防護分野の課題について、施設の特徴に応じた技術開発を実施してきた。また、核燃料サイクル技術に共通的な安全工学研究についても基礎技術の開発を進めている。以下にその概要を記載する。

3．個人被ばく管理技術

(1)　外部被ばく線量測定・評価技術

放射線業務従事者の外部被ばく管理に係わる線量当量の測定は、金属ウランを取り扱っていた昭和30年代～40年代にかけてはフィルムバッジを用いてγ線を対象に実施してきたが、プルトニウムの取り扱い開始に伴い、低エネルギーγ線や中性子線の測定評価が必要となり、さらに、再処理施設の稼働に伴いβ線の測定評価も必要となった。また、各種プロジェクトの進展に伴い、被ばく管理データも増加の一途をたどったことから、多量・迅速処理等の体制を整備することとした。このため、動燃事業団全体の被ばく管理に適用可能な個人被ばく線量計およびその自動測定装置の開発を行った。

①　自動読み取り型 TLD バッジ

動燃事業団においては、昭和40年代末までは、フィルムバッジを用いた外部被ばく管理を行ってきたが、管理対象人員の増加に伴い、東海事業所においては、その測定の自動化・効率化を指向するため、昭和49年にγ線、β線、中性子線の測定および自動処理の開発の可能性が高い熱ルミネセンス線量計（TLD）に変更し、昭和53年から昭和56年にかけて松下産業機器(株)と共同で自動読み取り型の TLD バッジシステムを開発し、昭和57

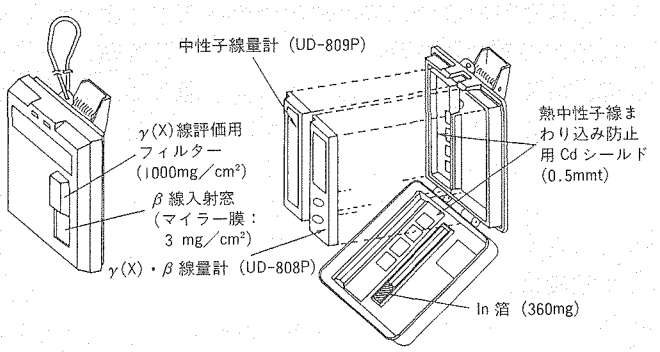


図１　TLD バッジの外観図

年よりシステムを導入、実用化した[1),2)]。TLDバッジの外観図を図１に示す。

この線量計システムは、各種放射線の混在場における線量評価に有用であり、現在、大洗工学センターや「ふげん」発電所においても用いられている。また、国内や米国の原子力発電所においても採用されている。

自動読み取り型TLDバッジの実用化後は、主として線量測定精度の向上に関する研究を実施している。γ線の測定関連では昭和56年から各事業所で使用されているTLDの相互比較試験が毎年実施されており、トレーサビィリティの維持および測定精度の向上が図られている。中性子線の測定関連では昭和61年から作業環境中の中性子スペクトルの測定と校正方法に関する研究を開始し、平成７年には固体飛跡検出器とTLDの中性子感度比に基づく中性子線量評価精度の検証と新しい校正方法を開発した。

一方、ICRPの1990年勧告[3)]に伴う放射線業務従事者の線量限度の実質的引き下げ、中性子放射線荷重係数の変更等により、線量当量測定精度の一層の向上が求められることから、これに対処するため高機能化を目指した新型TLDバッジの開発を進めている。新型TLDバッジは、γ線に対しては国際放射線単位・測定委員会報告書（ICRU 47）を考慮して素子材質を変更し、生体等価性を改善するとともに、中性子に対しては放射線荷重係数等のモニタリングの諸量の変更を考慮し、中性子感度の向上等による現場適用性を改善している。現在、試作した新型TLDバッジについて、感度特性試験等を行うとともに、非接触型の個人番号発信器の入退域管理への利用、TLDグロー曲線解析の導入による品質管理の向上等の研究を進めている。

② TLD指リング

核燃料施設では、グローブボックス作業等で放射性物質に手を近付けての作業を伴うため、被ばく管理の指標として手部被ばくの測定は重要である。再処理施設での分析作業、プルトニウム燃料施設でのグローブボックス作業等においては、手部の被ばく管理を行うため、昭和50年からβ線とγ線の分離評価が可能なTLD指リング線量計を実用化し、昭和55年に一部改良を加え、今日に至っている。また、これら測定は手作業による読み取りを実施してきたため多大な労力を要したが、70μm線量当量直読型の小型TLD素子の開発により、自動化が可能となり、現在、実用化している。

(2) 内部被ばく線量測定・評価技術

内部被ばくモニタリングは、管理上、定常モニタリングと特殊モニタリングに区分している。定常モニタリングは、放射性物質を体内に摂取する恐れのある作業について、所要の頻度で肺モニタ、全身カウンタ等の体外計測を行うとともに、定常的に尿中プルトニウムやウランのバイオアッセイ（排泄物中の放射能測定）を行うものである。「ふげん」では、全身カウンタによる測定に加え、トリチウムの尿バイオアッセイを定期的に実施している。

また、特殊モニタリングは内部被ばくを伴うような事故・トラブルが発生した場合に行うものである。事故発生時に鼻スミア試料により鼻腔汚染の程度の予備的な確認を行い、体内に摂取した恐れのある放射性核種がγ線放出核種であれば、精密型全身カウンタによる測定を行い、プルトニウム等のα線放出核種であれば、肺モニタ、バイオアッセイを行う。

初期の肺モニタは、昭和45年に東海事業所放射線保健室の大型の鉄室（遮蔽体厚20cm）内に設置された大面積薄型NaIシンチレーション検出器およびArガス密封型大面積比例計数管を用いた肺モニタであった。その後、昭和53年に安定性、メンテナンス性に優れ、検出感度のより高いNaI/CsIホスウィッチ型シンチレーション検出器を用いたシステムに更新した。しかし、プルトニウムから放出される特性X線は、放出率が低く、かつ人体組織内でその大半は吸収・散乱されるため、年摂取限度程度のプルトニウムを検出することは困難であった。

一方、プルトニウムおよびウランのバイオアッセイについては、吸入後５日間程度、試料採取を行い、いずれも陰イオン交換による化学分離の後、α線スペクトロメトリーにより測定し、内部被ばくによる線量当量を評価している。バイオアッセイは、試料の前処理から着目核種の化学分離の過程に時間を必要とするが、肺モニタの測定感度を考えると、α線放出核種の内部被ばくモニタリングでは欠かすことの出来ない技術である。なお、トリチウムの場合には、前処理をせず、生尿を液体シンチレーションカウンタにより測定している。

上述のように肺モニタは早期評価という観点では有効であるが、測定感度に限界があること、一方、バイオアッセイは線量当量を評価するまでに時間がかかること等の欠点がある。このため、プルトニウムを吸入摂取した場合の内部被ばくによる線量当量の算出について、現在、早期評価と検

出限界の低減化を目的とした新型肺モニタの開発を進めている。肺モニタによる測定方法については、大面積のゲルマニウム検出器を4本用いることにより、従来より信号/バックグラウンド(S/N)比が改善され、検出限界が低減できることを確認した。特に、複合核種による内部被ばく時には、これまでは分解能が悪くエネルギーによる核種の判別が困難であったが、ゲルマニウム検出器の高い分解能により、年摂取限度程度の吸入被ばくがあった場合の評価が可能となっている。ここで、肺モニタにより低エネルギーのX線やγ線を測定する場合、遮蔽体としての胸部軟組織厚の個人差が重要となる。このため、超音波診断装置による胸部の実測を進めており、これまで得られた結果によると、平均胸部軟組織厚は約23mmで、最低16mm、最高36mmであり、最も薄い人と厚い人のゲルマニウム検出器の検出効率では約5倍程度の差があることが把握できた。これらの結果を踏まえ、胸部厚補正を含めた内部被ばくの早期評価手法の開発を進めていく。

4.　作業環境の管理技術

施設の作業環境の管理においては、放射性物質の汚染管理技術、作業環境の監視に係わる装置類の開発等を行ってきた。特徴的な成果を以下に示す。

(1)　臨界警報装置

核燃料施設では、核燃料物質の移動、核燃料物質の濃度あるいは閉じ込め形状等を考慮して臨界事故が発生しないような施設設計となっているが、万一臨界事故が発生した場合に備え、作業者の被ばくを軽減する観点で臨界を迅速に検知し、退避を促す警報装置を設置することが有用である。このための臨界警報装置には、①臨界時に瞬時に放出されるバースト状のγ線および中性子線への追従、②作業者の退避を促すに足る高信頼性等が要求される。

再処理施設に当初導入した臨界警報装置は、フランスから導入したものであったが、昭和55年、昭和56年に電子部品の不具合により誤警報を発したことから、誤警報の発生を防止し、信頼性を向上させるため、国産技術により信頼性の高い装置の開発を行った。国産化にあたっては、①迅速な放射線応答性、②検出器の自己診断機能、③信頼性を向上させるための論理方式、等の条件を満たしたシステムの設計を行った。開発した臨界警報装置は、検出器および論理判定部にそれぞれ2 out of 3論理を適用し、他の部分には二重化冗長論理を適用し信頼性を向上させた。また、装置自体の供用中監視機能や自動点検機能も組み込まれている。警報装置の性能については、原子炉を利用して確認している。現在、この装置は東海事業所のプルトニウム燃料取り扱い施設を含む6施設に設置されている。

(2)　無線式エリアモニタ

「ふげん」発電所の定期検査期間中には、高線量率区域である原子炉建屋内の作業環境を把握するため、固定式のエリア線量率モニタにより連続監視する他、約50カ所については週1回の頻度で線量当量率を電離箱サーベイメータを用いてマニュアル操作で測定する必要がある。また、第8回および第9回定期検査時には系統化学除染を実施したが、除染作業期間中、プラントの線量当量率が一時的に上昇し、線量測定を行う作業員の被ばくも増加することが懸念された。このため、原子炉建屋内各部にシリコン半導体検出器を配備し、このデータを無線送信させることにより、任意の箇所の線量当量率データを容易に収集できる無線式エリアモニタシステムを開発した。

このシステムは、1台の親局あたり最大90カ所のデータを収集し、測定データを自動的に計算機に収集できる他、原子炉建屋入口に設置された一括表示盤にもデータを電光表示できるため、作業者に原子炉建屋内の刻々の線量当量率を周知することを可能とするとともに、作業者の被ばく低減意識を高揚することができた。また、線量当量率測定に伴う放射線管理員の被ばくを低減することができた。

(3)　化学除染技術

「ふげん」では運転を開始する1年前の昭和52年から系統化学除染の検討を開始し、以来、実機から切り出した配管試験片を用いた除染性能確認試験および材料健全性確認試験等を行い、化学除染技術の開発を行ってきた。平成元年および平成3年に実施された第8回および第9回定期検査時に応力腐食割れ対策として原子炉冷却系の材料取り替え工事が計画され、この作業に伴う総被ばく線量当量が10人S_vを超えることが予想された。この被ばくを低減する方策として、系統化学除染を実施した[4]。

この除染は、材料取り替え工事が行われるループを片ループずつ除染するものであり、平成元年にはAループの、平成3年にはBループの系統化学除染を行った。いずれの除染においても、当初計画した除染係数2を十分上回ることができた。

これらの除染は、我が国初の供用期間中の系統

化学除染であり、定検時の総被ばく線量当量は系統除染をしない場合の予測値に比べて大幅に低減され、系統除染が被ばく低減に非常に効果的であることを実証した。

(4)　トリチウム濃度測定技術

重水系機器の健全性を監視するとともに、当該機器付近の作業環境を把握するために、空気中に水蒸気の状態で存在するトリチウム濃度を測定する技術を確立する必要があった。「ふげん」では、昭和47年から48年にかけてプラスチックシンチレータや積み重ね型電離箱等を含むトリチウム濃度測定器の開発を行い、最終的にγ線補償機能に優れた同心円型電離箱をプラント監視を目的とした固定式モニタとして採用した。その後、サンプルの空気からラドン・トロンとその娘核種をパーフロロスルホン酸膜により分離してトリチウム濃度をより正確に測定できる膜分離式トリチウムモニタを開発し、昭和58年から半固定式モニタとして使用している[5]。また、その後、廃棄物処理建屋等の排気モニタとしても採用している。

一方、定期検査作業時等の現場作業管理に伴うトリチウム濃度測定では、「ふげん」の運転開始当初は、バブリングによるサンプリング法が用いられてきたが、簡便で迅速な方法が要求されたため、昭和55年以降は、実験室用ハンディクーラーを用いて水蒸気を凝縮させ、これを液体シンチレーションカウンタで測定する方法も採用している。

この他、原子炉建屋や重水系機器設置室などのコンクリート中のトリチウム濃度分布の測定を平成6年度に実施している。

(5)　線量率分布測定装置の開発

高線量場における放射線作業計画の立案にあたっては、事前に区域内の線量率分布を的確に把握しておく必要がある。しかし、現状はサーベイメータ等による離散的なポイント測定であり、放射線レベルが位置によって大きく変化する場においては必ずしも正確な分布が測定できない。また、測定作業に伴う被ばくも無視できない。

そこで、新素材であるプラスチックシンチレーションファイバーを検出素子として、γ線の入射位置で発生するシンチレーション光が両端に到達する時間差を計測することにより、放射線の空間分布が測定できるシステムを開発した。大洗工学センターの固体廃棄物前処理施設、高速実験炉「常陽」等の原子力施設内で測定を行い、実用的な精度で線量率分布を測定できることを実証した[6]。図2に「常陽」における線量当量率測定例を示す。

本システムは、線量分布計測タイプのエリアモニタ、放射性物質の移動を計測するモニタ等への幅広い応用面をもっており、プラスチックシンチレーションファイバーは、β線、中性子線にも感度を持っている。今後、このような分野の開発にも着手していく。

(6)　放射線測定器のシミュレーション応答解析に関する研究

原子力施設では、施設内外の放射線レベルを測定、監視するために放射線モニタ等の種々の放射線測定器が設置されている。これらの測定器は、放射線を精度よく測定できるよう定期的に校正されているが、例えば事故時に放出される可能性のある短半減期核種等に対しては検討の余地があった。そこで実験的に感度評価が困難な核種、エネルギー等に対する放射線モニタ等の感度評価を目的として計算機を用いたシミュレーション応答解析に関する研究を実施した。

応答解析の対象とした放射線測定器は、放射性ガスを用いての実ガス校正が必要なガスモニタ、放射性ガスの基準測定器として用いられる通気型

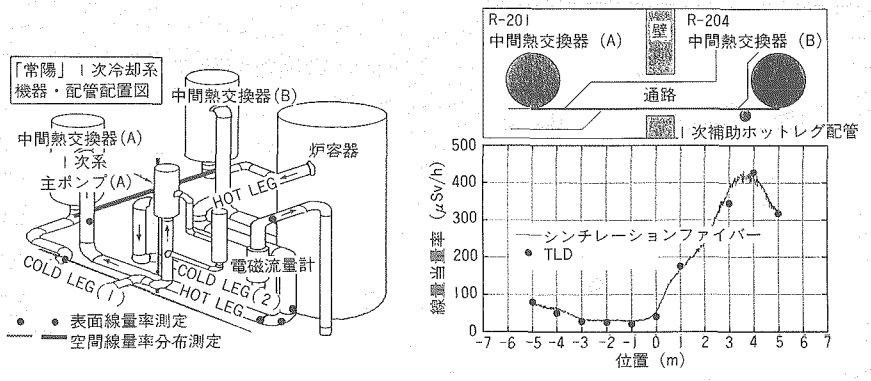


図2　シンチレーションファイバーを用いた線量当量率の測定

電離箱、γ線の基準線量計として用いられる電離箱式線量計、放射性廃液測定用排水モニタ等である。計算には電子・光子輸送モンテカルロ計算コードを用い、多様な形状の放射線測定器の感度解析が可能なユーザーコードを作成した。

計算は校正実験を行った核種、エネルギーに対しても行い、実験値と比較した。その結果、両者は良く一致し、実験が困難な核種やエネルギーに対しても放射線測定器の応答特性を推定することが可能となった[7]。

5．放出放射能の管理技術

(1)　排気管理

軽水炉施設では希ガス、ヨウ素(^{131}I、^{133}I等)等の比較的エネルギーの高いγ線を放出する核種や^{3}H等を対象とした監視が主体となる。再処理施設では、^{85}Krの他、^{3}H、^{129}I、^{14}C等の比較的エネルギーの低いγ線あるいはβ線を放出する核種の監視が、また、プルトニウム燃料施設ではα線および軟β線を放出する核種の監視が主である。さらに、「ふげん」発電所では希ガスとヨウ素の他、トリチウムの監視も必要となる。これらの測定にあたっては、天然に存在する放射性核種、共存する他の放射性核種、また硝酸ミスト等の化学物質の妨害をさけるため、着目する核種のみを分離した後、適切な測定を行う必要がある。これらの測定監視のための技術は、施設の運転開始以前から継続的に研究し、順次実用化してきた。図3に排気中放射性物質の測定・サンプリング系を示す。

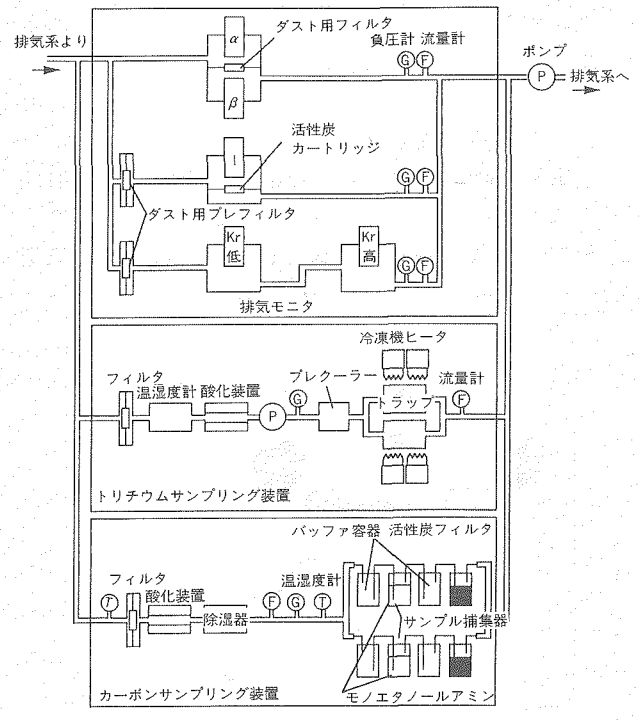


図3　東海再処理施設の排気中放射性物質の測定・サンプリングシステム

例は、再処理施設から放出される^{3}H(T)については、HTおよびHTOを液化捕集する捕集法を開発し、トリチウムサンプラとして実用化した。^{129}Iおよび^{131}Iは、ヨウ素捕集材に捕集し測定しているが、γ線エネルギーの大きく異なる^{129}Iおよび^{131}Iの同時連続監視を目的とした薄型NaI(Tl)検出器による測定法を開発し、ヨウ素モニタとして実用化した。また、周辺公衆の線量評価の観点から着目されるようになってきた^{14}Cについては、エタノールアミンに吸着捕集する捕集法を開発し、^{14}Cサンプラとして実用化した。

なお、排気中に含まれる^{129}Iについては、排気中に混在する^{85}Krの影響を受けるため、NaI(Tl)検出器や電離箱によるリアルタイム計測では^{129}Iを分離して測定することが困難であったことから再処理施設の運転管理への反映を目的としてゲルマニウム半導体検出器を用いた連続監視測定器の開発を行った。

(2)　排水管理

動燃事業団施設における排水管理は、排水を放出する際に放出判定分析を行い、放出管理目標値を下回っていることを確認した上で放出することとしている。再処理施設の放出判定分析においては、朝受け取った試料の全α、全β、^{3}Hおよびγ核種分析の結果を当日のうちに判定するシステムが定常管理体制として確立している。

また、従来、排水中に含まれる^{89}Srおよび^{90}Srの測定には約3週間を要していたため、迅速性が要求される排水試料に対応することが困難であったが、チェレンコフ光測定と液体シンチレーション測定を組み合わせた測定法の開発により、これを2日間程度で可能とする等、排水管理に係わる技術開発も行った[8]。

6．環境監視技術

原子力施設から環境に放出される放射能は、放出源において施設設計に基づき定められた放出管理目標値を下回っていることを確認してており、周辺公衆の線量当量としては問題とならないレベルであるが、施設周辺では、①公衆の線量当量を評価すること、②環境における放射性物質の蓄積状況を把握すること、③周辺環境の放射能水準を把握すること、を目的に環境モニタリングが実施されている。これらの環境モニタリングの中で、

特に、再処理施設周辺の環境監視については、放出放射能量が多いこと、また短半減期核種は十分に減衰しているため、長半減期核種に着目したモニタリングが重要となること等の特徴を有しており、環境試料の分析・測定法の開発、線量評価モデルの開発等を実施してきた。

(1) 環境試料中の放射性物質の分析・測定法の開発

東海事業所においては、昭和40年代初期から、再処理施設の環境モニタリングの対象核種として重要な^{90}Sr、^{106}Ru、^{239,240}Pu等の分析測定法を検討した。当時は、これらの核種の分析は、大学等の実験室レベルでの経験はあったが、定常的な監視・測定技術は未確立であり、定常モニタリングに対応するための技術および体制を確立して長期的あるいは短期的な放射能レベルの変動傾向の調査を実施してきた。なお、これらの成果は、科学技術庁分析マニュアル[9]に順次反映されるとともに、商業用再処理施設の環境モニタリングへも反映されている。

また、^{85}Kr、^{3}H、^{14}C、^{129}I、^{241}Am、^{99}Tc、^{63}Ni、^{147}Pm、^{237}Np等の分析技術の開発にも取り組み[10)~13)]、順次、環境中放射性物質の濃度水準の測定に適用している。特に、環境試料中の^{129}Iの測定は、通常の分析測定法では検出できないような極めて低いレベルを、中性子放射化分析法を適用することで測定可能としたものであり、再処理施設周辺の放射性物質の挙動を把握する観点から重要なものである。しかし、中性子放射化は照射用の原子炉の運転に左右されるため、定常モニタリングには馴染まないものであることから、マイクロ波導入プラズマ質量分析装置(MIP-MS)を用いた^{129}I分析手法の開発を進めている[14)]。

上記分析測定法の開発を通じて得られたデータに基づき、大気、海洋、土壌および生物における拡散・移行・蓄積のメカニズムを検討し、評価モデル・パラメータを整理することにより、実用的かつ現実的な線量評価法の研究を実施している[15),16)]。例は、^{99}Tcについて、土壌中濃度と土壌性状との相関を解析し、有機炭素、生物活性との相関が高いことを確認するとともに、土壌から植物への移行係数の算出等を行った。

(2) 線量当量評価手法の開発

環境試料の分析測定技術の開発と並行して、環境への放射性物質の放出に起因する公衆の線量当量評価モデルの開発も実施してきた。軽水炉施設では、国内外に多数の施設があることから具体的な評価式やパラメータが示された指針類が整備されているが、再処理施設の平常時の線量当量評価については、我が国で初の施設であったことから、施設の特徴、放出核種、放出形態、環境条件等を考慮した独自の評価手法の確立が必要であった。このため、評価経路、評価パラメータ等、評価に必要な項目を選定し、これらに対応した線量当量評価手法、パラメータ値の設定を行った[17)]。また、モデルおよびパラメータの設定にあたっては、東海再処理施設周辺の環境におけるフィールドデータを基本として構築するとともに、適宜、計算コード化してきた。これらの成果は、放出実績に基づく公衆の線量当量評価や環境モニタリングにおいて得られたデータの解釈等、安全評価に反映されている。

なお、東海再処理施設からの気体および液体廃棄物の放出に伴う公衆の実効線量当量の算出結果は、図4に示すとおり年当たり1 μSvのオーダーであり、法令に定める周辺監視区域境界外の実効線量当量限度(1年間につき1 mSv)を十分に下回っている。

(3) 環境中のラドンに関する調査・研究

近年、我が国も含め、各国において住居内のラドンおよびその娘核種が公衆の肺ガンの発生に潜在的に寄与しているのではないかという議論がなされているが、鉱山施設を有する人形峠事業所および東濃地科学センターにおいては、静電捕集型ラドン測定器等を用いて当該地域の環境中ラドン濃度の測定を行い、ラドン濃度の変動傾向の把握に努めている。さらに、人形峠事業所においては被ばくに直接関連のある平衡等価ラドン濃度に着目し、連続型の平衡等価ラドン濃度測定器を開発してフィールド試験を行うとともに、ラドン娘核種の粒径分布測定について検討を進めている[18),19)]。また、連続型の平衡等価ラドン濃度測定器

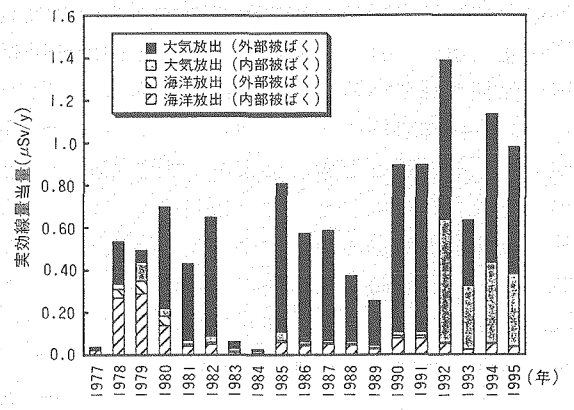


図4 再処理施設からの放射性廃棄物放出に伴う一般公衆の実効線量当量

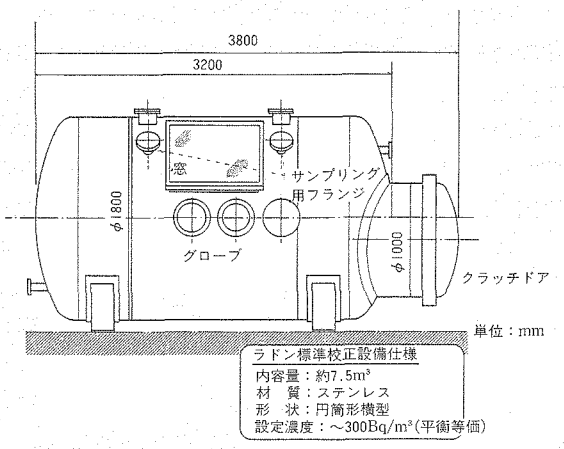


図５．ラドン校正設備（ラドンチェンバ）の外観

は比較的大型で商用電源を必要とするため、簡便に屋外の濃度を測定することを目的として、可搬型で商用電源を要しない積分型の平衡等価ラドン濃度の測定器の開発を進めている。

一方、ラドン濃度の測定方法は、基準となる方法が定められていない現状にあるため、人形峠事業所ではラドン校正設備を導入し、校正手法の標準化を進めてきている。図５にラドン校正設備（ラドンチェンバ）の外観を示す。また、これまでも国内外の各種研究機関と相互比較検討を行い、大きな差のないことを確認してきているところであり、平成７年度においても米国環境測定研究所（EML）にて実施されたラドン・ラドン娘核種共同比較実験に参加し、良く一致した結果が得られることを確認した。

7．放射線管理用計測機器の保守・校正技術

放射性物質を取り扱う施設においては、作業場所の空間線量率、空気中放射性物質濃度、表面密度、排気・排水中の放射能濃度・量、放射線業務従事者の線量当量等の測定が必要である。これらの測定に用いられる計測機器は、所定の性能・精度が保証されていることが大前提である[20)~22)]。

特に、核燃料施設は、管理対象の放射線の種類が多く、その強さも施設によって大きく異なるという特徴を有しており、これに対応して使用する放射線管理用機器の種類および使用台数が多くなることから、予防保全の観点で計測機器の品質保証が重要となっている。図６に東海事業所における放射線計測機器の管理台数の推移を示す。

これまでの経験によると、環境監視モニタであるモニタリングステーションおよびモニタリングポストの空気吸収線量率測定系の新型については、設置当初における年故障発生率は1.0件／系統・年以下であった。

また、γ線エリアモニタの年故障発生率は0.6件／系統・年以下であった。昭和50年代に設置されたほとんどは打点式の記録計であり、その故障は駆動部に集中していることから、機械的な磨耗、劣化が原因であると考えられる。一方、近年設置されたものはハイブリッド式の記録計であり、その故障は打点式と比べ減少している。

α線用ハンドフットクロズモニタ（以下、α線用HFCM）およびβ（γ）線用ハンドフットクロズモニタ（以下、β(γ)線用HFCM）については、モニタリングステーション、モニタリングポストの空気吸収線量率測定系やγ線エリアモニタなどの故障パターンとは異なっている。故障発生率を見ると、α線用HFCMで0.5～3.0件／系統・年であり、β(γ)線用HFCMでは0.5～1.0件／系統・年であった。これは、人の不注意により物を落下して膜を破損するケース等、人が原因となる故障が多いことがわかる。

その他の機器については、β線ダストモニタ、GM端窓サーベイメータ等は、GM計数管の機械的な異常あるいは寿命により不具合が発生しやすいが、寿命によるものは定期点検時に計数管の特性検査で事前に発見し、故障発生前に交換している。α線ダストモニタはシリコン表面障壁型半導体が湿気等に弱いため、設置場所の雰囲気によっ

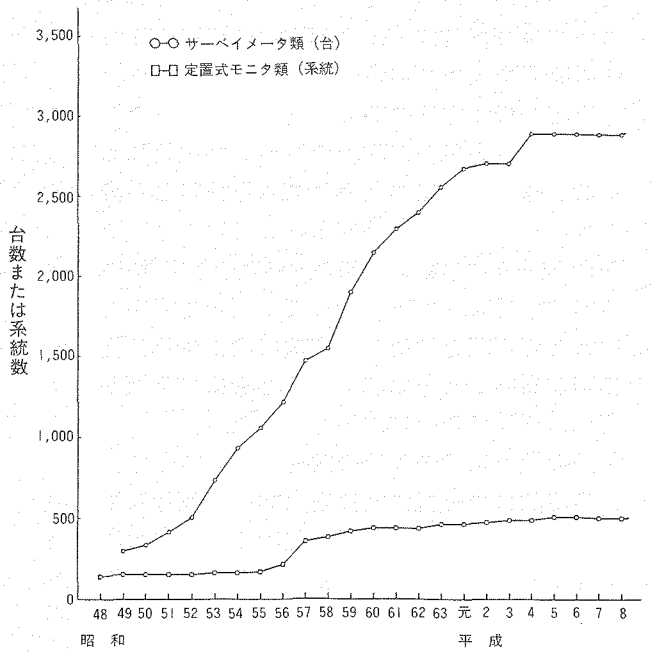


図６．東海事業所における放射線計測機器の管理台数の推移

ては表面が腐食し劣化が促進されることがある。この故障に対しては、点検時のノイズ、計数効率、分解能等の検査で事前に発見し、予防保全として故障発生前に交換している。また、その他の機器についても、これまでの経験から機器に応じた保守計画を定めている。

また、保守・校正法の自動化の観点から自動点検装置や自動校正装置を開発・製作した。開発にあたっては、これまで蓄積してきた保守・校正技術や故障データ等を活用し、システムの設計を行った。現在、これら装置による各放射線測定器の保守・校正を実施するとともに、保守・校正に必要な線源についても、国家標準とのつながり（トレーサビリティ）を明確にし、放射線測定器の信頼性の向上を図ってきた。

特に、γ線基準校正場に関しては、電子技術総合研究所（通産省）から直接標準線源の移行を受けている東海事業所が中心となって、各事業所が所要の精度を維持し続けていることおよび事業所間の校正精度の横並び（コンパティビリティ）を定期的に確認する方法について全社的な検討を行った。この結果、各事業所の校正場は±４％以内で一致し、各事業所の基準校正場の精度が適切に維持されていることを確認している。このような状況の中で、平成５年度に計量法が改正され、トレーサビリティ制度が新設された。この制度は、国家標準とのトレーサビリティを客観的に証明するものであり、校正性能を担保する意味で、本制度のもとでの認定を得ること（認定事業者の資格取得）が重要と考えられることから、まず東海事業所のγ線基準校正場について認定を得るべく対応を図っている。具体的対応としては、平成７年６月に特定二次標準器の電子技術総合研究所による校正を終了し、校正証明書を取得した。また、基準校正場設定に係わる不確かさについて、校正装置類の各部位の特性・精度を考慮し、不確かさの評価を行った。動燃事業団施設については、東海事業所のγ線基準校正場の認定を得た後、他事業所の校正精度を確認することにより、全社的なトレーサビリティの確保が図れるものと考えている。

8．共通的安全工学研究

安全管理部門は、昭和50年代までは放射線防護に係わる技術開発を中心として研究開発を進めてきた。昭和60年に本社安全管理室から安全部に改組されたことを契機として、核燃料サイクル施設の安全裕度の適正化を行い、既設施設の許認可、運転手順および施設改善、さらには将来施設の設計改良に活かすため、各施設にわたって共通的な安全工学研究についても研究開発を進めている。これまでの成果を以下に示す。

(1)　空気中放射性物質の挙動評価技術の開発

プルトニウム燃料取り扱い施設等の作業環境の空気中放射性物質の挙動を精度良く評価できるシステムを整備し、空気汚染発生時の放射線モニタリングの最適配置や新増設施設における放射線管理設備の設計に反映することは、放射線安全評価の向上に有用である。このため、重力沈降モデルを組み込んだ汎用多次元熱流動解析コードAQUAにより、室内気流解析、粒子解析および粒子拡散解析を行った。また、AQUAをワークステーション化し、気流解析を行えるようにした。

(2)　放射性物質の閉じ込めに関する研究

異常時におけるHEPAフィルタの健全性、火災により発生する熱気流中での放射性エアロゾル等の挙動を把握し、施設の安全裕度の適切化、指針・基準類の整備、PSA等の安全評価手法の確立に資するため、グローブボックス内火災挙動、包蔵性確保に関する研究を実施した。図７に試験装置の概念と定常状態の各流量および負圧条件を示す。これまでの研究では、エタノール、紙、ウエス、電線およびグローブが燃焼した場合の火災の感知に関する試験、ハロン消火ガスの代替ガスとしての窒素ガスおよび炭酸ガスを用いた消火性能に関する試験ならびにビニール絶縁電線やグローブが燃焼して発生する煤をHEPAフィルタに付加した場合の煤の付加量とHEPAフィルタの圧損の関係（目詰まり係数）を実験的に確認した。

また、火災事故時換気系評価コードとしてFIRAC（換気系におけるエアロゾル挙動解析コード）を改良・整備し、グローブボックス内火災挙動研究の実験結果を用いてFIRACの検証計算を進めた。さらに、複数個連結されたグローブボックスをモデル化し、火災時や消火ガス放出時の換

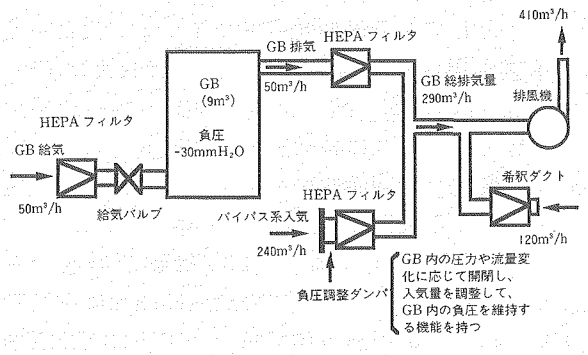


図７．グローブボックス内火災挙動試験装置

気系ネットワークの応答等の評価を可能とした。

(3)　異常事象挙動に関する研究[23]

核燃料施設では、仮に異常が発生したとしても、その事象推移は穏やかであり、それが事故等に拡大する前に終息するのが一般的である。しかし、仮に事故が生じたと想定した場合にも施設の安全が確保されることを示す観点から、想定事故事象に係る発生・拡大の防止、影響緩和等の方策の研究を進めている。

核燃料施設内に係る異常事象因子のうち、放出エネルギーが比較的大きい火災、爆発事象に注目して、アジ化水素酸やレッドオイル、放射線分解水素、有機溶媒等を対象に、核燃料施設における火災・爆発事象の発生・拡大の防止、影響緩和方策等の研究を行ってきた。また、密封セルを用いた示差走査熱量計による密封非断熱系でのPUREX溶媒（30% TBP/n-ドデカン）およびTRUEX溶媒(CMPO/TBP/n-ドデカン)と硝酸（単相系、二相系）との反応における発熱量の測定を行うとともに、反応速度(活性化エネルギー、頻度因子、反応速度定数等）の解析および各溶媒の引火点、発火点等の測定等を行い、今後の先進的核燃料リサイクルの化学プロセスの安全評価に必要な基礎データの収集を行った。これまでの実験結果から、PUREX溶媒とTRUEX溶媒との比較では、引火点、発火点および各溶媒と硝酸の密封非断熱系での発熱量はほぼ同じであることが確認された。

(4)　核燃料施設における固有安全性に係わる研究

再処理施設の高レベル廃液貯蔵施設等で発生する放射線分解水素や崩壊熱の除去等は掃気や冷却水循環といった動的システムによって行われているが、これらのシステムは、高い信頼性が要求されるために電源や機器の多重化が行われている。平常時および電源喪失等の事故時の安全確保にさらに高い信頼性を得るとともに経済性を高めるために高レベル廃液貯蔵タンクの静的除熱システムおよび静的水素除去システムのフィジビリティスタディとして、分離型サーモサイフォン式ヒートパイプを用いた冷却システムの検討およびPt、Pd系触媒の水素ー酸素再結合触媒の特性評価試験を行った。図8に各触媒の反応温度における反応率の変化（初期活性）を示す。その結果、硝酸ミストによる被毒評価試験、NO_2寿命試験等から、最も低温活性を有するPt/TiO_2触媒が最適であった。また、ヒートパイプの除熱性能評価を検討するために、汎用熱流体解析コードPHOENICSを用いて飽和伝熱式の比較計算等を行い、装置設計およびプロセス計算書の基礎データとして反映した。

(5)　核燃料施設の確率論的安全評価(PSA)に関する研究

核燃料施設の総合的なPSAを実施するための評価手法の開発・整備を行うことを目的として、信頼性データの収集・整備、PSA評価コードの整備およびモデルプラントへのPSA適用研究の3つの課題を設定し、実施している[24]。

信頼性データの収集・整備では、機器故障率等の信頼性データについて、核燃料施設の特徴を考慮し、公開文献データの収集・整備を行うとともに、原子炉施設のPSAに用いられているデータの核燃料施設への適用について検討を行った。さらに、これらのデータを用いてPSAに適切に活用するためのパソコンベースの信頼性データベースの整備を行った。

PSA評価コードの整備では、化学プラントのハザード評価に採用されているHAZOP等をパソコンベースの支援システムとして整備し、核燃料施設のPSAへの適用検討を実施している。また、各工程における発生事象を工学的に解析するためのコードおよび放射性物質の放出量に大きく影響する換気系の挙動を解析するコードの開発・整備を行っている。これまでに、準動的臨界評価コードKRITIK、換気系挙動コードSTAR、RIDO等の導入・整備を行った。

モデルプラントへのPSA適用研究では、これまでに再処理施設の溶解工程、分離精製工程およびプルトニウム精製・濃縮工程についてレベル1 PSAに相当する試解析を実施するとともに、高放射性廃液貯蔵工程についてレベル2 PSAに相当する試解析を実施した[25]。

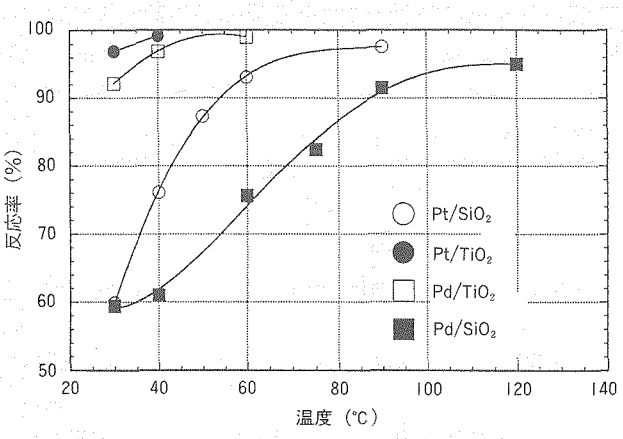


図8　Ptおよび Pd系触媒の反応率の変化

(6) 核燃料施設の安全解析手法の整備

核燃料施設の安全評価手法および評価コードの調査・整備ならびに効率的な利用のための整備を目的としており、これまでに臨界安全および遮蔽解析を主体に研究を実施している。

臨界安全については、SCALE4およびMCNPの導入・整備を継続して行い、これらのコードのMOX体系における特性の把握を行った。ここで得られた知見を基に、MOX系の臨界安全データを算出し、MOX取り扱い施設のための臨界安全ガイドブックの作成を行った。また、臨界安全解析能力の維持・向上を目的として、OECD/NEAで行われている燃焼度クレジットの臨界ベンチマークに継続して参加している。さらに、オンライン臨界安全監視システムの開発のために、ARMAモデルを用いた逐次型未臨界度推定アルゴリズムの開発・整備を行い、未臨界体系の実時系列データ解析に適用し、システム開発に向けての検討を行った[26]。

遮蔽解析については、これまでにEGS4、MCNP、TORT等の詳細解析のための計算コードを導入するとともに、核燃料施設からのスカイシャイン評価を容易に行えるようにするため、既存の遮蔽計算コードを組み合わせたシステムの開発を行った。このうち、EGS4については、解析を容易に行うための汎用ユーザーズコードの開発を行った。スカイシャイン評価システムについては、ガンマ線評価のためのOSCAL、中性子評価のためのNPSS-W等を開発し、すでに、施設の許認可、研究開発のための評価等に適用されている。

9. おわりに

安全管理部門では、施設の安定運転のための基盤技術の整備の一環として、作業環境、施設運転、周辺環境に関連した放射線防護技術の開発を行うとともに、安全裕度の適正化を目的とした、核燃料サイクル施設に共通的な安全工学研究を行ってきた。これまで進めてきた技術開発は、今後ともより一層の高度化を進め、放射線安全管理基盤の充実・強化を図るとともに、質の高い技術と情報を動燃事業団施設あるいは実用化段階を迎えている民間施設に提供、技術移転していくように努める考えである。

参考文献

1) 石黒秀治、武田伸荘："Li_2B_4O7(Cu)素子による自動読み取り型個人線量計の開発(I)"、*保健物理*、*16*、305-316 (1981).
2) 石黒秀治、武田伸荘："$Li_2B_4O_7$(Cu)素子による自動読み取り型個人線量計の開発(II)"、*保健物理*、*17*、27-36 (1981).
3) International Commission on Radiological Protection : "1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection", *ICRP Publication 60* (1990).
4) Y. Naoi, T. Kitabata et. al., : Proc. of 6th Int.Cong. on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, Bournemouth,1, p.97, BNES (1992).
5) 桜井直行、松尾光郎、樋口常久、他："新型転換炉ふげん発電所における放射線管理"、動燃技報、*53* (1985).
6) 江本武彦、鳥居建男、野崎達夫、安藤秀樹："シンチレーション光ファイバーによる放射線空間分布測定"、応用物理学会、*放射線分科会誌「放射線」*、*21*、*3*、49-58 (1995).
7) T. Torii : "Ionization Efficiency of Gas-Flow Ion Chamber Used for Measuring Radioactive Gases by Monte Carlo Simulation", *Nuclear Instruments & Methods in Physics Research A 356*, 225-263 (1995).
8) 清水武彦、林直美、坏憲、野村保、大和愛司、岩井誠："チェレンコフ光測定と液体シンチレーション測定による89Srと90Srの迅速測定法の検討"、*保健物理*、*20*、139-143 (1983).
9) 科学技術庁：放射能測定法シリーズNo.*1*～No.*20*、(1951-1991).
10) H. Katagiri, O. Narita, et.al : "Low Level Measurements of ^{129}I in Environmental Samples", *J. Radioanal. Nuclear Chem. 138, 1*, 187-192 (1990).
11) S. Morita, K. Tobita and M.Kurabayashi : "Determination of Technetium-99 in Environmental Samples by Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry", *Radiochimica Acta 63*, 63-67 (1993).
12) S. Sumiya, N. Hayashi, et.al : "A Radioanalytical Method for Samarium-151 and Prommethium-147 in Environmental Samples", *The Science of the Total Environment, 130/131*, 305-315 (1993).
13) S. Sumiya, S. Morita, et. al : "Determination of Technetium-99 and Neptunium-237 in Environmental Samples by Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry", *Jounal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Articles 177*, *1*, 149-159 (1994).
14) 吉田美香、森田重光、他："マイクロ波質量分析装置(MIP-MS)による^{129}I測定法の開発"、*RADIOISOTOPE, 23*, 181-183 (1996).
15) N. Hayashi, H. Katagiri, O. Narita and M.Kinoshita : "Concentration Factors of Plutonium and Americium for Marine Products", *J. Radioanal. Nuclear Chem. 138*, *2*. 331-336 (1990).
16) 篠原邦彦："線量当量評価に用いる環境パラメータ設定の一例について"、*動燃技報 77* (1991).
17) K. Shinohara and T. Asano : "Environmental Dose Assessment for Low-Level Radioactive Effluents Discharged from Tokai Reprocessing Plant", *Health Physics 62(1)*, 58-64 (1992).
18) 古田定昭、伊藤公雄、石森有："ラドン娘核種連続測定器の開発"、*動燃技報 93* (1995).
19) 伊藤公雄、古田定昭、中島裕治："ラドン娘核種粒径分布の測定"、*動燃技報 98* (1996).
20) 宮部賢次郎、小嶋昇："核燃料施設における放射線測定機器の保全について"、*保健物理*、*24*、345-352 (1989).
21) N. Kojima, K. Miyabe and A. Todokoro : "Maintenance and Calibration of Radiation Monitoring Instruments at Tokai Reprocessing Plant", *The Third International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, RECOD'91 Proceedings, Col.II*, 1117-1122 (1991).

22) 長谷川市郎、森山龍也、宮部賢次郎、都所昭雄：“放射線管理用機器の保全について”、*動燃技報 77*（1991）.
23) 林　直美、武田伸荘：“TRUEX 溶媒の熱特性及び硝酸との発熱反応に関する試験”、*動燃技報 97* pp. 18-29 (1996).
24) 野尻一郎、成田　脩：“再処理施設における確率論的安全評価研究の現状”、*動燃技報 86*、pp.61-64.
25) I. Nojiri and O. Narita, : “PSA Application Study for the HAW Storage Process of a Model Reprocessing Plant”, *PSA'95*, (1995).
26) Yamada, Mochida and I. Nojiri, : “Basic Study on On-line Criticality Surveillance System”, *ICNC'95*, (1995).

概況

新型転換炉の開発

1. 新型転換炉「ふげん」

新型転換炉ふげん発電所は、運転計画に従い平成８年４月22日より第13回定期検査を実施していたが、所定の点検作業ならびに試験・検査を完了し、７月15日に原子炉を起動、翌７月16日より発電を再開して調整運転を行った後、８月８日には総合負荷検査に合格し本格運転を再開した。今後、平成９年１月より予定している燃料交換のための計画停止まで定格運転を継続する。

今回の定期検査では、ＭＯＸ燃料13体、ウラン燃料21体、特殊燃料４体の計38体を取り出し、ＭＯＸ燃料18体、ウラン燃料16体、特殊燃料４体を装荷した。これにより、累積の燃料装荷はＭＯＸ燃料638体、ウラン燃料561体となった。

平成６年より実施してきている定期安全レビュー（ＰＳＲ）のうち「運転経験の包括的評価」について、評価作業の進捗に伴い科学技術庁に対して順次報告を実施している。

また、「ふげん」の設計・建設に関係したプラントメーカーについて品質管理の実態調査等を実施し、原子力発電所の安全確保ならびに品質保証活動の強化の観点から指導および改善を実施した。

平成８年度第２四半期の運転実績は、以下のとおりである。

	発電電力量 (MWh)	発電時間 (h)	時間稼働率 (%)	設備利用率 (%)
８年７月	53,943	379	50.9	43.9
８年８月	122,760	744	100.0	100.0
８年９月	118,800	720	100.0	100.0
合　計	295,503	1,843	83.4	81.1

2. 研究開発

新型転換炉に関する研究開発は、「新型転換炉実証炉建設計画の見直しについて（平成７年８月25日原子力委員会決定）」を受け、「ふげん」の運転に係わる安全性の向上等に必要な研究開発を継続実施することとし、その他基盤技術研究については早期にその成果をとりまとめることとした。この結果、新型転換炉技術確証試験は、今後、大洗工学センターの試験施設を中心に総合評価試験等を実施し平成８年11月末で終了することとした。

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

2.1 「ふげん」における技術開発

「ふげん」のプラント機器・システムの性能・信頼性向上については、被ばく低減の一環として原子炉冷却系系統除染後の運転による系統への放射性物質の蓄積傾向を評価、亜鉛イオン注入、使用済イオン交換樹脂の処理技術に係わる技術開発を継続して実施している。

また、「ふげん」の特長を活かし、プルトニウム利用技術開発施設、国際的共同研究施設として活用していくための諸方策について検討を進めている。

2.2 設計研究

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

「ふげん」高燃焼度燃料の核的特性評価手法の高度化のため、運転データに基づいた精度評価を実施するとともに、ガドリニア入り燃料の燃焼特性評価を継続して行っている。

2.3 炉物理研究

重水臨界実験装置（ＤＣＡ）では、ＡＴＲ炉心の炉心核特性の詳細評価を目的とする基礎的な炉

物理実験および解析を実施している。

2.4 伝熱流動研究

高燃焼度燃料（54本クラスタ）の伝熱流動試験として、ドライアウト後の熱伝達率を明らかにするためポストドライアウト熱伝達率測定試験の試験体組立および試験を実施し、終了した。また、これまでに取得した高燃焼度燃料の定常バーンアウト試験データに基づいて、ＣＨＦ相関式の適用性評価を行っている。

2.5 安全性研究開発

「ふげん」体系における高燃焼度燃料（54本クラスタ）のＬＯＣＡ時特性を把握するため、入口管、主蒸気管それぞれについて、破断試験を実施し、終了した。今後は、下降管破断における破断口径等がＰＣＴに及ぼす感度を明らかにするための試験を実施する。また、シビアアクシデント研究として、溶融燃料がカランドリア管内に放出された時の圧力管の熱影響を調べるため、1100°Ｃの食塩および2300°Ｃのアルミナを用いた実験の解析および報告書の作成を実施している。

「ふげん」一次系化学除染法の開発の一環として、亜鉛注入時の原子炉構成材料の健全性評価を行っている。亜鉛注入および無注入での水質条件で炉外材料試験（各2000ｈ）を完了し、試験片の表面分析およびデータ整理を行っている。

2.6 部品・機器試作開発

高燃焼度54本クラスタ燃料の耐久試験について、7500時間試験を終了した試験体のスペーサ引抜力、フレッティング磨耗深さ等のデータ採取および整理を行い、報告書を作成している。また、水素化物を非破壊法で測定するための定量化精度向上を目的としたウェーブレット解析を行っている。

さらに、実証炉用ＩＳＩ装置（確証試験）の試験を完了し、報告書作成を行っている。

2.7 燃料・材料研究開発

(1) 構造材料

「ふげん」の第12回定期検査時に取り出した第４回圧力管材料監視試験片の引張試験、金相試験および水素分析を終了し、第４回監視試験結果について報告書を作成した。

(2) ＭＯＸ（ＡＴＲ用）燃料のＲ＆Ｄ

実証炉のための燃料照射試験については、電源開発㈱からの受託研究である「ふげん」で照射した集合体の照射試験については、すべての試験を終了し、報告書を作成するとともに、試験の終了に必要な作業を実施している。

ハルデン炉における日負荷追従試験については、照射燃料棒の照射後破壊試験の結果をとりまとめ、報告書を作成している。また、出力急昇試験については、照射燃料棒の照射後非破壊試験の結果をとりまとめ、報告書を作成している。

（動力炉開発推進本部
核燃料サイクル技術開発部）

概況

高速増殖炉の開発

1. 高速実験炉「常陽」

平成7年5月10日に開始した第11回定期検査を継続した。主な定期作業は、7月9日から8月30日にかけて制御棒下部案内管3体の交換作業、その後9月2日から9月20日まで制御棒駆動機構の据付調整を行い、9月24日から燃料交換作業を進めている。

また、定期検査中の改造工事に関しては、新型燃料交換機、燃料交換機制御系および回転プラグ制御系の据付工事を完了し、7月5日に据付後の最終使用前検査を受験し、炉内試験を終了した。

照射技術の高度化、炉心の高性能化を図るための高度化計画(MK－III計画)に関しては、更新する主中間熱交換器の製作、主冷却系の製作設計、材料手配を進めるとともに、MK－III燃料の製作を継続した。

2. 高速増殖原型炉「もんじゅ」

平成7年12月8日に発生した2次主冷却系Cループのナトリウム漏洩事故のため原子炉は停止中であり、事故に関する原因究明作業を継続して実施した。

4月24日に回収した当該温度計ウェル細管部については金属材料技術研究所における詳細調査が終了し、8月28日に大洗工学センターに返却され、大洗工学センターにおいて、その他の2次系温度計（Cループ中間熱交換器入口温度計、過熱器入出口温度計）とともに、さや管段付部の調査が行われている。

その他、漏洩ナトリウムの機器・設備への影響調査として、床ライナの詳細調査を継続して実施している。また、各部屋の機器、盤外面およびエリアの清掃・点検は、7月1日に終了し、ナトリウムエアロゾルの機器等への影響調査を実施している。

3月18日から実施していた設備点検は、8月4日に終了した。設備点検期間中に、制御用圧縮空気設備において、当該設備の運転を制御している電磁弁において、錆等の異物による動作不良が発生したため、配管と電磁弁の交換を実施した。

その他、2次主冷却系循環ポンプポニーモータA号機のケーシングの温度上昇に伴い、8月26日、当該ポニーモータを停止し、調査を行ったところ、モータ内部に潤滑油の混入が認められたため、詳細な調査を実施している。

なお、「異常時状況連絡書」(第4報)を9月20日、福井県に提出した。

一方、大洗工学センターにおいては、「もんじゅ」の事故に関連して実施したナトリウム漏洩実験II(6/7)の堆積物の組成分析等のデータ解析と評価を進めている。また、ナトリウム燃焼挙動解析や建物内でのエアロゾル移行挙動解析を精度よく行うためのコード改良を進めている。

3. 高速増殖炉固有の技術開発

3.1 安全性の研究

集合体内の局所的な異常の拡大防止に関連して、ポーラス状閉塞の冷却限界を調べるための実験的・解析的研究を実施している。

安全解析コードの開発では、炉心損傷事象評価のためのコード群の改良・整備を進めている。起因過程解析コード(SAS4A)については、日欧統合版の整備を進めており、IAEA／CEC共催のBN800炉国際共同評価等への適用を進めている。遷移過程評価コード(SIMMER－III)については、FCI模擬試験、燃料沸騰プール試験、バンドル内溶融／固化試験等の解析を通じて総合検証研究を進めるとともに多成分相変化モデル等のモデル改良の検討を行っている。また、実証炉を対象とした炉心損傷事象評価を行っている。

炉心物質移行挙動試験については、高温融体と冷却材の相互作用試験結果の分析・評価を継続し

た。仏国との共同研究として実施してきたCABRI－FAST試験についての解析評価を進めた。また、平成8年度からの日仏共同試験計画（CABRI－RAFT(Reactivity Accident Fuel Tests)）についての契約を締結するとともに最初の試験の内容の具体化を進めた。

受動安全性に関しては、受動的な炉停止システムや崩壊熱除去システムについての検討を進め、受動的安全方策作動時の炉心出力空間分布を考慮したプラント応答解析等を進めた。

炉内安全性試験計画（SERAPH）については、再臨界排除、炉心局所異常の安定冷却性、高性能燃料の過渡時健全性を重点とした炉内安全性試験課題の検討と、それに対応可能な試験施設概念の検討を継続している。また、駆動炉心燃料の製造技術に関する海外技術の評価を進めた。

ソースターム評価手法の開発に関しては、実燃料からのFP放出挙動評価のためのホット試験装置による予備試験を継続している。

蒸気発生器でのナトリウム／水反応に関しては、伝熱管の高温ラプチャに関する模擬実験（TRUST試験）の準備を行うとともに、蒸気発生器水リーク試験を行うための試験装置の設計を進めている。

確率論的安全評価（PSA）については、事象推移の動的解析手法等の評価手法の整備を継続したほか、温度感知合金を用いた自己作動型炉停止機構の不作動確率の評価方法の検討を進めている。また、炉停止時のPSA評価やリビングPSAシステムの開発・評価を継続している。さらに、信頼性データベースの拡充・整備を進めているほか、確率論的破壊力学手法を取り入れた配管信頼性の評価を進めた。

3.2 炉心・燃料の開発

核特性評価手法の開発については、3次元Hex－Z輸送ノード法コード、モンテカルロ法コードの改良・整備を進めている。また、温度核特性の設計精度評価システム、遮蔽設計基本データベース、JENDLライブラリの共分散データの処理システムの整備などを進めた。

「常陽」での照射技術の高度化については、照射条件を明確にするために、新型ドシメータ等を用いた中性子束評価の精度向上等の炉心管理手法の高度化や中性子照射量、温度等の照射条件を精度よく評価するためのモンテカルロ法コード等の評価技術の整備を行っている。

MA燃焼炉心やPu利用炉心については、仏CEAとの共同研究として互いのコードシステムによる解析結果の比較検討などを行ったほか、MASURCA臨界実験にモンテカルロコードを適用するための準備を進めた。また、MA核種、FP核種の核断面積データ、崩壊熱データ等のデータベースの整備・拡充を大学との協力のもとに進めている。

燃料・材料研究開発について、被覆管材料の中で、将来の長寿命燃料の有望鋼種である酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS鋼）については、冷間加工・再結晶法を適用することにより、冷間圧延で2mの長さの被覆管を製造することに成功した。現在、製造した被覆管の強度・延性特性を評価中である。また、製管法の改良を図るとともに、CEAとODSフェライト鋼開発に関する共同研究を進め、合金設計を行い一部の素管を製造した。

改良オーステナイト鋼(14Cr25Ni)については、改良材の合金成分と熱処理条件を決定し、被覆管製造を開始した。高Ni合金については、炭窒化物析出強化型合金およびγ'析出型合金の試作評価試験を継続して進め、加工・熱処理技術を改良した被覆管の製造法を検討した。

被覆管材料の照射試験については、C型特殊燃料集合体(PFC030)で照射した燃料被覆管、ラッパ管、および材料照射リグ(CMIR)で照射した材料について、透過電子顕微鏡観察による析出物やボイドの形態観察を行い、スエリング挙動を評価した。また、FFTFで照射したMFA-1燃料被覆管、MFA-2燃料被覆管の透過電子顕微鏡観察を行い、オーステナイト鋼のスエリング挙動を継続して評価した。

「常陽」における溶融限界線出力評価試験（B5D-2）については、24本の試験ピン中14本について、溶融限界位置の評価を終了し、溶融限界線出力と試験パラメータとの相関評価を継続実施した。また、残る10本のピンについては、金相試験に着手した。照射を開始していた実証炉用太径中空燃料ピン照射、日米共研フェライト鋼被覆燃料照射等を行うB型特殊燃料集合体および温度制御型材料照射装置（MARICO）は現在炉内にて待機中である。

国際協力による燃料の照射試験については、日米燃料材料共同開発プログラム中のFFTF照射試験にて照射した、改良SUS316鋼被覆管燃料ピン(燃焼度147GWd／t、ペレットピーク)および改良オーステナイト鋼被覆管燃料ピン(燃焼度162GWd／t)等については、米国における照射後試験がほぼ終了し、照射済試料を日本へ輸送する準

備を進めている。平成7年末に計画したすべての試験を終了したEBR-II運転信頼性試験（運転時過渡試験（OTT）と破損燃料継続照射試験（RBCB））については、現在取得したデータの評価解析を実施中である。

日仏交換照射では，仏製改良オーステナイト鋼被覆管燃料は「常陽」で照射継続のため、炉内にて待機中である。一方、PhenixにおけるPNCの改良SUS316鋼被覆管大型バンドル照射は、Phenixが停止中のため待機中である。

燃料集合体の開発については、燃料集合体の湾曲挙動評価精度向上のため、炉心湾曲挙動解析コード（BEACON）の検証を照射後試験データに基づき進めている。また、ラッパ管の照射温度を照射後の硬さ値から評価し、結果を湾曲挙動解析に反映させた。

制御棒の開発については、高燃焼度B_4Cペレットの照射物性データとして、He放出挙動やスエリング挙動の評価を継続した。また、高温シュラウド材について、シュラウド管とB_4Cペレットの両立性試験の結果に基づき、3種の候補材を選定し、AMIR-8照射リグに組み込んだ。「常陽」制御棒のACMIを評価するための照射後試験を開始した。

燃料ピン挙動解析コードCEDARの過渡時における解析精度向上のための改良を進め、過渡解析に必要な被覆管の短時間高応力下での応力歪関係式を導入し、EBR-II運転信頼性試験の過渡照射試験データによるコードに加え、TREAT試験の温度測定データ、変形データを用いた検証を実施している。また、中空燃料挙動を精度よく評価できるよう、特に中空径モデルについて検討を実施している。

バンドル-ダクト相互作用解析コード（BAMBOO）の整備作業として、高燃焼度を模擬した厳しいBDI条件下の精度を向上するため、被覆管の弾性変形および照射クリープ変形による偏平化モデルを組み込む改良を実施した。引き続き、ワイヤのずれによるデスパージョンモデルの改良を開始した。また、破損燃料挙動解析コードSAFFRONについては、改良した燃料ピン内酸素再分布計算モデルの検証計算を継続して実施している。

燃料・材料データベースについては、燃料材料データベースへの「常陽」燃料のPIEデータの登録を継続して実施中である。

「もんじゅ」等の大型燃料集合体の照射後試験施設については、建家内の内装設備および試験機の総合調整試運転を継続実施している。内装設備については、セル内クレーン、試料洗浄設備の遠隔操作保守試験を行った。ピン試験機については、単体自動制御試験を継続するとともに、集合体試験装置については、模擬集合体による機能検査、解体試験を行っている。X線CT検査装置については、画像の鮮明化に取り組み、模擬体による性能確認試験を行っている。また、試験済燃料ピンの再組立については、模擬ピンおよびラッパ管部材の手配を進めている。

3.3 高温構造システムの研究

高温構造設計技術の開発については、材料強度の基準化として、クリープ疲労強度、溶接継手の性能評価等に関する試験を継続し、SMATへのデータ登録を行った。また、「もんじゅ」ナトリウム漏洩事故に関連して、アルカリ腐食試験等の環境効果試験を進めるとともに、ナトリウム燃焼生成物による材料の腐食特性解明のための試験準備を進めた。ナトリウム漏洩実験IIについては、ライナーの構造解析・評価を進めた。また、構造強度評価法の基準化に向けて、クリープ疲労評価法、ラチェット評価法、溶接部クリープ評価法の開発を進めた。

信頼性評価技術の開発については、高速炉のLBB（破断前漏洩）評価法の高度化に向けて、き裂進展評価法、冷却材漏洩挙動評価法、配管不安定破壊評価法、確率論的き裂評価法、異常環境効果評価法、寿命・余寿命診断法等の開発を進めた。また、ナトリウム／水蒸気環境による材料損傷評価技術について、カナダで開催されたASME PVP'96にて発表した。

荷重緩和技術の開発については、コモンデッキ方式上下免震構造に鉛ダンパによる減衰機能を付加した場合の振動特性を調べる試験を実施している。PNC/CEAのSYMPHONY炉心耐震共同研究の一環として、7月初旬に仏サクレー研究所で3列モデル試験を実施し、データの評価を進めた。

構造解析技術の開発については、炉心湾曲や炉心耐震に対する解析手法の開発、汎用構造解析手法（FINASコード）の高度化などを進めた。また、「もんじゅ」事故の原因究明のためにライナ変形データ等の取りまとめを行った。

2次系削除システムの開発については、2重管蒸気発生器小型モデルの高流量下での伝熱流動試験について、水側伝熱相関式の解析・検討を進めた。

伝熱・流動については、流体－構造系の統合シミュレーション研究として、流体－構造相互作用、

複雑形状空間における熱流動、核熱流動の結合等を評価する解析コードの開発・検証を進めた。

監視・計測技術については、２重伝熱管外面検査手法である漏洩磁束探傷装置のシステム化を行っている。また、２重伝熱管内面検査手法として、レーザ光による探傷法を開発するためレーザセンサーを試作している。

4. プラントシステム設計研究

安全性、信頼性、経済性に優れた高速増殖炉の実用化を見通すとともに、環境への負荷の低減、核不拡散性への配慮等を目的とした先進的核燃料リサイクル技術実証のため、大型炉設計研究とリサイクル試験炉の開発に関するプラントシステム設計研究を実施している。

大型炉設計研究については、大型リサイクル炉心設計としてマイナーアクチニド等を含有する窒化物燃料炉心の核熱特性解析を進めるとともに、固有安全性に関して、燃料集合体ダクトの有無および酸化物燃料炉心との比較検討を進めている。ダクトレス炉心については、炉内熱流動特性向上および低剛性集合体取扱性向上の観点より、燃料ピン仕様、集合体配列構造、燃料集合体上部遮蔽体の分離再利用概念および炉心拘束概念の検討を実施している。

リサイクル試験炉の開発については、経済性に優れた再処理および燃料製造法に基づく燃料形態を採用した先進的核燃料リサイクル技術を、工学的規模の炉心体系で実証する試験炉概念について検討を進めている。前年度までの概念検討結果を踏まえ、炉心燃料、原子炉構造、冷却系、燃料取扱系および安全性等に関わる検討を行っている。

5. 原型炉技術の総合評価と高度化技術開発

「もんじゅ」の成果を実証炉以降の開発に反映するため、原型炉技術の総合評価と高度化技術開発を進めている。

原型炉技術の総合評価については、設計裕度および増殖性能等について、総合機能試験段階、性能試験段階および本格運転段階と段階的に評価を進める計画であり、現在は、総合機能試験段階のデータと一部実施された性能試験データに基づいて評価を進めている。

ナトリウム漏洩事故対応については、新型ナトリウム温度計の開発、ヴァーチャルエンジニアリングによるナトリウムエアロゾル挙動解析、ドレン操作の最適化のためのプラント挙動解析を進めている。

高度化技術開発では、炉心性能の向上として、高燃焼度化および運転稼働率向上等を目的とした燃料・炉心設計を進めている。また、運転／保守技術の高度化としては、プラント異常診断および運転／保守支援の検討を進めるとともに、「もんじゅ」を用いた検査・補修技術、燃料交換技術、乾式キャスクによる燃料貯蔵検討等のプラントの高度化検討を実施している。

国際的に開かれた共同研究の場として「もんじゅ」における研究開発を推進するため、４名の国際特別研究員を欧米より招聘し、研究開発を推進している。

（動力炉開発推進本部
核燃料サイクル技術開発部）

概況

核燃料サイクルの開発

1.　燃料開発および製造

(1)　ＦＢＲ燃料の開発

プルトニウム燃料第３開発室ＦＢＲラインでは、「常陽」第６次取替燃料（その２）（38体）の製造を終了し、引き続きＭＫ-Ⅲ移行炉心燃料(20体）の製造を継続実施した。また、並行して工程内滞留量を低減化するため、回収作業を継続実施した。

(2)　ＡＴＲ燃料の開発

プルトニウム燃料第２開発室ＡＴＲラインでは、「ふげん」第25回取替燃料（20体）および第26回取替燃料（18体）の製造を継続して実施した。

(3)　プルトニウム燃料の利用技術開発

1）プルサーマル照射試験

ハルデン炉で照射するＭＯＸ-Gd_2O_3 燃料要素の輸送準備を継続した。また、電力との共同研究として実施しているドットワード炉（ＢＷＲ用）による照射後試験は、すべての試験、データ解析・取りまとめを終了した。

2）炭・窒化物燃料に関する研究

窒化物燃料製造技術開発として、窒化物燃料製造設備を用いたウラン試験を継続した。

照射試験については、炭・窒化物燃料の基礎照射試験に関する原研との共同研究を継続しており、「常陽」ＭＫ-Ⅱ２９サイクルにて照射を開始した照射燃料ピンは、現在炉内にて待機中である。窒化物燃料製造技術開発として、窒化物燃料製造設備を用いたウラン試験を継続した。

(4)　プルトニウム燃料加工施設

ＡＴＲ実証炉建設計画の中止決定を受け、関係者間の合意に基づく本施設の活用方策(案)（民間と共同で実施する軽水炉用ＭＯＸ燃料製造要素技術開発およびＦＢＲ高度化燃料（中空ペレット）製造技術開発）に対応すべく、新型ＭＯＸ燃料製造技術開発施設として概念検討および設計検討を継続実施した。

2.　プルトニウム混合転換技術開発

(1)　プルトニウム転換技術開発

プルトニウム転換技術開発施設（転換能力：10 kgMOX／日）は、混合転換運転を引き続き継続するとともに、７月22日より再処理施設第12回定期検査を開始した。

(2)　湿式回収技術開発

PuO_2 の電解溶解法において、酸化触媒として使用する Ag^{2+}の再利用を図るための回収試験(コールド試験）を継続した。

3.　ウラン転換

(1)　回収ウラン転換技術開発

電力会社と共同で進めている回収ウラン転換実用化試験を前期に引き続き継続した。

（核燃料サイクル技術開発部
核燃料施設計画部）

概況

再処理技術の開発

1.　再処理工場の現状

東海再処理工場は、96－1キャンペーン終了後のインターキャンペーン中の工程内機器の点検整備等を終了し、平成8年9月25日より運転（96－2キャンペーン）を開始した。96－2キャンペーンでは、平成8年12月初旬までに約25トンの使用済燃料を処理する計画である。

なお、平成8年9月末現在の使用済燃料の累積処理量は、約895.8トンであり、累積受入量は平成8年9月末で、1,000トンを超えた。

2.　再処理技術の開発

(1)　高信頼性機器の開発

新材料を用いた酸回収蒸発缶小型モックアップ試験設備については、非破壊検査を継続するとともに、本設備の解体および腐食評価の準備を継続した。

(2)　前処理工程の高度化技術開発

軽水炉燃料再処理技術の改良・高度化等に対応した新型プロセス機器の開発を継続した。また、前処理工程施設設計の平成8年度設計作業に着手した。

(3)　供用期間中検査技術開発

セル内の機器を遠隔で点検するための試験装置は、東海再処理工場への適用に向けた装置開発を進めるとともに、赤外線を用いた新検査システムの基礎試験を進めた。

(4)　遠隔技術開発

大型塔槽類の解体・撤去・据付技術開発については、信頼性・効率化向上等のシステム改良検討に基づき、改良型切断装置の試作を行った。

3.　高速炉燃料再処理技術開発

(1)　プロセス技術開発

1)　前処理工程技術開発

レーザー解体試験装置を用いて、切断性能評価試験を継続して進めている。

2)　主分離工程技術開発

遠心抽出試験器を用いて、性能確認試験を継続するとともに、試験データの解析評価を進めている。

(2)　材料技術開発

Tcの材料腐食の影響評価試験の計画を検討した。

(3)　遠隔技術開発

遠隔継手開発については、耐食性試験を終了し、結果の評価を行っている。

(4)　分析技術開発

吸光光度法、放射能分析法、質量分析法により、U・Pu濃度あるいは核種別濃度を分析する技術について、評価試験を行っている。

4.　高レベル放射性物質研究施設（ＣＰＦ）

Np共抽出を目指したピューレックスプロセスの高度化およびMA分離に係わる試験結果のデータ整理、解析を継続するとともに、ＣＰＦのMA分離試験等の機能強化のための改造の準備として、セル内の除染を進め、内装設備解体手順の検討を行っている。

5.　リサイクル機器試験施設（ＲＥＴＦ）建設

建築工事は、地下1階躯体工事および地上3階までの鉄骨工事を終了し、地上1階躯体工事を実施中である。内装工事は、地下1階躯体埋設物の据付工事を終了し、地上1階躯体埋設物の据付工事を実施中である。また、先入れ機器の製作を継続した。

許認可関連では、平成8年9月11日に建物設工認変更（第3回）の認可を受けた。

（核燃料サイクル技術開発部
核燃料施設計画部）

概況

ウラン資源・探鉱と技術開発

海外において調査探鉱を実施するとともに、調査結果の解析およびウラン資源・鉱業に関する情報収集・解析を行っている。また、探鉱技術開発として、ウラン探査・採鉱・製錬および環境保全に係わる技術開発を行っている。

1.　海外調査探鉱

米大陸、アジア・オセアニア、アフリカにおいて現在10の調査探鉱プロジェクトを実施し、特にカナダ北西準州での試錐調査で強いウラン鉱化作用を確認した。

1.1　カナダ

クリスティーレイクおよびウォーターファウンドリバーでは、これまでの調査結果の解析・検討を行った。

プリンセスメリーでは、夏期試錐調査の結果、アンドリューレイク鉱床周辺およびエンド鉱化帯周辺の3孔で10%U・mを超えるウラン鉱化作用を確認した。また、ドーンレイク（物理探査、試錐調査）およびウォーリー（物理探査）では、夏期調査を実施した。

1.2　オーストラリア

ルーダルでは、地表放射能調査、ヘリボーン磁気調査および地上ＥＭ調査を実施し、調査結果の解析を行っている。

アルンタでは、試錐調査を実施し、17孔中12孔で放射能異常を確認した。

アーネムランドウエストでは、エアボーン（放

調査探鉱位置図



射能、磁気）調査、垂直電気探査、地表放射能調査を実施し、調査結果の解析を行っている。

1.3 ジンバブエ（アフリカ）

昨年実施したヘリボーン調査により確認した放射能異常地点について、地上放射能調査およびトレンチ調査を実施した。

1.4 中国

遼東では、地表調査（トレンチ）、物理探査（電気・磁気）、地化学探査および試錐調査を実施し、調査結果の解析を行っている。

1.5 海外法人等

カナダおよびオーストラリアの現地法人、フランスおよび中国の海外事務所に長期滞在員を派遣し、各プロジェクトの実施、共同調査の管理およびウラン資源に係わる情報収集を行っている。

1.6 資源情報調査

ウラン資源・ウラン鉱業に関する情報を収集・解析し、「ウラン」「動燃資源情報」として取りまとめ関係各所に提供した。また、カザフスタンのウラン鉱業の現状について現地調査を実施した。

ウラン資源ポテンシャル解析システムへの中国調査データの入力およびシステムの利用環境の整備を行った。

ウラン需給解析等を効率的に行うため、ウラン資源・ウラン鉱業に関する情報のデータベース化を継続して行った。

2. 探鉱技術開発

2.1 探査技術開発

探査データの複合解析技術開発のための情報収集および検討を行った。

物理探査技術開発では、３次元空中電磁法シミュレーションプログラムの特性解析を行った。

2.2 採鉱技術開発

東濃鉱山坑道内でのラドン平衡係数の測定を行った。また、ラドンおよび娘核種の拡散評価に関する評価コードの検討を行った。

2.3 鉱石試験

数値鉱化モデル開発として、解析プログラム（ＵＲＡＦＲＭ）のビジュアル化の検討を行った。新製錬法技術開発として、不整合関連型ウラン鉱石からのウランと不純物との分離試験およびラジウム吸着剤等に関する試験・分析を行った。

2.4 環境保全技術開発

夜次鉱滓堆積場への流入水の発生源、流水量および組成の調査および露天採掘場の安全評価のため評価プログラムを用いた解析を行った。

鉱害対策として、麻畑２号かん止堤補強工事の工事管理を行った。また、人形峠鉱山、東郷鉱山および旧倉吉鉱山の捨石堆積場等について鉱害防止、危害防止のための施設の維持・管理を行うとともに鉱山保安法および県協定等に基づく巡視・点検、ヒープリーチング施設維持のための点検および施設周辺の整備を行った。

（国　際　部）

概況

廃棄物処理処分に係る研究開発

1．ガラス固化技術開発施設（ＴＶＦ）開発運転

プラント規模でのガラス固化処理技術の実証を図るために再処理工場から高放射性廃液を受け入れ、開発運転を実施している。その一環として、96－１試験の報告書の作成を継続するとともに、９月25日、溶融炉への高放射性廃液をもって96－２試験を開始し、９月27日に１回目のガラス流下を実施した。

2．高レベル廃棄物処理技術開発

(1)　溶融技術高度化試験

ＪＣＥＭ工学試験装置の電極の耐久性評価ならびに白金族元素の抜き出し性評価を行った。また、ガラス溶融炉熱流動解析の精度向上のための解析評価を実施するとともに、炉内検査技術開発および耐火物の分別・除染技術に関する検討を進めている。

(2)　高減容処理技術開発

高減容処理のために、模擬高放射性廃液および模擬廃棄物ガラスからの白金族元素分離試験を行っている。

(3)　ガラス固化体品質評価・保証技術開発

ガラス固化体の品質保証体系を構築するためにデータベースの整備を継続した。

3．高レベル廃棄物処分研究開発

(1)　地質環境条件の調査研究

日本の地質環境の概略を把握するため、全国的な視野で地層の分布、地質構造、岩石の力学・熱特性、地下水の水理や地球化学的特性等に関するデータの取りまとめを継続した。

(2)　処分技術の研究開発

人工バリアおよび処分施設に要求される性能を確保し得る技術的方法を具体的に明らかにするために、人工バリアの設計・製作・施工に関する試験研究ならびに処分施設の設計・建設・操業・閉鎖の要素技術に関する工学的検討を進めている。

(3)　性能評価研究

地層処分システムの長期的な性能の検討を行うために、上記(１)、(２)の成果も取り入れつつ、以下の研究を継続した。

①　地層処分システムの性能評価シナリオの解析

②　地下水の性質の解析

③　ニアフィールドにおける熱・水理・化学・力学的諸条件の解析

④　人工バリアおよび天然バリア中の放射性核種の移行の抑制に関する研究

⑤　人工バリアの健全性に関する研究

⑥　人工バリアのナチュラルアナログ研究

(4)　国際共同研究

スイスＮＡＧＲＡおよびスウェーデンＳＫＢとの共同研究として、それぞれ核種移行特性およびサイト特性調査技術開発／水理地質モデル開発に関する原位置試験を推進している。また、米国ＤＯＥと亀裂性媒体中の水理・物質移動およびアクチニド元素の溶解度に関する共同研究を継続した。また、カナダＡＥＣＬとＡＥＣＬの地下研究施設（ＵＲＬ）におけるトンネルシーリング性能に関する共同研究を継続しており、９月12日～13日、試験調整会議を実施した。

4．地層科学研究

(1)　地質環境の長期安定性に関する研究

天然事象に関する研究では、火山、地震・断層、および隆起・沈降に関する研究を継続し、地層科学研究検討会、火山部会、地震・断層部会を開催した。

(2)　地質環境調査技術開発

地下水調査機器および物理探査手法の開発を継続した。

(3)　地質環境特性に関する調査研究

堆積岩および花崗岩を対象として以下の項目を

実施した。

① 坑道掘削に伴う力学・水理学的影響研究
② 地下水の流動に関する研究
③ 地下水の地球化学的研究
④ 物質移動に関する研究

(4) 陸域地下構造フロンティア研究

神岡鉱山において活断層を調査するための坑道掘削を継続するとともに、9月19日、陸域地下構造フロンティア研究推進委員会を開催した。

5. 低レベル廃棄物処理技術開発

(1) クリプトン除去技術開発

クリプトン回収・固定化技術に関する中間報告書の作成を継続するとともに、9月25日、定期検査運転を開始した。また、イオン注入固定化法による回収クリプトンの長期貯蔵技術開発については、ホット試験設備の設置工事を終了するとともに、使用前検査を受検し合格し、試験準備の一環として作動試験を実施している。

(2) ＴＲＵ廃棄物管理技術開発

減容安定化技術開発として、水酸化鉄共沈による核種除去条件を設定するためのホット基礎試験を実施した。また、ヨウ素含有廃棄物固化処理技術開発について、水熱固化処理コールド試験および金属マトリックス固化法の検討を行った。

(3) 核燃料施設解体要素技術開発

核燃料施設解体の要素技術開発として、①放射線測定、②除染、③解体、④解体技術の評価手法等の技術開発を実施している。

(4) 雑固体廃棄物処理高度化技術開発

雑固体廃棄物を一括溶融し、安定化・減容化を図る処理技術に関する調査を継続している。

6. ＴＲＵ廃棄物処分技術開発

(1) 性能評価研究

アスファルト固化体からの核種、塩の浸出特性、高pH下でのベントナイト変質挙動および核種移行特性、低pHセメントの検討、アスファルトの微生物劣化、各種物質中のガス移行特性等について試験を継続した。

(2) 大空洞処分技術の開発

代表的な地層中での掘削可能な空洞径について検討を行っている。

(3) 処分システム設計研究

処分システムの概略構成の検討等、予備的な設計を実施した。

7. 放射性廃棄物管理

(1) 東海事業所における廃棄物管理

① プルトニウム廃棄物管理

プルトニウム燃料製造施設等から発生した固体廃棄物をプルトニウム廃棄物貯蔵施設および屋外固体廃棄物貯蔵庫に受入れ、貯蔵管理を実施した。また、プルトニウム廃棄物処理開発施設においては貯蔵施設等から固体廃棄物を受け入れ、減容処理を行った。

② ウラン廃棄物管理

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

③ 再処理廃棄物管理

再処理施設から発生した固体廃棄物については高放射性固体廃棄物貯蔵庫および低放射性固体廃棄物貯蔵場に受け入れ、貯蔵管理を実施した。また、液体廃棄物については低放射性濃縮廃液をアスファルト固化処理施設に、廃溶媒等は廃溶媒処理技術開発施設に受け入れ、固化処理した後、固化体をアスファルト固化体貯蔵施設へ移送して貯蔵管理を実施した。

(2) 大洗工学センターにおける廃棄物管理

固体廃棄物前処理施設において、照射燃料集合体試験室等から受け入れたα廃棄物の減容・解体処理を行い、廃棄物管理施設に搬出した。「常陽」廃棄物処理施設では、「常陽」および照射燃料集合体試験室等から受け入れた燃料洗浄廃液等の処理を行い、廃棄物管理施設へ移送した。

（環境技術開発推進本部）

概況

ウラン濃縮技術の開発

1．研究開発

(1)　新素材を用いた遠心機開発

高度化機開発は、遠心機各要素の改良設計および低コスト化検討を行うとともに分離流動試験、遠心機材料の物性試験を行った。また、遠心法先導的技術開発として、新素材の物性評価試験、振動および強度等の解析・評価を行うとともに、超高性能遠心機の設計、回転性能および分離性能試験を行った。

(2)　分子レーザ法濃縮技術の開発

分離性能の最適化を目指した工学試験を継続した。

工学試験としては、UF_6冷却温度およびレーザ波長をパラメータとした分離特性試験を継続するとともに、超音速ノズルの性能評価試験を継続した。

2．濃縮工学施設

実用規模カスケード試験は、濃度安定性試験、全還流排気試験および試験設備機器の定期点検を行った。

また、遠心機処理装置の一部機器の据付を行った。

3．原型プラント

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

なお、９月12日からは、回収ウランの再濃縮を開始した。

（核燃料サイクル技術開発部
核燃料施設計画部）

概況

安全管理技術の開発

1. 個人被ばく線量当量測定・評価技術の開発

(1) 外部被ばく線量測定・評価技術の高度化

新型ＴＬＤバッジの開発については、エネルギー特性試験を引き続き実施した。また、昨年度整備した「グロー曲線解析システム」に品質管理支援等の拡張機能を盛り込んだ「線量評価支援システム」のシステム設計を開始した。

(2) 内部被ばく線量測定・評価技術の向上

α線放出核種の内部被ばく線量評価の改良に関する研究である、Pu／Amの同位体比に基づくPu摂取量の評価方法の確立については、吸入摂取事故時に現場で採取されるスミヤ等の試料からPu／Amの同位体比を測定する方法を検討した。また、放射能絶対測定法の一つである$\gamma-\gamma$同時計数法を全身カウンタ体内放射能測定に適用することによる計数効率が被験者の体格に依存しない測定法の開発については、放射線保健室の鉄室内に設置してあるγ線用Ge検出器の測定試験を実施した。

2. 放射線モニタリング技術の開発

(1) 核燃料施設における放射線管理設計の標準化に関する研究

これまでの核燃料施設における放射線管理に関する知見、考え方を基に放射線管理設計の基準化を図るための研究のうち、放射線管理手法のとりまとめについては、30年間におけるプルトニウム燃料工場の放射線管理実績を集約するための調査を継続するとともに、比較対象の国外プルトニウム取扱施設における放射線管理手法の調査項目を検討した。また、要素技術については、グローブボックス表面に容易に取り付け可能な「薄型表示付ガンマ線用線量計」の開発と、管理区域立ち入りごとの被ばく管理を行う「被ばく管理装置」の開発を継続し、試作器の仕様を検討した。

(2) 放射線作業被ばくの低減化に係わる研究

放射線下作業、特にセル内等の非定常的な作業における作業員の被ばく低減を目的とした、①簡便で効果的な遮蔽体、除染剤の開発、②身体負荷の軽減を考慮した防護具の開発、③被ばく監視、管理機器の高度化に係わる研究については、国内原子力発電所への訪問調査結果をとりまとめるとともに、被ばく低減化達成のための各種要素技術に係わる開発動向の調査を開始した。

(3) 再処理施設における放射線監視・管理のシステム開発に関する研究

放射線監視支援システムの開発については、放射線監視モニタおよび排気モニタを対象とした指示値上昇時の対応に関するＡＲＥＳによる試行およびシステム構築案の検討を継続した。

放射線作業管理については、特殊放射線作業計画時の助言・指導のための支援システムに関する必要な知識や経験の洗い出しを継続した。また、現状の進捗状況を踏まえ、平成９年度までの構築計画を作成した。

(4) 放射線モニタのシミュレーション応答解析に関する研究

実験的に感度評価が困難な核種、エネルギー等に対する放射線モニタ類の感度評価を目的とした計算機を用いたモニタ等に使用している放射線検出器内での放射線挙動シミュレーションによる検出器内の応答を解析する研究については、中性子検出ガス比例計数管に関する応答解析用計算コードの検証と拡張整備を継続した。

3. 環境安全技術の開発

(1) 影響評価手法に関する研究

リスク評価手法を用いた環境影響評価に関する調査研究については、外部性評価（Estimating Externalities）に関する文献等をレビューし、知見をとりまとめた。また、事故時の環境影響評価を目的としたダイナミックエコロジカルモデルの

開発については、現実のフィールドをより再現するための検討を実施した。

(2) 移行挙動および変動要因に関する研究

フィールドデータの収集・検討については、各種環境試料中の^{3}H、^{14}C、^{239}Pu ^{240}Pu、^{241}Am等放性核種の分析・測定を継続し、環境中における分布を調査した。土壌環境に関する研究については、土壌表層への核種の保持に影響を及ぼす有機酸錯体の安定度定数を測定し、得られた結果を基に環境中における核種の存在形態を推測した。また、土質変化の主要因である酸性雨の現状を調査し、土壌の酸性化による核種保持力の変化を評価するための実験を実施した。

(3) 分析技術の高度化研究

ICP-MSを用いた^{99}Tcおよび^{237}Npの分析法の高度化研究については、キレート樹脂(Elchrom TRU spec.)による濃縮および測定の際妨害となる^{99}Ru、^{238}Uの除去についてトレーサ実験を継続した。また、マイクロ波導入プラズマ質量分析装置(MIP-MS)の長半減期核種分析への適用研究については、検出信号のドリフトを測定するための内標準試薬の選定試験を実施した。

(4) 広域拡散影響評価手法に関する研究

海洋環境の広域拡散手法に関する研究については、昨年度の委託研究先との打ち合わせを行い、研究の方向性について検討した。また、総合リスク評価手法の開発については、リスク評価手法に関する文献を調査した。

(5) 湖沼系における放射性核種移行調査

実湖沼の放射性核種移行特性の調査に基づく、湖沼系における放射性核種移行モデルの検討については、湖沼湖底体積物中^{137}Cs等分析データの整理・解析を継続した。また、モデルのパラメータの特性について解析した。

(6) 大気中ラドン濃度の測定

積分型測定器による大気中ラドン濃度の測定および地表からのラドン散逸量の測定等の調査を継続した。また、ラドン標準校正チェンバを利用した各種測定器の校正を実施した。

4. 安全工学研究

(1) 放射性物質の閉じ込めに関する研究

グローブボックス換気系に設置されている負圧調整ダンパの能力を増加させた場合における消火ガス放出量とグローブボックス換気系の応答把握試験を継続するとともに、ＨＥＰＡフィルタの目詰まりに関する試験を進めた。また、火災事故時換気系評価コードFIRACにエアロゾル解析機能を追加するための整備作業を実施した。

(2) 異常事象評価試験研究

示差走査熱量計を用いたＣＭＰＯ／ＴＢＰ混合溶媒と硝酸の二相系の反応熱量を測定するとともに、加速速度熱量計を用いた100％ＴＢＰ－硝酸平衡溶媒等の単相系溶媒の反応熱量測定を継続した。また、再処理工程内で発生する反応性微量生成物に関する文献を調査した。

(3) 静的安全機能を有する機器の核燃料施設への適用に係わる研究

静的水素除去システムの成立性については、静的機器の使用例等の調査を進めるとともに、水素・酸素再結合触媒の水素除去特性試験内容に関する検討を継続した。また、分離型熱サイフォン式ヒートポンプを用いた除熱特性基礎試験装置の検討および除熱性能評価コードの調査を継続した。

(4) 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

臨界安全については、SCALE 4を用いたOECD／NEA燃焼度クレジット臨界ベンチマークのための計算を行うとともに、アクチニド核種の臨界量を算出した。また、オンライン臨界安全監視システムの開発として、大洗工学センター臨界工学試験室(DCA)で測定した中性子雑音データの解析を継続した。

遮蔽安全解析については、ＥＧＳ４汎用ユーザーズコードの高度化のための作業を行うとともに、ＮＰＳＳ-Wの検証計算およびパソコンへの導入のための整備作業を実施した。

(5) 核燃料施設の確率論的安全評価に関する研究

信頼性データの収集・整備については、改良整備を行った信頼性データベースプログラムの機能拡張のための作業を継続した。

ＰＳＡ手法の開発・整備については、再処理施設のヒューマンファクター分析に関するシステム開発のための作業を継続した。また、モデルプラントへのＰＳＡ適用研究については、再処理モデルプラントのプルトニウム転換工程にＰＳＡを適用するための検討を継続した。

(安　全　部)

概況

核物質管理業務

1. 核物質管理

(1) 核物質使用状況調査

平成７年12月末時点における動燃事業団のプルトニウム管理状況の調査をまとめ、科学技術庁へ報告した。また、平成８年度の海外におけるプルトニウム利用の動向調査を継続した。

2. 核不拡散

(1) 核不拡散に関する国際的な動向調査を実施した。

(2) ＤＯＥとの共同研究として、「遠隔監視」については、常陽施設内に機器を設置し、システムの機能確認を行った。また、「透明性」については、「透明性」の適用オプション等に関する調査等を進めた。

(3) 透明性向上策として、インターネットを介して、核不拡散情報の発信を行った。

(4) 国への支援業務として、プルトニウムの国際管理関係国会合、核兵器解体プルトニウムの処置およびガザフスタン非核化支援等に関してフォローを行った。

(5) 外部有識者を中心として構成される核不拡散対応研究会を開催した。また、同研究会と動燃事業団とで開催する「第２回ＰＮＣ核不拡散フォーラム」の準備を進めた。

3. 核物質防護

(1) 施設関係の核物質防護

① 大洗工学センターの核物質防護管理者の選任・解任届を科学技術庁長官へ届出た。（７月）

② 東海事業所使用施設等核物質防護規定の変更申請が科学技術庁長官より認可された。（７月）

③ 中央核物質防護委員会の委員により、各事業所の核物質防護措置を確認するため、東海事業所および大洗工学センターの核物質防護施設の巡視を実施した。（８月～９月）

(2) 輸送関係の核物質防護

輸送における取決めの締結確認申請書を科学技術庁長官へ11件提出した。

4. 保障措置

(1) 定常業務

① 計量管理報告

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

〔件数〕

(a) 在庫変動報告書(ICR) ……73
(b) 実在庫量明細報告書(PIL) ……13
(c) 物資収支報告書(MBR) ……13
(d) 国籍管理報告書(OCR) ……105

② 実在庫確認(PIT)および実在庫検認(PIV)

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

(2) 技術開発

次の保障措置技術開発を実施している。

プルトニウム燃料製造施設においては工程内核物質測定用の改良型非破壊測定装置（ＭＡＧＢ）の開発およびペレット製造工程内残留プルトニウム測定用非破壊測定システム（Super GBAS）の改良を実施している。

事業所	施設
東海	再処理施設 PPFF PCDF
人形	R&D施設 ウラン濃縮施設
大洗	FMF

再処理工場において、入量計量中のウラン・プルトニウムの迅速分析法の開発および廃棄物の分析・測定技術向上のためのレーザー光音響分析法の開発を実施中である。

5. 核物質の輸送

(1) 輸送業務

次の輸送業務を実施した。

① 回収ウラン

② 照射済燃料ピン

③ 「常陽」照射用炉心燃料集合体

(2) 核燃料物質等輸送関係許認可業務

次の輸送に関係する科学技術庁、原子力安全技術センター、運輸省、公安委員会に対し、必要な許認可手続きを行った。

① 照射済燃料ピン

② 回収ウラン

③ 「常陽」照射用炉心燃料集合体

④ 「ふげん」使用済燃料

(3) 輸送容器関係許認可業務

科学技術庁に対し、次の許認可手続きを行った。

① 核燃料輸送物設計承認申請〔TOSS型：試料用〕

② 容器承認申請〔TN9121／B型：「常陽」取替用〕

(4) 輸送容器の開発

プルトニウム航空輸送容器開発については、開発作業を継続実施するとともに、今後の開発計画を検討した。

「もんじゅ」照射後試験用燃料輸送容器の開発については、大型照射後試験施設での取扱試験を継続実施した。

「もんじゅ」使用済燃料輸送容器の開発については、安全性実証試験用供試体製作を開始した。

（核物質管理部）

国際協力

国際会議
海外派遣等

平成８年７月から９月までの間の主要な国際会議の開催および参加、動燃事業団への主要外国人の来訪および海外派遣は次のとおりである。

(1)国際会議

国　内

期　　日	開　催　場　所	会　議　名　及　び　内　容
7/8～10	東　　海	「PNC/CEA先進技術分野における協力協定に基づく専門家会議」 双方が開発を進めている二座配位型抽出剤によるアクチニドの分離を中心に比較評価を行うとともに、次世代に向けての新しい核種分離技術に関する情報交換が行われた。
9/8～11	大　　洗	「PNC/CEA先進技術協力に関するコーディネータ会議」 窒化物燃料炉心の検討、Pu及びMA燃焼炉心、燃料、安全に関する共同研究の進捗状況のレビューが行われた。

国　外

7/7～14	仏国・カダラッシュ研究所、スーパーフェニックス	「PNC/CEA先進技術分野における協力協定に基づく炉物理専門家会議」 燃焼炉心関連研究の進捗状況の報告及び炉心解析技術についての議論が行われた。

(2)海外派遣・留学

派遣・留学先	期　　間	人数	目　　的
PNCカナダ	1996．7．1～1998．6.30	1名	カナダにおけるウラン調査探鉱に関する業務
墺IAEAサイバースドルフ保障措置分析所	1996．9．2～1998．3.31	1名	JASPAS（対IAEA保障措置支援プログラム）に基づき、分析業務を支援する
米国　カリフォルニア大学バークレー校	1996.10．1～1997．9.30	1名	天然バリアである岩盤中の地下水の流れ及び物質移動のモデル化に関する研究
スイス　ポールシェラー研究所	1996．8.31～1998．2.28	1名	振動充塡燃料の製造及び同燃料を使用した「常陽」での照射試験実施に関する許認可取得に必要な設計情報等の情報交換
仏国　CEAスーパーフェニックス発電所	1996.10．1～1997．9.30	1名	もんじゅ/スーパーフェニックスの技術協力の一環として駐在し、連絡業務等を行う

(3)主要外国人の来訪

特になし

活　動

外部発表
特許・実用新案

■外部発表

平成８年７月～９月において外部発表を終了したものは次のとおりである。

件　名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
SPLASH Program for Three Dimensional Fluid Dynamics With Free Surface Boundaries	Computational Mechanics	動燃	山口　彰
「常陽」MK-Ⅱ炉心の炉心・燃料管理経験	日本原子力学会誌	同上	有井　祥夫、青山　卓史 鈴木　惣十
Overveiw of Vapor Explosions Relevant to Nuclaer Reactor Safety	セミナー「原子力安全と蒸気爆発一伊豆1996一」 文部省科研費重点領域「蒸気爆発の動力学」	〃	近藤　悟
オブジェクト指向過渡熱応力リアルタイムシミュレーションコードPARTS（３）構造物温度・応力応答計算部品の開発	熱工学シンポジウム 日本機会学会	〃	笠原　直人、井上　正明
オブジェクト指向過渡熱応力リアルタイムシミュレーションコードPARTS（２）熱流動計算サブシステムの開発	同上	〃	井上　正明、笠原　直人
先進的核燃料リサイクルの研究開発の現状と展開	原子力学会第11回夏期セミナー	〃	山村　修
先進的核燃料リサイクルの研究開発の現状と展開（OHP集）	日本原子力学会　第11回夏期セミナー	〃	野村　茂雄、山村　修
Thermal Response Evaluation of Austenitic Stainless Steels DuetoRandom Sodium Temperature Fluctuations	1996 Joint ASME/ICPVT-8 Pressure Vessels and PipingConference	〃	村松　壽晴
酸化物分散強化型フェライト鋼の電子線照射効果（Ⅰ）	日本金属学会	〃	西田　俊夫、赤坂　尚昭 鵜飼　重治
リサイクル炉心の概念	炉物理夏期セミナー 日本原子力学会	〃	早船　浩樹
高速実験炉「常陽」における計測技術	「放射線　夏の学校」 応用物理学会放射線分科会	〃	青山　卓史
316FR鋼の機械的強度特性に及ぼすNa環境の影響	平成８年度「結晶性材料の高温強度研究会」 日本金属学会	〃	古川　智弘、吉田　英一
Fission product behavior in peripheral region of FBR mixed-oxide fuel pellet under high burnup condition	International Effects in Quantum Engineering Systems (IEQES-96)	〃	前田　宏治、浅賀　健男 三次　岳志
An Investigation of Thermal Conductivity of Cs2Mo04	ICCT 96'	〃	石井　徹哉、水野　朋保
Development of Oxide Dispevsion Strengthened Fettitic Steels for Fast Reactor Core Application	日中シンポジウム（先進エネルギー材料・核分裂/核融合炉材料工学 日中科学技術交流協会	〃	鵜飼　重治、金田健一郎
Distribution of Molybdenum in FBR Fuel Irradiated to High Burnup	化学熱力学国際会議 国際純正・応用化学連合	〃	山本　一也、梶谷　幹男
ボルツマン方程式の確率解法と熱流動工学問題への適用	中四国伝熱セミナー	〃	村松　壽晴
Current Status and Upgrading Activity of Reactor Material Dosimetry in Experiments Fast Reactor "JOYO"	第９回原子炉ドシメトリーに関する国際シンポジウム 欧州原子力学会（ENC）、料試験学会（ASTM）	〃	青山　卓史、伊藤　主税 鈴木　惣十
d電子論によるNb基合金の機械的特性評価	日本金属学会秋期大会	〃	斉藤　淳一、加納　茂機
Nb中の侵入型不純物元素の電子状態	同上	〃	斉藤　淳一、加納　茂機

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
An Overview of Experiments using the Ultrasonic Doppler Method at the Power Reactor and Nuclear Fuel Development	*PSI Ultrasound Doppler Symposium*	動燃	Tokuhi 小林 順、大木 義久、他
Investigation of free and forced flows of relevance to fast reactor the rmohydraulics	同上	同上	Tokuhi 宮越 博幸
Parametrical Studies on Pu burning in Fsat Reactors	International Conference on Evalution of Emerging Nuclear Fuel Cycle System (GLOBAL '95)	〃	若林 利男、庄野 彰
A Method for Evaluation of Fuel Pin-Wise Power Distribution in fast Reactors	International Conf.on the Physics of Reactors (PHYSOR 96) 日本原子力学会、米国原子力学会	〃	高下 浩文、山口 隆司
Development of the Plutonium Enrichment Management Method Based on New Concept	同上	〃	山口 隆司、安部 智之 池上 哲雄
Reactor physics measurements at start-up of MONJU	〃	〃	中島 文明、鈴木 隆之 宇佐美晋、他
Study on 237Np Transmutation Characteristics of Fast Reactor in JOYO	〃	〃	青山 卓史、鈴木 惣十
An Upgrading Program of the Reactor Code Performance of JOYO (the MK-III Program)	〃	〃	有井 祥夫、冨田 直樹 小林 孝良、他
Code and Fuel Management Experience of the JOYO Irradiation Code (MK-II Code)	〃	〃	有井 祥夫、吉田 昌宏 青山 卓史、他
Pu Vector Sensitivity Study for a 600MW (e), Pu Burning, Fast Reactor	〃	〃	*Hunter*
Benchmark on SUPERPHEN IX Calculations	〃	〃	若林 利男、池上 哲雄
The Development of a Preprocessor to Generate Monte Carlo Code and Its Application to MASURCA Anaysis	〃	〃	Fletch
Consistency Evaluation of JUPITER Experiment and Analysis for Large FBR Cores	〃	〃	石川 真
A New Mothod of Treating Radial Leakage in Nodal SN Transport Calculation for Hexagonal Geometry	〃	〃	杉野 和輝、竹田 敏一
Evaluation of Fuel Motion Reactivities with Space-Dependent Neutron Dynamics Model in SIMMER-III	〃	〃	近藤 悟、石川 真
CODE AND FUEL MANAGEMENT EXPERIENCE OF "JOYO" AND ITS UPGRADING PROGRAM	〃	〃	吉田 昌宏、有井 祥夫 青山 卓史、他
A New Diagnosis Methed using Alarm Announciation for FBR Power Plant	IAEA Specialists Meeting on "Experience" and Improvements in Advanced Alarm Announciation System	〃	尾崎 禎彦、須田 一則 吉川 信治、他
Inter-Subassembly Heat Transfer during Natural Circulation Decay Heat Removal	NURETH-8 日本原子力学会、日本機械学会、ANS	〃	西村 元彦、上出 英樹 林 謙二、他
高速炉レベル一2 PSA 簡易評価システムの開発	日本原子力学会1996年秋の大会	〃	中井 良大
高速炉炉心槽内熱流動解析手法の開発	同上	〃	大高 雅彦、大島 宏之
高速炉燃料集合体内熱流動解析コード ASFRE-IIIの整備—燃料ピン伝熱モデルの改良—	〃	〃	成田 均、大島 宏之
熱流体・構造連成解析による炉上部構造の熱的評価解析	〃	〃	大平 博昭
流動解析コード SPLASH-ALE による自由液面を有する体系の解析～上向き平面噴流の自励振動～	〃	〃	飯田 将雄
不規則温度過渡条件下における炉内構造物の熱的応答特性の評価	〃	〃	村松 壽晴
ラッパ管断面コーナ部接触時の摩擦滑り条件モデル化	〃	〃	月森 和之
BDI 発生時における被覆管偏平化解析モデルの検討	〃	〃	上羽 智之、水野 朋保 中江 延男
フェライト鋼集合体ラッパ管の高照射量下における変形解析	〃	〃	岡田 浩一、水野 朋保
自律型運転制御システムの開発—プラントレベル運転制御システムの開発—	〃	〃	須田 一則、吉川 信治 尾崎 禎彦、他

件　　名	発表機関	発表者	
		所　属	氏　　名
高速炉燃料ピン擦り痕熱流力振動モデル	日本原子力学会1996年秋の大会	動　燃	大坪　章、岡田　敏夫 高橋　伸友、他
レーザーを利用した細管内面検査技術の開発	同　上	同　上	永井　桂一、軍司　稔 仲井　悟
磁束収束型電磁ポンプの Na 中性能試験	〃	〃	軍司　稔、児玉　徹彦 仲井　悟
FBR 燃料集合体内ボーラス状局所閉塞水流動試験（Ⅰ）―閉塞物内部通過流量と冷却効果―	〃	〃	小林　順、磯崎　正 上出　英樹、他
小型２重管蒸気発生器試験評価―流動安定性試験評価―	〃	〃	木曽原直之、仲井　悟 佐藤　博之、他
小型２重管蒸気発生器試験評価―経時変化特性―	〃	〃	寺奥　拓史、仲井　悟 谷田部敏男、他
FBR 安全性炉内試験計画 SERAPH（I1）：再臨界排除に係わる融体挙動の検討	〃	〃	飛田　吉春、野中　信之 守田　幸路、他
FBR 安全性炉内試験計画 SERAPH（I2）：伝熱抑制型燃料要素の検討と特性評価	〃	〃	佐藤　一憲、川太　徳夫 野中　信之
FBR 安全性炉内試験計画 SERAPH（I3）：駆動炉心の冷却特性	〃	〃	上出　英樹、鴨志田　洋 川太　徳夫
PFR 過熱器の伝熱間破損における水蒸気減圧系の効果の解析	〃	〃	浜田　広次、田辺　裕美
高 Am 含有燃料ピンの241Am 分析および燃焼度依存性評価	〃	〃	逢坂　正彦、大塚　優子 小山　真一、他
再結晶組織を有する酸化物分散強化型フェライト鋼の特性評価と製造法の開発	〃	〃	西田　俊夫、吉武　庸光 鵜飼　重治、他
Ti, P 添加 SUS316鋼のスエリングに及ぼす析出物の影響	〃	〃	服部　憲治、赤坂　尚昭 小野瀬庄二、他
「常陽」における放射化タグガスによる FFDL の開発	〃	〃	青山　卓史、伊藤　主税 鈴木　惣十
高速実験炉「常陽」における照射実績と将来展望	〃	〃	宮川　俊一、鈴木　惣十 山下　芳興
JUPITER臨界実験解析の整合性評価（Ⅰ）―全体概要―	〃	〃	石川　真、杉野　和輝
JUPITER臨界実験解析の整合性評価（Ⅱ）―空間分布核特性―	〃	〃	杉野　和輝、石川　真
JUPITER臨界実験解析の整合性評価（Ⅲ）―反応度核特性―	〃	〃	石川　真、杉野　和輝
JUPITER臨界実験解析の整合性評価（Ⅳ）―全炉心核特性―	〃	〃	杉野　和輝、石川　真
ATR における MOX 燃料の照射実績と ATR 高燃焼度 MOX 燃料の開発	日露軽水路燃料専門家会議 日本原子力産業会議	〃	植松　真一
CONTAINMENT BEHAVIOR OF THE FUGEN NPP	PSA'96 アメリカ原子力学会	〃	桜井　直人、小堀　勝 西村　弘、他
APPLICATION OF LEVEL I PSA TO FUGEN	同　上	〃	素都　益武、井口　幸弘
熱中性子炉用 MOX 燃料棒挙動解析コード「FEMAXI–ATR」の過渡時の検証	日本原子力学会1996年秋の大会	〃	小貫　徳彦、植松　真一
Use of GIS for Minwral Geological Mapping and Uranium Resources Appraisal	第４回資源探査のための国際会議 (ISME IV 96) 資源素材学会	〃	高橋　修
ウラン資源の現状と課題について	第９回燃料供給委員会 日本原子力産業会議	〃	黒沼　長助
PRESENT STATUS OF TOKAI REPROCESSING PLANT	BNFL および COGEMA とのソリューションモニタリング会議	〃	中井　俊郎、堀　雅人 早川　剛
Implementation of Non–Destructive Assay System for Efficient Verification of Nuclear Materials in Reprocessing	第37回核物質管理学会	〃	駿河谷直樹、阿部　勝男 黒沢　明、他
Basic Study of Photochemistry for Application to nuclear fuel cycletechnology	4th OECD/NEA OMEGA Information Exchange Meeting	〃	和田　幸男、佐々木聡
免震用渡り配管の変形能力試験	日本建築学会1996年大会	〃	瓜生　満
Advanced Fuel Recycle System ; A Challenge for Energy	IAEA Scientific Programme	〃	河田東海夫
先進的湿式 MOX サイクルシステムスタディ（３）晶析法の検討	日本原子力学会1996年秋の大会	〃	紙谷　正仁、小山　智造 野村　和則、他
東海再処理施設建屋への免震構造の採用（その１　施設の目的と概要）	同　上	〃	箭内　千里、瓜生　満 篠原　孝治、他

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
東海再処理施設建屋への免震構造の採用（その２　免震設計の概要）	日本原子力学会1996年秋の大会	動燃	富田　恒夫、瓜生　満 山崎　敏彦、他
Am炭酸塩沈澱分離技術の開発（Ⅰ）—K_2CO_3水溶液中でのAm酸化の挙動—	同上	同上	駒　義和、田中　康正
燃料せん断装置制御装置の改良	〃	〃	矢作　文男、大西　徹 大谷　吉邦、他
東海再処理工場抽出工程における溶媒劣化の評価	〃	〃	高田　岳、金森　定 鹿志村卓男
高放射性廃液蒸発缶における発泡現象—模擬試験による確認—	〃	〃	中村　芳信、蔦木　浩一 綿引　優、他
使用済燃料再処理時の85Kr放出量とORIGEN値との比較	〃	〃	山口　俊哉、須藤　俊幸 永里　良彦、他
清澄工程バルブの表面あらさと漏洩量の関係	〃	〃	大関　達也、大高甲子男 槇　彰、他
再処理分析作業のロボット化（Ⅰ）—多成分自動分析システムによる低放射性試料分析作業の自動化—	〃	〃	鈴木　弘之、庄司　和弘 池田　久、他
光音響法によるC-14モニターの開発	〃	〃	黒沢　明、佐藤　宗一 池田　久、他
再処理工程におけるインライン酸/U/Pu測定システムの開発（Ⅰ）	〃	〃	久野　剛彦、佐藤　宗一 黒沢　明、他
NMRによるCMPO/TBP系におけるランタニド錯体の構造解析（Ⅱ）—配位子交換反応に関する検討—	〃	〃	佐野　雄一、小山　智造 岡本　文敏、他
リサイクル機器試験施設（RETF）の概要	〃	〃	市野沢　仁、市坪　浩二 本橋　昌幸、他
リサイクル機器試験施設（RETF）の工程概要	〃	〃	中村　博文、市村　敏夫 青嶋　厚、他
リサイクル機器試験施設（RETF）の新型機器の概要（Ⅰ）—解体・せん断試験機の開発/設計概要—	〃	〃	永井　俊尚、河原　憲一 青嶋　厚、他
リサイクル機器試験施設（RETF）の新型機器の概要（２）—溶解・清澄試験機の開発/設計概要—	〃	〃	清水　武範、河原　憲一 青嶋　厚、他
リサイクル機器試験施設（RETF）の新型機器の概要（３）—抽出試験器、希釈剤洗浄試験器および溶媒洗浄試験器の開発—	〃	〃	北嶋　卓史、中村　博文 青嶋　厚、他
リサイクル機器試験施設（RETF）の試験セルにおける遠隔保守システムの設計概要	〃	〃	真道　隆治、大内　一利 狩野　元信、他
アジ化水素酸のPurexプロセス内挙動に関するプロセスフローシート解析Ⅱ	〃	〃	武田　伸荘、林　直美
A Behavior of O/M Ratio and Its Effect for Material Accounting in High Plutonium Content MOX Fabrication Process	第37回核物質管理学会年次大会	〃	久芳　明慈、山口　俊弘 鹿志村元明、他
Advanced Fuel Recycle System Concept to Realize Minor	4 th OECD/NEA Information Exchange Meeting	〃	中島　一郎、小島　久雄 野村　茂雄、他
イオン交換による窒素同位体分離の理論解析	Fifth Workshop on Separation Phenomena in Liquids and Goses Organizing Committee of the Workshop	〃	甲斐　常逸、青木　英二
高プルトニウム富化度のMOX燃料製造工程におけるO/Mの変化と計量管理への影響	日本原子力学会1996年秋の大会	〃	久芳　明慈、鹿志村元明 山口　俊弘、他
高性能ペレット仕上検査設備の開発	同上	〃	乾　俊彦、川崎　隆夫 村上　真一
γ線スペクトロメトリによる核燃料中のPu同位体組成比の測定	〃	〃	鈴木　徹、舛井　仁一 平尾　盛博
高速炉燃料集合体溶接装置の開発	〃	〃	富永　節夫、野上　哲也 沢山　武夫
ATR36本燃料の照射試験（３）—集合体部材試験—	〃	〃	菊池　圭一、三次　岳志 櫛田　尚也
Duplex MOX-Gd燃料の核特性評価	〃	〃	周治　愛之、松本　光雄 植松　真一
海水中におけるMOX燃料のプルトニウム溶出速度測定	〃	〃	菅谷　伸一、檜山　敏明 上村勝一郎

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
プルトニウム燃料製造施設への電解溶解法の適用性の研究（IV）—焼却灰中の PuO_2 溶解試験—	日本原子力学会1996年秋の大会	動燃	綿引　政俊、木原　義之 都所　昭雄
MOX 取扱施設臨界安全ガイドブックの作成	同上	同上	清水　義雄、武田　伸荘 野尻　一郎
グローブボックスを用いた区画内火災試験における換気系の応答（2）	〃	〃	蛭町　秀、林　直美 武田　伸荘
MOX 燃料施設のエアロゾル挙動評価	〃	〃	由利　明哉、石橋　隆
WATER–ROCK INTERACTION ANALYSIS IN RELATION TO GEOLOGICAL STRUCTURE IN DEEP CRYSTALLINE ROCK AT THE TONO AREA	CHEMICAL CANTAINMENT OF WASTE IN THE GEOSPHERE	〃	岩月　輝希、吉田　英一
Performance of a bentonito buffer material for the Japanese engineered barrier concept	International Cnference on Deep Geological Disposal カナダ原子力学会	〃	石黒　勝彦、菅野　毅 油井　三和、他
The–State–Of–The–Art on Nuclides Separation in High Level Liquid Wastes	第4回オメガ計画国際情報交換会議 OECD/NEA, IAEA	〃	小沢　正基、駒　義和 佐野　雄一、他
マイナ-アクチニドの抽出分離	原子力エネルギーシステム研究委員会報告書	〃	小沢　正基
放射性廃棄物管理のための安全基準「日本における地層処分研究について」	第33回理工学における同位元素研究発表会パネル討論5	〃	安藤　康正
動燃事業団における FEP データベースの現状	第1回　地層処分性能評価シナリオに関連する FEP の検討会	〃	梅木　博之、内藤　守正 宮原　要、他
核燃料サイクルと廃棄物の処理処分	平成8年度原子力発電安全業務原子力立地広報研修 通商産業省	〃	梅木　博之
高レベル放射性廃棄物処分の概念と研究状況	材料と環境 45巻	〃	石川　博久
1,000m 対応水理試験装置の結晶質岩への適用例	第31回地盤工学研究発表会	〃	中野　勝志、竹内　竜史 西垣　誠
亀裂性岩盤中の水圧変化による流れ場の変化	同上	〃	藤田　朝雄
原子力とどうねん	核融合推進協議会総会後勉強会	〃	大沢　正秀
圧縮ベントナイトのガスの移行。カルシウム型化ベントナイトの物質移行特性の検討	第12回放射性廃棄物夏期セミナーポスターセッション 日本原子力学会	〃	三原　守弘、棚井　憲治
性能評価とサイト調査のリンケージ	第12回夏期セミナー放射性廃棄物部会 日本原子力学会	〃	梅木　博之
ベントナイトと核種の個液界面における相互作用	弥生研究会報告書 東大	〃	柴田　雅博、佐藤　治夫 澁谷　朝紀
Study for Long–Term Stability of Geological Environment in Japan	第30回万国地質学会	〃	石丸　恒存、荒木　龍介 佐久間秀樹、他
Role of International Collabration in PNC's R&D Programme for HLW Disposal	SPECTRUM 96 米国原子力学会（ANS）	〃	増田　純男、山川　稔 大和　愛司
北関東に分布する第四紀テフラに関する新たな FT 年代値について	日本第四紀学会1996年大会	〃	藤原　治
南関東の完新統の津波堆積物と段丘形成との関係	同上	〃	藤原　治
南九州の広域テフラ給源試料の高精度 FT 年代測定	日本第四紀学会1996年大会	〃	藤原　治
Conceptual Design of Beam Dump for High Power Electron Beam	LINA'96 CERN（欧州原子核研究所）	〃	武井　早憲、武田　靖
The Grimsel Field Tracer Migration Experiment–What Have We Achieved After A Decade of In tensive Works	GEOTRAP Workshop（Proceedings） OECD/NEA	〃	太田久仁雄
The Assessment of Radionucide Entrapment in Repository Host Rocks	同上	〃	太田久仁雄
結晶質岩中の地下水水質形成機構に関する熱力学的検討—釜石地域における検討例—	1996年日本地球化学学会年会	〃	笹本　広、瀬尾　俊弘 油井　三和、他
Analysis of Wake Fields on TWRR Accelerator Structure in PNC	LINA'96 CERN（欧州原子力核研究所）	〃	遠山　伸一

件　　名	発　表　機　関	発　表　者	
		所　属	氏　　名
Research and Development Program of Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste in Japan	International Conference on Deep Geological Disposal of Radioactive Waste カナダ原子力学会	動　燃	佐々木憲明、大和　愛司
堆積軟岩での掘削影響領域の透水係数測定	土木学会　年次学術講演会	同　上	安達　哲也、杉原　弘造
The State of the Art on Nuclides Separation in High Level Liquid Wastes by TRUEX Process	4th OECD/NEA OMEGA Information Exchange Meeting	〃	駒　義和、小沢　正基 田中康正
CURRENT STATE OF GEOSCIENTIFIC STUDIES AT THE TONO MINE TO ASSESS THE GEOLOGICAL ENVIRON MENT IN JAPAN	放射性廃棄物の地層処分に関する国際学会 カナダ原子力学会	〃	小出　馨、柳沢　孝一 杉原　弘造、他
Research and Development Program of Geological Disposal	同　上	〃	原　啓二、増田　純男 武田　精悦
STUDY ON EXCAVATION DISTURBANCE IN THE KAMAISHI MINE, JAPAN	〃	〃	杉原　弘造、佐藤　稔紀 石島　文代
Performance of a bentonite Buffer Material for the Japan	〃	〃	石黒　勝彦、油井　三和 石川　博久、他
Experimental Studies on Permeability of microorganism in the conmacted bentonite	The 1996 Int. Sym. on SUBSURFACE MICROBIOLOGY Swiss Society of Microbiology	〃	吉井　英樹、油井　三和 伊藤　勝
釜石原位置試験場における透水試験（その２）不連続体岩盤浸透流モデルの適性の検討	土木学会平成８年度全国大会	〃	藤田　朝雄
掘削工法の相違が周辺岩盤の変形挙動に与える影響について	同　上	〃	佐藤　稔紀、杉原　弘造
釜石原位置試験場における透水試験（その２）試験の概要と結果	〃	〃	藤田　朝雄、杉田　裕
鉄と長期間接触していたベントナイトの変質―山形県月布鉱山における事例	第40回粘土科学討論会 日本粘土学会	〃	三ツ井誠一、柴田　雅博 佐々木康雄
釜石における原位置試験	平成８年度第２回原位置試験監視委員会 釜石原位置試験監視委員会	〃	青木　和弘
掘削影響の相違と掘削工法の関係について―東濃鉱山における振動計測結果を例にして―	日本原子力学会1996年秋の大会	〃	佐藤　稔紀、菊地　正 杉原　弘造
円筒電極直接通電型溶融炉（JCEM）の開発［Ⅳ］―工学試験装置の処理能力評価―	同　上	〃	児島　慶造、小林　洋昭 五十嵐　寛、他
溶融した模擬高レベル廃棄物ガラスの電解試験	〃	〃	花本　行生、米谷　雅之 河村　和広、他
圧縮ベントナイトの水素ガス移行特性評価	〃	〃	棚井　憲治、菅野　毅 C. Gall
圧縮ベントナイト中での核種拡散挙動―Ni_2＋の見掛けの拡散係数の密度および温度依存性―	〃	〃	佐藤　治夫、油井　三和
緩衝材外側からの核種放出率のパラメータ依存性の検討	〃	〃	大井　貴夫
圧縮ベントナイト間隙水中の Pu, Am, Np, U の溶解度評価	〃	〃	舘　幸男、澁谷　朝紀 油井　三和
東海再処理工場における焼却施設の運転経験	〃	〃	中西　政博、由川　幸次 本多　淳、他
工程内滞留グローブボックス解体技術の開発	〃	〃	嘉代甲子男、豊田　修 飛田　典幸、他
高レベル廃液処理―超高温処理法	〃	〃	堀江　水明
135Cs の中性子吸収断面積の測定	〃	〃	中村　詔司、原田　秀郎 加藤　敏郎
高レベル廃液からの TRU 元素の湿式分離研究（X Ⅵ）―DTPA―塩析剤溶液による逆抽出工程の pH 安定性	〃	〃	駒　義和、小山　智造 小沢　正基、他
電気化学反応による有機物分解処理法の研究（３）CMPO 電解酸化における金属メディエータの効果	〃	〃	小沢　正基、田中　康正
廃ヨウ素吸着剤の銅マトリックス固化試験	〃	〃	甲斐　常逸、福本　雅弘 宮本　陽一、他
低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）の計画概要	〃	〃	今本　信雄、宮田　和俊 市村　敏夫
米国エネルギー省報告「プルトニウム：最初の50年」―1944年から1994年までの米国プルトニウムの生産，取得	核物質管理ニュース 125巻　７号	〃	千崎　雅生

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
半導体放射線媒触法による水の分解水素製造	平成8年度未来エネルギー研究協会水素エネルギー検討会	動燃	和田 幸男
Support Program for the Establishment of SSAC in the Republic of KazaKHS by Japan	37th Annual Meeting of Institute of Nuclear Materials Management (核物質管理学会)	同上	橋本 裕、茂渡 敏則
PNC/DOE REMOTE MONITORING PROJECT AT JAPAN'S JOYO FACILITY	Annual Meeting of institute of Nuclear Materials Managment	〃	Ross、橋本 裕 千崎 雅生、他
DV-Xα 法による硝酸ウラニル錯体の電子状態に関する研究	第9回DV-Xα研究会相対論効果研究部会	〃	小田 好博、船坂 英之
Analysis of Wake Fields on TWRR Accelerator Structure in PNC	LINAC'96 CERNC (欧州原子力核研究所)	〃	遠山 伸一
The Production of gamma-ray Later using a storage ring for transmuting short-Lived fission products.	International Free Electran Lasel Conference	〃	野村 昌弘
Study on the behavior of I-129 in terrestrial environment	Sixth International Conference on "Low Level Measurements of Actinides and Long-Lived Radionuclides"	〃	片桐 裕実、清水 武彦 赤津 康夫、他
Nuclear management activities of PNC for transmutation of fission products	4th OECD/NEA OMEGA Information Exchange Meeting	〃	原田 秀郎、中村 詔司 重留 義明、他
Recovery of Valuable metals from high-Level radioactive waste	同上	〃	明珍 宗孝、小杉 一正 和田 幸男
STATUS OF THE PNC HIGH POWER ELECTRON ACCELERATOR	〃	〃	江本 隆、王 元林 遠山 伸一、他
鉛ダンパーのエネルギー吸収能力に関する実大実験（その2）縮小鉛ダンパー試験の結果について	日本建築学会1996年大会	〃	瓜生 満、鈴木 政美
高面圧下における積層ゴムアイソレータの実大実験（その4 800φ積層ゴムの基本性能とその評価）	同上	〃	瓜生 満、鈴木 政美
高面圧下における積層ゴムアイソレータの実大実験（その5 800φ積層ゴムの限界性能とその評価）	〃	〃	瓜生 満、中山 一彦
先進的湿式MOXサイクルシステムスタディ（1）目的と概要	日本原子力学会1996年秋の大会	〃	遠藤 秀男、中島 靖雄 藤田 雄二、他
先進的湿式MOXサイクルシステムスタディ（2）簡素化PUREX	同上	〃	紙谷 正仁、小山 智造 野村 和則、他
先進的湿式MOXサイクルシステムスタディ（4）燃料技術	〃	〃	小嶋 素志、中島 靖雄 遠藤 秀男
四重極質量分析器による135Cs/137Cs同位体比の測定	〃	〃	原田 秀郎、中村 詔司 加藤 敏郎
電子線加速器施設における発生中性子量の評価	〃	〃	重留 義明、原田 秀郎
放射能絶対測定法に基づく放射性ガスモニタの校正法の検討	〃	〃	三上 智、大関 清 江花 稔
逐次型ARMAモデル同定による臨界安全監視システム開発の基礎研究（2）—DCA炉雑音データのARMAパラメータ	〃	〃	野尻 一郎、羽様 平 大谷 暢夫

■特許・実用新案

平成８年７月より９月の間に登録および承継の手続きが完了した特許・実用新案は次のとおりである。

登録年月日の（　）内は承継日である。

種　類	登録番号	登録年月日	発　明　の　名　称	事業団発明者等	備　考
特　許	1979366	7.10.17 (8. 7.22)	粉体吸引ノズル装置	持地　敏郎、（他１名）	㈱大洋バルブ製作所より持分承継
特　許	2006177	8. 1.11 (8. 5.27)	抽出溶媒の劣化度測定方法	秋山　孝夫、和田　幸男 鈴木　康夫、（他３名）	住友化学工業㈱より持分承継
特　許	2011078	8. 2. 2 (8. 7.22)	核燃料試験体の未臨界度決定方法	金盛　正至、福村　信男 （他１名）	富士電機㈱より持分承継
特　許	2011105	8. 2. 2 (8. 7.22)	原子燃料ペレットの検査設備	藤原　茂雄、青野　茂典 （他２名）	富士電機㈱より持分承継
特　許	2037131	8. 3.28 (8. 7.22)	金網焼結濾材、およびその金網焼結濾材を使用したフィルタエレメント	山本　隆一、田村　三郎 村上　善朗、高橋　修 （他２名）	木村化工機㈱より持分承継
特　許	2038740	8. 3.28 (8. 8.26)	高速炉用核燃料集合体	揃　政敏、（他１名）	三菱重工業㈱より持分承継
特　許	2060039	8. 6.10	密閉容器間の溶液移送用具	雛　哲郎	
特　許	2062918	8. 6.24	核燃料サイクルから発生する使用済溶媒の再生方法	大内　仁、近藤　勲 岡田　尚	
特　許	2064460	8. 6.24	重水減速軽水冷却圧力管型原子炉の出力制御法	川太　徳夫	
特　許	2066009	8. 6.24	放射性廃棄物の HIP 減容処理方法	塩月　正雄、川村　重義	
特　許	2066019	8. 6.24	純化系組込型崩壊熱除去装置	亀井　満、前田　清彦 橋本　博	
特　許	2066497	8. 6.24	懸濁液の沈澱物の分析方法	小田倉誠美、宮原　要 黒羽　光彦、本田　明 （他１名）	
特　許	2067034	8. 7.10	原子炉内燃料交換方法	亀井　満、片岡　一	
特　許	2067035	8. 7.10	原子炉内燃料交換方法	片岡　一、軍司　稔	
特　許	2067045	8. 7.10	液体金属冷却原子炉	山本　研	
特　許	2070182	8. 7.10	制御棒保持機構用の自己作動型電磁石	斎藤　誠、軍司　稔	
特　許	2070451	8. 7.10	緊急炉心停止機構	大坪　章	
特　許	2072836	8. 7.25	磁場を利用した放射性廃棄物固化用電気溶融炉および溶融方法	五十嵐　寛	
特　許	2076203	8. 7.25	ナトリウム循環系統の温度制御装置	小川　徹、上田多生豊 佐藤　光亮	
特　許	2079441	8. 8. 9	自律分散型高速増殖炉システム	中村　寿、坂場　秀男 横山　邦彦、林田　均 谷田部敏男、池田真輝典 木曽原直之、大平　博昭 軍司　稔、仲井　悟 大滝　明	
特　許	2086222	8. 8.23	中空系膜フィルタ濾過装置	小林　孝典、前田　幸基 鹿志村洋一、砂押　博	
特　許	2086336	8. 8.23	核燃料再処理における溶媒リサイクル方法	林　正太郎、岸本洋一郎 根本　慎一、小沢　正基	
特　許	2089803	8. 9. 2	核燃料物質の環状貯蔵槽とその中性子遮蔽体	木原　義之、高橋　芳晴 藤咲　栄	
特　許	2526744	8. 6.14	ハフニウム含有合金	山口　英俊、永井　崇之 河田東海夫、武田誠一郎	
特　許	2529457	8. 6.14	硝酸プルトニウム溶液の低温濃縮方法	大内　仁、近藤　勲 岡田　尚	
特　許	2531310	8. 6.27	金属腐食試験装置における試験片保持装置	永井　崇之、武田誠一郎 （他２名）	
特　許	2531536	8. 6.27	２次系削除型高速増殖炉およびその蒸気発生器	亀井　満、前田　清彦 橋本　博	
特　許	2537689	8. 7. 8	グローブボックスの負圧・風量調整方法	浅野　孝、佐藤　清志	
特　許	2539254	8. 7. 8	マイクロ波加熱容器	鈴木　徹、加藤　良幸 廣田　隆	
特　許	2540401	8. 7. 8	放射性ヨウ素化合物の沈澱分離方法	落合　健一、（他１名）	
特　許	2542118	8. 7.25	二酸化ウランを金属ウラン塊に転換する方法	天本　一平	
特　許	2544998	8. 7.25	室内透水試験装置	中野　勝志、斎藤　章	
特　許	2546448	8. 8. 8	原子炉の燃料誤装荷防止機構	伊東　秀明、鈴木　伸也 （他１名）	
特　許	2551683	8. 8.22	ウラン・プルトニウム混合溶液からのウランおよびプルトニウムの分離方法	大内　仁、近藤　勲 岡田　尚	
特　許	2551879	8. 8.22	高放射性廃棄物の減容ガラス固化処理方法	堀江　水明	
特　許	2551892	8. 8.22	高速炉の中空炉心	中本香一郎	

種　類	登録番号	登録年月日	発　明　の　名　称	事業団発明者等	備　考
特　許	2556221	8．9．5	三価プルトニウムの四価プルトニウムへの酸化方法	小沢　正基、鷲谷　忠博 河田東海夫、林　正太郎	
実用新案	2099844	8．1.26 (8．7.22)	核燃料廃棄物処理装置における溶融炉	虎田真一郎、五十嵐　寛 正木　敏夫、（他1名）	三井造船㈱より持分承継
実用新案	2107605	8．3．7 (8．7.22)	耐火物等の解体装置	虎田真一郎、五十嵐　寛 正木　敏夫、（他1名）	三井造船㈱より持分承継
実用新案	2111680	8．3.22 (8．7.22)	放射性廃液固化セル内の冷却装置	（1名）	石川島播磨重工業㈱より持分承継
実用新案	2125041	8．7．1	穴あけ加工用治具	廣沢　孝志、立花　利道	
実用新案	2126234	8．7．1	蒸気発生器	仲井　悟、金子　義久	
実用新案	2518565	8．9．3	内部補強型スラブタンク	松井　典夫	
特　許	1838115	6．4.11	グリッパ装置	（1名）	㈱東芝と共有
特　許	1838772	6．4.25	高速増殖炉の遮蔽プラグ	（1名）	㈱東芝と共有
特　許	2061242	8．6.10	粉末缶の成形方法	吉元　勝紀、（他1名）	三菱製鋼㈱と共有
特　許	2064472	8．6.24	セル壁ポートからの物品の搬出入装置および搬出入方法	押味　一之、（他1名）	木村化工機㈱と共有
特　許	2069001	8．7.10	粉末圧縮成形体の測定装置	皆川　進、佐藤　連 （他2名）	㈱クボタと共有
特　許	2074561	8．7.25	計測線付燃料集合体保持装置	揃　政敏、（他1名）	㈱東芝と共有
特　許	2080047	8．8．9	マイクロ波加熱脱硝方法および装置	早野　規之、川戸　喜実 有重　達志、（他2名）	新日本無線㈱と共有
特　許	2506175	8．4．2	ファジィ処理装置におけるルール評価装置	岸和田勝実、飯島　隆、 （他2名）	オムロン㈱と共有
特　許	2512820	8．4.30	免振装置	甲野　啓一、春日　忠造 瓜生　満、檜垣　茂雄 （他3名）	㈱大林組と共有
特　許	2522527	8．5.31	免振装置	井滝　俊幸、春日　忠造 瓜生　満、檜垣　茂雄 （他4名）	㈱大林組と共有
特　許	2523494	8．5.31	核燃料ペレット連続焼結設備	（1名）	㈱日立製作所と共有
特　許	2526304	8．6.14	円偏光 CO_2 レーザービームの発生方法	鈴木　美寿、（他2名）	理化学研究所と共有
特　許	2529427	8．6.14	ガラス溶融炉	虎田真一郎、五十嵐　寛 正木　敏夫、（他1名）	石川島播磨重工業㈱と共有
特　許	2535284	8．6.27	密封容器類の溶接方法および装置	関　正之、西山　元邦 上村勝一郎、（他3名）	川崎重工業㈱、㈱電元社製作所と共有
特　許	2536778	8．7．8	放射性廃液処理用カートリッジの製造法	虎田真一郎、菊地　豊 五十嵐　寛、（他2名）	旭ファイバーグラス㈱と共有
実用新案	2121670	8．6．3	給電用ブスバー	緒方　義徳、菊地　豊 牧野　勉、（他2名）	石川島播磨重工業㈱、第一高周波工業㈱と共有
実用新案	2133768	8．9.10	管継手部のシール性試験装置	西川　秀紹、川妻　伸二 （他1名）	石川島播磨重工業㈱と共有
実用新案	2510419	8．6.25	高繰り返しで大流量の脈動流を発生させるスリット式ノズル	鈴木　栄二、船坂　英之 矢戸　弓雄、（他2名）	三菱重工業㈱と共有
南アフリカ	95/9667	1996．7.31	METHOD FOR DISSOLVING PALLADIUM	和田　幸男、森本　恭一 冨安　博、（他1名）	
アメリカ	5523515	1996．6．4	METHOD OF SEPARATING AND PURIFYING SPENT SOLVENT GENERATED IN NUCLEAR FUEL CYCLE	根本　剛、（他1名）	
アメリカ	5530174	1996．6.25	METHOD OF VITRIFYING HIGH-LEVEL RADIOACTIVE LIQUID WASTE	棒　賢一、河村　和広 米谷　雅之	
イギリス	GB0358431	1994．6.15	SPENT FUEL TREATMENT METHOD	大塚　勝幸、近藤　勲 鈴木　徹	
フランス	FR0358431	1994．6.15	SPENT FUEL TREATMENT METHOD	大塚　勝幸、近藤　勲 鈴木　徹	
ドイツ	3740359	1996．2.15	VERFAHREN ZUR HERSTELLUNG VON KONTAKTEN IN FLUSSIGKEITEN UND VORRICHTUNG HIERFUR	片岡　一、軍司　稔	
ドイツ	4138062	1996．2．8	MIKROWELLENHEIZVORRICHTUNG	近藤　勲、加藤　良幸	
ドイツ	DE0358431	1994．6.15	SPENT FUEL TREATMENT METHOD	大塚　勝幸、近藤　勲 鈴木　徹	

■特許・実用新案紹介

粉末粉砕・混合機における粉末取り出し機構

（特許第1924021号、特許公報平６－51128号）

1．本発明の背景

原子力発電に用いられる核燃料は、粉末状の核燃料原料を高温で焼固め燃料ペレットに加工するために、核燃料原料を所定の物性を有する粉末に精製するのに粉砕・混合機が使用される。

従来、この粉砕・混合機は、粉砕媒体（ボールという）が入ったポット回転型で粉末状の核燃料原料を入れ蓋をして水平回転させる。精製後、粉末の取り出しは、ポットを垂直にし蓋をはずし粉末とボールとの分離用スノコを取り付け、その上に粉末受器を取り付け上下を斜めに反転させた後、回転させながら粉末だけを粉末受器に取り出す方法で、この作業は密閉されたグローブボックスの中で取り付けられたゴム製グローブを介して行うため、作業性が悪くしかも重量物の取り扱い等問題があった。

本発明は、これらを解決するため煩雑な着脱作業をなくし、重量物の取り扱い作業を極力少なくして、ボールと分離して粉末の取り出しができる粉末粉砕・混合機における粉末取り出し機構に関するものである。

2．本発明の内容

本発明の粉末取り出し機構は、ポット支持枠に支持され、ポット開口部側を覆うカバーと、バネ手段により押圧されてポット開口部を閉鎖するとともに、中央部分に粉末用投入口を形成する中空の立ち上がり部を有し、カバーより外側に突出した立ち上がり部の先端部に段部を有する蓋と、立ち上がり部の中空部分に挿入させるセンターキャップとセンターキャップを介してバネ手段に抗して蓋を押し込んだとき、立ち上がり部の段部と係合して押し込んだ位置に蓋を保持する固定手段と、蓋とカバーとの間の空間に開口するとともに、開閉弁を有する粉末取り出し口とを備え、センターキャップと立ち上がり部を押し込むことにより、蓋とポットとの間に粉末取り出し用の間隙を形成し、粉末を取り出すことを特徴とする。

3．特徴と効果

本発明は、粉末の投入に際しては、図１（イ）に示すようにポット開口部を閉鎖する蓋とポットの支持枠に支持固定されたカバーを容器に取り付けた状態で、センターキャップを外してこの穴を通して粉末をポット内に入れる。

粉砕・混合は、図１(ロ)に示すようにセンターキャップを装着し閉鎖して水平回転させる。

粉末を取り出す際には、図１(ハ)に示すようにセンターキャップ部を押し込むことにより蓋全体がポット内にスライドし、ポットを回転させることにより蓋とポット開口部の間隙から粉末が取り出され、ボールはその間隙より大きいためポット内に残り両者を分離させることができる。その後センターキャップ部を元に戻して開口部を閉鎖する。

動燃事業団では、本発明を具備した粉砕・混合機を開発し、昭和60年から東海事業所プルトニウム燃料工場で導入を行い、核燃料原料粉末の精製に活用し、作業の省力化、さらには作業時の放射線被ばくの低減に寄与している。

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

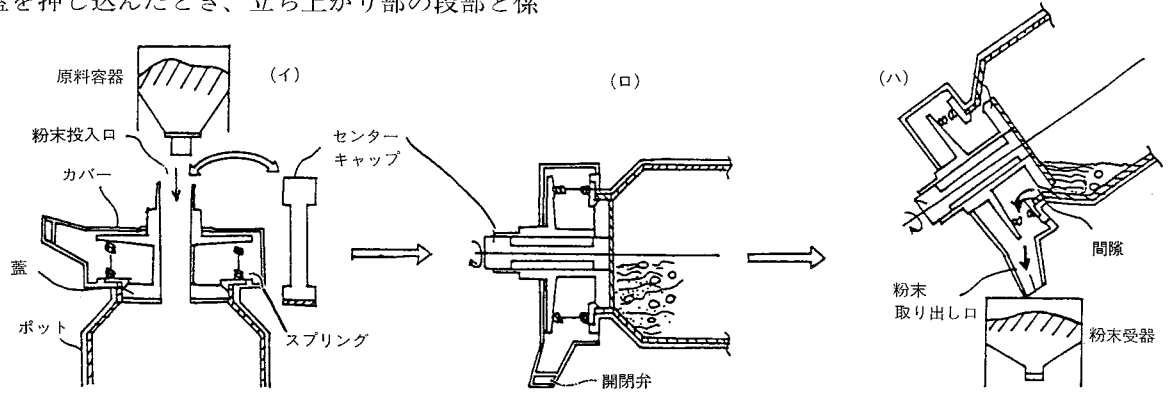


図１　粉末投入、粉砕・混合および取り出し実施例

用 語 集

ローマ字

ALARA

“合理的に達成できる限り低く”（as low as reasonably achievable）の略語。

放射線源の設計と利用およびこれらに伴う業務による被曝が、経済的および社会的因子を考慮した上で、合理的に達成できる限り低く保たれるように保証されるべきであるという意味の概念。

Am-241

Am-241は原子番号95番の超ウラン元素で、MOX燃料に使用する核分裂性Pu同位体のうちのPu-241がβ崩壊（半減期14.4年）して燃料中に生成する。Am-241の熱中性子吸収断面積（約600バーン）は、制御棒等に使用されるほう素に匹敵する大きさを持ち、さらに0.3、0.6、1.3eV近傍に大きな共鳴吸収帯がある。Am-241の蓄積を定量化するには、燃焼中の生成消滅、燃料製造から使用までの期間および使用中の原子炉停止期間を考慮する必要がある。

CCIM

コールドクルーシブル誘導溶解法（Cold Crucible Induction Melting）、水冷された金属製の炉体の回りに高周波コイルを設置し、このコイルに高周波電流を流すことで、炉体内の電気伝導性の溶解対象物を誘導加熱する方法。

FBR安全性炉内試験計画（SERAPH計画）

FBRの実用化に向けた安全研究の重要テーマとして、高性能燃料の破損限界、炉心損傷時の再臨界抑制機能等を実証し、FBRの特徴を活かした安全性向上を図るための「FBR安全性炉内試験計画」を検討している。このため、硬いスペクトルでの大規模な試験燃料の加熱や燃料移動の観測等の質の高い試験能力を備えた高性能の炉内試験炉の研究開発を進めている。

INFCIRC／153

IAEAにより公表された核不拡散条約に関連して必要とされるIAEAと締結国との間の協定の構成及び内容に係る文書であり、1970年に作成され、保障措置協定に盛り込むべき内容を極めて詳細に記している。

INFCIRC／66Rev.2

IAEAにより公表された保障措置制度に係わる保障措置文書であり、1965年策定され、1966年及び1968年に内容が補充された。これは、IAEAとの間の保障措置協定の内容を実施可能、かつ、標準化するために作成された。

ISL（In Situ leaching）採鉱

透水性の良い砂岩層に胚胎するウラン鉱床に適した採鉱法で、1960年代の初めにワイオミング州のShirley盆地で最初に試みられた。商業ベースのISL採鉱は1974年にテキサス州の鉱山で適用された。最近では、カザフスタンやウズベキスタンの主要なウラン採鉱法になっている。

ウランを溶解する溶液を注入するための注入井と、ウランを溶解した溶液を回収する生産井、および周辺への影響を監視するモニタリング井を掘削するだけで生産できるので、大きな坑道を掘る必要もなく、経済的にも環境上も優れた採鉱技術である。

JASPER

JASPER計画（Japanese-American Shield-ing Program for Experimental Research）は、大型高速炉の遮蔽設計に必要な遮蔽物理情報を得ることを目的とした動燃事業団と米国DOEとの共同研究による遮蔽実験プロジェクトである。実験は、濃縮U燃料・軽水減速型の米国ORNLの遮蔽実験施設TSFを用いて、1986年から1992年まで、半径方向遮蔽体透過実験・軸方向遮蔽部ストリーミング実験など、合計8種類の実験体系について実施された。

JUPITER

JUPITER計画（Japanese-United States Program of Integral Test and Experimental Researches）は、大型高速炉の炉心設計に必要な炉物理情報を得ることを目的とした動燃と米国DOEとの共同研究による炉心臨界実験プロジェクトである。実験は、Pu約3トンを有する米国ANLの高速臨界実験装置ZPPRを用いて、1978年から1989年まで、均質炉心、径・軸方向非均質炉心など合計4シリーズ・21炉心について実施された。

LOCA（冷却材喪失事故）

原子炉に用いられている配管が破損した場合に、中を流れている高温・高圧の冷却水が漏洩する事故の事であり、原子炉を設計した場合に、いかなる場合でもまたいかなる大きさの破損が生じても附属する安全系によって原子炉が過熱することなく冷却される事を示すために想定する事故である。

MOX燃料

二酸化ウラン（UO_2）と二酸化プルトニウム（PuO_2）の混合物からなる核燃料で、混合酸化物燃料（Mixed Oxide Fuel）の略からMOX燃料という。

MOX燃料を使用する原子炉として、日本では新型転換炉（ATR）、高速増殖炉（FBR）がある。また、軽水炉への利用も敦賀1号機および美浜1号機

において照射試験が行われ、大きな技術的問題点のないことが実証されている。

「ふげん」では、平成8年8月末までに累積で638体のMOX燃料を装荷している。これは、一つの原子炉での実績としては世界でも他に類のないものである。

NaF トラップ

UF_6を捕集するコールドトラップの下流に設置したトラップで，ペレット状のNaFを装填している。コールドトラップで捕集しきれなかったUF_6を吸着・回収するための装置である。

O／M 比

ウランとプルトニウムの混合酸化物燃料中のウラン・プルトニウムと酸素との原子比は1：2の近傍で広い組成幅をもっている。わずかの組成の変化が熱伝導度などの物性に大きな影響をおよぼす。その組成を示したものがO／M比で、Mはウランとプルトニウムの原子数の和を表わす。MOX燃料中のO／M比は2以下の場合が多い。

PNC 法

天然ウランの製錬法として動燃事業団が独自に開発したウランの精製法で、ウラン中の不純物成分をアミンにより溶媒抽出して精製し，電解還元したのち，四フッ化ウラン(UF_4)沈殿する一連の方法である。

PUREX（ピュレックス）法

使用済燃料を硝酸で溶かした溶液の中にプルトニウム、ウランを核分裂生成物から分離する方法の一つ。ウランやプルトニウムがある条件のもとでは選択的に有機溶媒中に抽出され、別の条件下では有機溶媒中から水溶液中に移る性質を利用してプルトニウム、ウランを核分裂生成物から分離するのがピュレックス法である。

有機溶媒としてリン酸トリブチル（TBP）を用いるのがピュレックス法の特徴である。PUREXはPlutonium reduction oxdationに由来する。

Q ブランチ

分子が振動遷移する場合には，いずれかの回転準位Jにある状態から遷移するが，UF_6分子の場合の選択律は$\Delta J = 0, \pm 1$である。

Qブランチとは，$\Delta J = 0$の遷移による吸収スペクトル線の集まりである。

RETF

リサイクル機器試験施設。照射済高速炉燃料を用いてレーザー解体機、連続溶解槽、遠心清澄機、遠心抽出器等の新型機器の工学規模実証試験を行う施設。平成7年1月着工、現在建設中。

SCC

SCCは、応力腐食割れ(Stress Corrosion Cracking)と呼ばれるもので、高温純水中でオーステナイト系ステンレス鋼に発生するSCC現象は、粒界型応力腐食割れ（IGSCC）である。

IGSCCは、次の三つの要因が重畳したときに発生する。

① 材料要因：溶接時の入熱による金属組織の変化（鋭敏化）
② 応力要因：溶接部の残留応力等による引張応力の存在
③ 環境要因：冷却水温度が100℃以上で溶存酸素濃度が高い状態

応力腐食割れ対策は、上記の3要因のうち1要因を除外するために、溶接時の鋭敏化を防止できる低炭素含有量のSUS316への材料取替、溶接部の引張留応力を低減できる溶接方法の採用、高周波加熱処理による残留応力の低減（IHSI）等が採用されている。

また、「ふげん」で実施している水素注入は、冷却水中の溶存酸素濃度を低減させ、SCCの発生を防止するものである。

TRU 核種を含む放射性廃棄物

原子番号がウラン（92）よりも大きい元素を含む放射性廃棄物で、高レベル放射性廃棄物を除く。再処理工場、プルトニウム燃料加工工場などで発生し、ハル廃棄物などがこれに当たる。

TRU 元素の非破壊測定法

パッシブガンマ法超ウラン元素が自然に放出するγ線を検出して、その元素の存在する事を知り、または、その存在量を推定する方法をパッシブガンマ法という。

1 センチメートル線量当量

実効線量を管理するためには人体の各組織の線量当量を測定することが必要となるが、実際の管理では組織の線量当量を測定することは不可能である。このため、身体表面から1 cmの深さに相当する線量当量を実効線量当量の管理のための実用量として定義し、これを1センチメートル線量当量と呼んでいる。なお、皮膚の線量当量は70マイクロメートル線量当量、眼の水晶体の線量当量は3ミリメートル線量当量と定義されている。

48Y シリンダ

六フッ化ウラン(UF_6)の貯蔵または輸送を行う米国ANSI規格（直径48インチ円筒型，鋼製）の容器で，約12tのUF_6が充填できる。

50%LIDT 法

光学部品の損傷しきい値を評価する方法の一つである。任意のレーザー照射エネルギー密度において，損傷しなかった最高値と損傷した最低値の平均を損傷しきい値とする。

ひらがな

アクチニド

アクチニウム（Ac、原子番号89）から始まりローレンシウム（Lr、原子番号103）に至る元素の総称。

アクティブ中性子法

測定試料を中性子で照射して、試料に含まれる核分裂性物質に核分裂を起こさせ、その結果生じる即発中性子、即発γ線、遅発中性子、または、短寿命核分裂生成物からのγ線を検出して、試料に含まれる核分裂性物質量を測定する方法はアクティブ中性子法と呼ばれる。

圧力管（本体）

圧力管は、内部に燃料集合体および原子炉冷却水を内蔵する内径約118mm、長さ約5mの管状の容器で、軽水炉における原子炉圧力容器に相当する機器である。圧力管の材料は、炉心構成材料として中性子吸収が少なく、強度に優れ、耐食性の良いジルコニウム-2.5%ニオブ合金の熱処理材を使用している。

圧力管集合体

圧力管集合体は、内部に燃料および原子炉冷却水を内蔵する内径約118mm、長さ約9.5mの管状の容器で軽水炉における原子炉圧力容器に相当する機器である。圧力管集合体は、炉心部のZr-2.5wt%Nb合金の圧力管本体とステンレス鋼製の上部および下部延長部が、機械的接合法であるロールドジョイント法により接合された主要3部分から構成されている。

圧力管本体の材料は、炉心構成材料として中性子吸収が少なく、強度に優れ、耐食性の良いジルコニウム-2.5wt%ニオブ合金の熱処理材を選定した。

圧力管集合体は、下部延長部に原子炉冷却水入口管が、上部延長部上端に原子炉冷却水出口管（上昇管）が接続され、原子炉冷却系を構成する。

圧力バウンダリー

一次冷却材が入っている容器・配管・バルブ類から成るシステムをいう。このシステムの健全性が損なわれると、冷却材喪失など重大な事象が発生する恐れがあるので、その設計・製造・保守には特に注意が払われる。

安全評価

地層処分システム全体を評価対象として解析を行い、この結果を放射線の影響等の、一般に安全性に関わる適切な基準と比較してシステムの受容性に関する判断を行うことを安全評価という。

埋戻し

ガラス固化体を定置する空洞や坑道等にベントナイト等を注意深く充填し、すべての未充填の空間をなくしてしまうこと。地下施設を天然バリアの性能を損なわないような状態に復帰させる行為をいう。埋戻しには、坑道等の空間を現地で発生した砕石、砂、ベントナイトやその混合物で埋戻す空洞部の充填、坑道が水みちとなることを防ぐために設けるプラグ、破砕帯等の岩盤の弱部が水みちとなることを防ぐために施すグラウトがある。

ウラン転換

原料ウランをウラン濃縮の燃料である六フッ化ウラン（UF_6）にすることで，回収ウラン（UO_3）の場合，原料UO_3 ⇨ 水和（$UO_3 \cdot nH_2O$） ⇨ 還元（UO_2） ⇨ HFフッ化（UF_4） ⇨ F_2フッ化（UF_6）の工程を経る。

ウラン濃縮

天然ウランはウラン同位体U—238、U—235およびごく微量のU—234から成っている。このうち燃えるウラン（核分裂性核種）はU—235であるので、U—235の含有率を高めることをウラン濃縮という。原子炉の使用済燃料から回収されるウランは天然ウランと組成を異にするが、このU—235の含有率を高めることもウラン濃縮という。また、特に分けて呼ぶ場合は、再濃縮という。

遠心分離機

ここではウラン用の遠心分離機を示す。真空ケーシングに円筒状の回転体（回転胴）を組み込んだ機械で、ウランガス（UF_6）を回転胴内に導き、これを回転させて遠心力により、軽いガス（U—238の含有率が多い）に分離する。

オーバーパック

ガラス固化体を包み込み、ガラス固化体に地下水が接触することを抑止し、地圧等の外圧からガラス固化体を保護する容器。人工バリアの構成要素の一つ。

回収ウラン

使用済燃料を再処理工場で化学的に処理して得られたウランのこと。

解体

高速炉燃料のラッパ管、エントランスノズルの除去

核物質実在庫調査（PIT）

施設者による核物質（ウラン、プルトニウム）の在庫調査（棚卸し）。

核分裂生成物（FP）

核分裂によって生じた核種およびそれからの一連の壊変により生成する娘核種を含めた総称。

確率論的安全評価（PSA）

原子力発電所の異常をもたらす事象の組み合わせ（事故シーケンス）とその発生確率および事故シーケンスがもたらす影響を求め、それらの積であるリスクを体系的に推定評価するもの。プラントで想定される有意な起因事象について多重故障や人的因子

も含めて事象シーケンスの発生確率の定量化を行うことと、現実的なコンシケンス評価が特徴となっている。

過剰反応度

出力運転を行うために使う反応度で、仮想的に制御棒を全部引き抜いた状態で原子炉がもっている反応度に相当する。

ガス拡散法

等温、等圧の気体が細孔を通って圧力の低い側へ流出する速度は分子量の平方根に逆比例する。したがって、質量の違うガスを流した場合、軽いガスのほうが早く細孔を通過するため、分離現象が起きる。一段で起きる分離の程度は遠心分離機に比してかなり小さいため、カスケードを組む時の段数が大きくなる。したがって、濃縮工場の規模が大きくなる。また、ガスを細孔に通すため、圧縮機を用いるが、このため、消費電力が膨大になるのも特徴である。

アメリカが第２次世界大戦中にこの方法を用いて、濃縮ウランを作り、原爆を作った。現在も世界の２大濃縮ウラン供給国である米国と仏国はこの方法を用いている。

ガドリニア添加燃料棒

ガドリニアは、熱中性子をよく吸収する物質であり、中性子と反応することによって次第に他の物質に変換される。このため、燃料のなかに混合させることによって、原子炉に装荷する新しい燃料が発生する初期の出力を抑制する。新燃料の能力の低下とともに抑制力を失うため、燃料の出力を炉滞在期間を通じてほぼ一定に保つことができる。

稼働率

再処理工場稼働率＝処理量(t)÷運転日数×１日の最大処理能力（0.7t）

ガラス固化体

再処理の過程において使用済燃料から分離される高レベル放射性廃液にガラス原料を添加し、高温で加熱することにより水分を蒸発させガラス化し、キャニスターと呼ばれる堅牢な容器に閉じ込めた物理的・化学的に安定な廃棄物形態。高レベル放射性廃棄物と同義に用いられることもある。放射性物質を化学的に安定な形態に保持し、地下水に対する耐浸出性に優れることが特徴。人工バリアの構成要因の一つ。

カスケード(アイデアルカスケード、ステップカスケード)

通常１回の分離操作で得られる分離の程度は小さいため、目標とする製品濃度を得るためにはこの分離操作を何回も繰り返さなければならない。この繰り返し操作を連続的に行うため分離機を何段かに配列したものをカスケードという。

カスケードを組む場合、各段の流量は下の段の濃縮流と上の段の劣化流の混合流になるが、この両者の流れの濃度が同じであれば、混合損が起こらない。この様なカスケードをアイデアルカスケードと呼ぶ。

アイデアルカスケードは各段毎の流量が変わっている。各段の流量が一定のカスケードをスケアーカスケードと呼ぶ。スケアーカスケードは混合損が起こる。いくつかのスケアーカスケードを継いで、全体のカスケードをアイデアルカスケードに近づけたものをステップカスケードと呼ぶ。

乾式再処理

溶媒を用いない非水式の燃料再処理の方法。使用済燃料を気体状、粉末状または溶融状にして処理する。現在は溶融塩電解法と呼ばれる方法が盛んに研究されている。

緩衝材

オーバーパックと地層の間に充填し、地下水の侵入と放射性物質の溶出・移行を抑制するもの。さらに地層の変位を物理的に緩衝したり、地下水の水質に化学的に緩衝する働きをもつ。人工バリアの構成要素の一つ。

キャンペーン

工場を特定の原料から特定の製品を作る目的で一定期間連続して運転すること。東海再処理工場では、せん断開始からFP/Puフラッシュアウトまでの期間をキャンペーンと称している。

共　沈

放射性核種を含む溶液に、その核種と類似の化学状態の担体（捕集剤）を加えて、この担体とともに目的核種を沈殿分離する方法。核種の量が微量で、溶解度積からは沈殿しないと予想されるものでも沈殿する。共沈の機構としては、混晶の生成、担体表面への吸着の二つに大別される。一般に共沈法は、分離に要する時間が短く、大量の処理もできる利点があるが、分離係数は比較的低い。

供用期間中検査

原子炉プラントには高度の安全性と信頼性が要求されるので、設計・製作や品質管理は法規に基づき厳重に行われているが、このような構造物でも設備の使用条件により進展性のある欠陥が残存し、あるいは生ずる可能性がある。原子炉一次冷却系統は放射能を閉じ込める機能を持つため、特に構造上問題となる欠陥は早期に発見補修の必要がある。このためプラントの寿命期間中を通じ、これらの欠陥が存在しないことを確認し、その健全性を保証するために定期的に行われる検査が供用期間中検査である。

凝縮

飽和蒸気の温度を下げると，蒸気の一部は液化する。これを凝縮という。

局所出力分布

燃料クラスター内の出力分布のことで、核燃料の熱利用効率を確保するための重要な炉物理量である。熱利用効率を向上させるためには、局所出力分布が平坦化することが望ましい。ATRの場合、クラスター型燃料であることから、局所出力分布の平坦化を図るためクラスター内の内層と外層燃料の富化度（濃縮度）を調整した2色配列クラスターを採用している。

亀裂性媒体

地下水の移動を解析する上での岩盤の分類の一つ。亀裂を主要な移行経路として地下水等の動きを取扱うことができる。例：カコウ岩等の結晶質岩

均質化

ウラン濃縮度(U235 濃度）を均一にするために加熱して，UF_6を液化均質化すること。

近実時間計量管理（NRTA）

バルク施設に対する核物質計量管理の一種で、運転中の工程内在庫の測定を頻繁に行うことにより確定された実在庫量と帳簿在庫量との差を、時系列的に統計解析して、少量核物質の転用を短時間に検知するための手法。

金属胴と複合材料胴

回転胴を高速で回転するためには、発生する遠心力が密度に比例するため、比強度（強度／密度）が大きい材料を使う必要がある。

金属で比強度の大きい材料としては、アルミ合金、チタニウム、マレジング鋼、複合材料では、ガラス繊維／膨脂、炭素繊維／膨脂等がある。

クラッド

クラッドの語源はカナダのチョーク・リバー発電所で発見された、確認されない堆積物として、Chalk River Unidentified Depositsの頭文字をとってCRUD＝クラッドと命名された。原子力発電所の水質分析者の間では一般に孔径0.45μmのフィルターに捕らえられる金属酸化物をクラッドと呼んでいる。しかし、この他にも次のものがクラッドと呼ばれている。

① 配管・機器等の構造材の腐食により生成した粒子状の腐食物。

② ①の粒子状腐食生成物が燃料被覆管表面に付着し、炉水条件での安定な酸化物形態へ変化する過程で炉水中の金属イオンと反応し複合金属酸化物になったもの。

③ 燃料被覆管表面から剥離したもの、および配管表面に付着し金属酸化膜になったもの。

グローブボックス

放射性汚染および放射線被ばくを防ぐために、放射性物質を隔離した状態で取扱うため、気密窓、手袋などを取り付けた箱形の装置。

計量検認目標

査察実施時の目標の一つで、施設が申告した棚卸し時の帳簿在庫量と実在庫量の差（MUF）の妥当性を判断するときに使われる指標であり、施設の計量管理精度と有意量とに関連して設定される。

結晶質岩系

地層処分研究における岩盤の分類のひとつ。性能の解析の観点から最も重要な特徴は、地下水の移動に対して亀裂性媒体として扱われること。また処分技術の観点からは、土木工学の領域で用いられる「硬岩」に近い意味で用いられる。例：カコウ岩

ケミカルトラップ

ガス（UF_6ガス等）中の目的物質（不純物等）を除去または回収するために吸着剤を装填した塔等をいう。

ゲル化法

核燃料の硝酸溶液から酸化物を得る転換法の一つ。塩基性溶液中に硝酸液を滴下する外部ゲル化法と硝酸溶液に試薬を添加しゲル状沈殿物を加熱処理して粒状あるいは塊状の酸化物を得る。

限界熱流束

単位面積当たり冷却できる最大の伝熱量のことである。この値を越えた熱量をヒーターや燃料棒に加えると、表面の温度が急上昇する。この限界値は、燃料集合体の形状や冷却している水の圧力や温度によって異なるため、設計された形状と使用条件を考慮して限界値を知るための実験を行ない、安全に熱を除去できるようにする。

限外ろ過

一般のろ過では除去できないコロイド粒子まで除去できるろ過方法。ろ過できる粒子の大きさは、通常のろ過では1 μm程度、精密ろ過では0.1μm程度であるのに対し、限外ろ過は1 nm程度まで、分子量で1000程度の粒子まで除去することができる。通常、数kg／cm^{2}程度の圧力をかけてろ過するので、膜表面へのゲル層の付着をできるだけ少なくするために、モジュール内を高流速で流すクロスフロー方式が用いられる。

原子力基盤技術総合的研究（原子基盤クロスオーバー研究）

原子基盤技術のうち各研究機関のポテンシャルの結集が必要であり、個々の研究機関単独づは速やかに成果を得ることが困難な多岐にわたる技術要素から

構成される研究を選び、各機関が連携をとって同じ研究課題を系率的・効果的に進める研究システム。

高放射性廃液蒸発缶

高放射性廃液蒸発缶は、高放射性の廃液である分離第一サイクル（溶解液のウランおよびプルトニウムから核分裂生成物を分離する工程）から廃液、酸回収蒸発缶の濃縮廃液などを蒸発濃縮し、その容量を減容する機器である。濃縮された廃液は、高放射性廃液貯槽に貯蔵され、その後ガラス固化体として処理される。

光誘起ドリフト法

励起された分子が非励起分子に比べて衝突断面積が変化することから，分子の拡散速度に差が生じ，注目している同位体を含む分子に濃度勾配が生じることを利用した分離法である。

コールドトラップ

転換されたUF_6ガスを冷却し，固体UF_6として捕集する装置。

高レベル放射性廃棄物

再処理の過程において使用済燃料から分離される高レベル放射性廃液、またはそれをガラス固化したもの。その成分として核分裂生成物とアクチニド核種を含む。

サーマルアレスト法

燃料ペレットの融点を測定する代表的な方法である。試料を加熱し、融解が始まると、固相と液相が平衡して共存する温度で、熱滞留（サーマルアレスト）により、昇温曲線に温度が一定になる点が生じる。固相状態の試料が液相と平衡を保つこの温度を、光温度計で読み取り、融点としている。

サーマルストライピング

温度差を有する流体の混合過程で生じる温度ゆらぎで、構造材の表面温度が変動することにより、表面近傍に高サイクルの熱応力が発生する現象をいう。

再冠水

地層処分施設が建設されることによって一旦不飽和状態となった地層が、処分施設が埋戻されることによって再び地下水より飽和されること。

砂岩型ウラン鉱床

このタイプの鉱床の大部分は，河川または縁海に堆積した砂岩中に存在している。母岩は，多くの場合あまり分級されていない中粒～粗粒の砂岩で，黄鉄鉱や植物を起源とする有機物を含んでいる。

米国の鉱床の大部分は，ジュラ紀～第三紀の砂岩層に胚胎されている。

酸回収蒸発缶

再処理工場では使用済燃料を硝酸で溶かして硝酸溶液のかたちで処理する。このため種々の廃液中には硝酸溶液が含まれており、この中の硝酸を再利用することが経済性の観点から必要である。酸回収蒸発缶は廃液中の硝酸分を硝酸蒸気として蒸発・濃縮させ回収するための機器で、蒸気で蒸発缶を加熱することで行われる。

酸回収精留塔

酸回収精留塔は、酸回収蒸発缶で発生した蒸気を所定の硝酸濃度とする機器であり、硝酸は連続的に抜き出され各工程で再使用される。

酸化物分散強化型（ODS）フェライト鋼

体心立法の結晶構造を有するフェライト系のステンレス鋼にY_2O_3酸化物粒子を細かく分散させた材料。一般にフェライト系ステンレス鋼は耐スエリングに優れており、これにY_2O_3酸化物粒子を分散させることにより、さらに高温強度の向上を狙っている。この材料は通常の溶解法ではなく、粉末冶金法により製造される。

自己作動型炉停止機構（SASS）

従来の原子炉停止装置とは異なり、検出器・論理回路・遮断器等による制御に依らず、それ自身が有する物理的性質の変化を利用して直接作動する機構の総称である。

現在開発しているのは、キュリー点電磁石方式によるもので、電磁石の磁気回路の一部にある温度（キュリー点）になると磁性を失う磁性材料を設け、電磁石の電源を遮断しなくても冷却材の温度異常を感知し、自然に電磁石の保持力が低下し、制御棒が炉心内に挿入される。

実効線量当量

ヒトが放射線に被ばくした場合の全身に対する影響を総合的に評価するための量。人体の各組織の線量当量に各組織毎に与えられている重み（荷重係数）を掛けて加えた量である。

実効増倍率

有限の大きさの原子炉に対して、炉外に中性子が漏れることを考慮に入れた場合の増倍率。（実効増倍率＝１の場合が臨界）

シビアアクシデント

シビアアクシデントとは、一般的には苛酷事故と言われるものであり、炉心の損傷を伴う事故である。すなわち、設計で想定している事故を大幅に越える事故であり、安全設計評価上の想定された手段では適切な炉心の冷却または反応度の制御が行なえない状態になり、炉心の重大な損傷に至る。

重水

重水は、水（H_2O）の中の水素（H）が水素の同位体である重水素（D）に置き変わったもので比重は1.1である。重水は、通常の水（軽水）に比べ中性子吸

収割合が小さいので、原子炉の減速材や冷却材に使用される。「ふげん」では、減速材として重水を使用している。

重水は天然水中に約0.015%含まれており、これを濃縮して原子炉級重水（99.65%以上）にする。重水は、重水と軽水の性質の相違（例えば沸点の違い、電解の容易さ）や化学反応を利用して濃縮・製造される。

シュリーレン法

流体の可視化法のうち，光学的可視化法と呼ばれているものの一つである。測定領域の密度の一次微分を画像の濃淡として記録する手法である。

使用する光源としてXeランプ等の白色光やレーザー等の単色光を用いる。

使用前検査

原子炉等規制法に基づき、施設の建設中および建設終了後に受ける検査。この検査に合格して初めて施設の運転が可能となる。

消滅処理技術

核種分離された超ウラン元素を専焼高速炉や高速増殖炉で中性子を照射したり、加速器により陽子やガンマ線を照射することにより半減期の短い、また放射能を持たないものに変換する技術。

処分技術

人工バリアならびに処分施設の設計・製作・施工に関わる技術・材料工学、機械工学、土木工学等の分野に関連する。

処分施設

ガラス固化体を地層処分するための施設。処分するガラス固化体を搬入・検査しオーバーパックに封入するための地上施設と、地下深部へ搬送するためのアクセス坑道、地下施設の建設、操業および閉鎖を行う際に使用される主要坑道と連絡坑道、オーバーパックに封入された放射性廃棄物を埋設する処分坑道等で構成される地下施設からなる。

人工バリア

ガラス固化体、オーバーパックおよび緩衝材をまとめていう。多重バリアシステムの構成要素の一つ。

真正性

オーセンティケーションを訳したもので、施設者自らあるいは査察者が開発した保障措置システムから得られる情報が、何ら細工もなされてなく正しい情報であることを証明すること。

振動モード

UF_6分子には ν_1, ν_2, ν_3, ν_4, ν_5, ν_6の6つの基本振動モードが存在する。ν_3振動モードの基本振動数は約628 cm^{-1}（約16μm）である。

水素化ジルコニウム

金属ジルコニウムに所定量の水素を吸収させた金属水素化物。中性子の減速材として優れ、ドイツの高速実験炉で減速材、遮蔽材として実用化されている。

ジルカロイファイン

燃料被膜管（材質：ジルカロイ＝ジルコニウム合金）を剪断や圧縮等をすることにより発生するジルカロイの微粉

スーパークリティカル遠心分離機

遠心分離機の性能の大きな特徴は、性能が回転胴の長さにほぼ比例するが、径にはほとんど依存しないということである。経済性を考えれば、一般的に同じ性能であれば、アスペクトレイショ（長さ／直径）が大きい程良い。しかし、固有振動数は細長い程下がり、回転数が固有振動数と一致すると共振して振れ回る。一般的な回転機械では、これを避けるため、回転数以上に固有振動数が上がる（サブクリティカル）ように形状を決める。遠心分離機の場合、回転数が固有振動数を超える（スーパークリティカル）ことができれば、経済性を追求する有力な方法となる。

スクラム試験

原子炉運転時に異常が発生した場合、原子炉をトリップさせるために、制御棒を切り離し炉心に挿入する。スクラム試験は、この制御棒挿入時間が制限時間内にあることを確認するためのものである。

ストリバ計画

経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）による国際共同研究。1980～1992年にかけてスウェーデンのストリバ鉱山（カコウ岩）において、地下水の水理を予測するための手法の確立と、地下水の流れを抑止するための技術の開発を中心として行われた。スウェーデン、米国、英国、日本、スイス、フィンランド、カナダの7ヵ国が参加（1992年現在）。

スパッタリング

低い気圧中で金属表面を加速したイオンにより衝撃するとき、その衝突のエネルギーによって、金属面から原子がたたき出され、気体中に飛散して付近の物体面に付着する現象をいう。

性能評価

地層処分システム全体あるいはそれを構成するサブシステムの性能を予測するための解析を行うこと。さらにこの解析結果を適切な基準と比較し評価すること。システム全体を一括して評価の対象とし、評価の基準が一般に安全性に関わるものである場合には、性能評価は「安全評価」と類義である。

性能評価研究

地層処分システムの構成とその性質を明晰にし、そ

の将来挙動の予測解析の方法を確立するとともに、予測解析に必要なデータを入手するために行われる研究開発の総称。シナリオの開発、モデルの開発、データを用いた解析・評価の順に繰り返し進められる。

赤外多光子解離

多原子分子が多数の光子を段階的に吸収し解離する現象。

接近シナリオ

地層処分システムやその環境の将来像を記述したシナリオのうち、地層処分された高レベル放射性廃棄物と人間とが直接接近することにより、放射線による影響を引き起こすと考えるシナリオをいう。

設計情報質問書（DIQ）と施設付属書（FA）

保障措置の適用を受ける核物質や施設について、IAEAに提供する内容を、国がIAEAから出されるDIQに回答する形で作成し、それに基づき施設に適用される保障措置の具体的方法等を文書化したものをFAといい補助取極の一部である。

セル

放射性物質の取り扱いや保管のため、十分な遮蔽を施した部屋。

全身カウンタ

身体より放出されるガンマ線を測定する放射能測定装置で、身体負荷量の測定や摂取核種の同定に使用される。低い放射能を測定するため、検出効率の高い検出器や大がかりな遮蔽が用いられる。

せん断装置

使用済材料を硝酸で溶解して溶液とする必要があるため、使用済燃料を機械的にせん断する。せん断装置は、燃料集合体の送り装置、せん断刃等で構成されており、一定長さづつせん断位置に送られた燃料集合体をせん断刃でせん断する。せん断されたせん断片は溶解槽へ装荷される。

増殖比

原子炉内で消費される核分裂性核種の量で、生成される核分裂性核種の量を除した比。

ソースターム

原子炉施設における炉心損傷事故時の評価では、燃料中に閉じ込められている核分裂生成物等の放射性物質が炉心から放出されることを想定する。この時、冷却系や格納施設の健全性が損なわれていると放射性物質は環境へ放出される。環境への影響を評価するには、炉心から放出される放射性物質の種類、化学形態、放出量等を明らかにする必要があるが、これらを総称してソースタームと呼ぶ。

ゾルゲル法

水または薄い酸とUやPuなどの水酸化物の粉末を混合して、コロイド状のゾルとし、これを脱水性の有機溶媒中に入れるなどして、球状のゲルを作り、さらに乾燥焼結して球状粒子を作る方法をいう。下記のバイパック法で燃料要素を加工する際の原料粉末の製造法として考えられているほか、高温ガス冷却炉の被覆粒子燃料の燃料核を製造する方法として実用化されている。

堆積岩系

地層処分研究における岩盤の分類のひとつ。性能の解析の観点から最も重要な特徴は、一般的に地下水の移動に対して多孔質媒体として扱われること。また処分技術の観点からは、土木工学の領域で用いられる「軟岩」に近い意味で用いられる。例：砂岩

ダクトレス

ダクト（ラッパ管）を削除した燃料集合体を「ダクトレス（燃料集合体）」と称し、燃料体積比を上げることができ、炉心核特性を向上させることができる。また、燃料交換毎に出る固体放射性廃棄物の低減が実現できる。

多孔質媒体

地下水の移動を解析する上での岩盤の分類の1つ。移動の方向に対して、連続する微細な空隙が空間的に均一に存在することを仮定して、その中の地下水等の移動を取り扱うことができる。例：（亀裂が発達していない）砂岩、泥岩等の堆積岩

多重バリアシステム

地層処分された高レベル放射性廃棄物中の放射性物質が、地下水によって人間環境に運ばれることを抑制するための仕組み。人工的に設けられる多層の安全防護系である人工バリアと、地層である天然バリアからなる。

探知確率

ある量の核物質が転用された場合に、IAEAの検認活動でそれを探知できる確率のことで、通常、計量手段による探知確率は90～95%に設定される。

探知時間

核物質が転用されてから、IAEAが査察活動を通して見つけた異常を更に調査して、転用があったと確定するまでの時間のことであり、核物質が核爆発装置の金属構成要素に転換されるまでの時間と同等でなければならないとされている。

地下水シナリオ

地層処分システムやその環境の将来を記述したシナリオのうち、地層処分された高レベル放射性廃棄物中の放射性物質が地下水によって人間とその生活環境に運ばれ、放射線による影響を引き起こすと考えるシナリオをいう。

地質環境

地下を構成する岩石やそこに存在する地下水等の要素の総称。人工バリアが置かれる環境を指す。

地層

地層処分において考慮される一定の広がりと深さをもった岩盤「地層処分」や「深地層の研実施設」等の用語における「地層」には、地質学上の地層（堆積岩層を指す）と地質学上は地層とみなされない岩体が含まれる。

地層処分

高レベル放射性廃棄物の最終処分としてガラス固化体を地下数百メートルより深い地層中に隔離する方法をいう。処分後のいかなる時点においても人間とその生活環境が高レベル放射性廃棄物中の放射性物質による影響を受けないようにすることを目的とする。

地層処分システム

適切な地質環境条件の下に多重バリアシステムを構築することにより、将来のいかなる時点においても、人間とその生活環境が、直接間接を問わず、処分された高レベル放射性廃棄物による影響を受けないようにするために働く仕組み。

中空ペレット

ペレットの中心軸に沿って穴のあいたペレットをいう。ペレット中心部の蓄積熱量が少ないので、燃料の高燃焼度化、高線出力化等の高性能化に有利であるほか、燃料温度上昇速度が低くなることにより、安全性に有利等の利点があるが、量産化のための燃料製造技術開発が今後の課題となっている。

中性子源集合体

原子炉を安全に起動（臨界操作）するため、起動時の中性子検出器の計数率の変化の判別が容易になるよう、カリフォルニウム-252を内蔵した集合体（中性子源集合体）を炉心に配置している。中性子源集合体の外形形状は、燃料集合体とほぼ同一である。

中性子遮蔽体

高速炉の炉心の周囲に配置してある集合体で、炉心から漏れ出る中性子を遮蔽することにより、原子炉容器等の構造材の中性子の影響を低減する。

中性子放射化分析法

中性子放射化分析法は、分析対象の試料に中性子を衝突させて試料を放射性にし、その放射能の特性を調べることにより、試料中の元素の種類や量を求める方法である。

超ウラン元素（TRU）

原子番号がウラン(92)より大きい元素の総称。いずれも人工の α 放射性核種で，原子番号93から109までの17元素があり，Np，Pu，Am，Cm等がこれに該当する。

チョップ & リーチ法

燃料要素をせん断し、中味を露出させて酸によって侵出して燃料物質を溶解させる。

通水待機モード

原子炉は停止状態、１次、２次主冷却系は主循環ポンプにより約48%、約39%流量運転状態で、水・蒸気系給水は、約10%流量の状態の総称である。

低温停止モード

原子炉は停止状態、１次、２次主冷却系はポニーモータ運転状態で、補助冷却設備により崩壊熱除去運転を行っている状態の総称である。

定期検査

原子炉等規制法に基づき、定期的(1回／年)に安全性を確認する検査。再処理工場では、停止中の検査と運転中の検査に分けて実施している。停止中の検査では、警報装置の作動試験等を実施している。運転中の検査では、製品の回収率の測定等を実施している。

抵抗溶接法

高速炉燃料の高燃焼度化のために開発された酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS鋼）等の新しい被覆管材料の溶接法として、開発された溶接法をいう。被覆管と端栓等の被溶接物を突き合わせて、軸方向に一定の圧力を加え、高電流を流すことにより、発生するジュール熱により溶接する。入熱量の大きい従来のTIG溶接法等では、ODS鋼に均一分散している Y_2O_3 等の酸化物が表面に凝集し、溶接部強度が著しく低下する等の欠点があったが、この方法では熱影響範囲を狭くでき、固相に近い状態で接合が完了し、強度低下もほとんどない等の長所を有している。

低放射性廃液蒸発処理施設・極低放射性廃液蒸発処理施設

低放射性廃液蒸発処理施設および極低放射性廃液蒸発処理施設は、再処理施設から環境に放出される放射能を低減するために、低放射性廃液の蒸発濃縮処理を行う施設である。疑縮液は、その後、所定の処理を行ったのち、海洋放出される。

適時性

核物質の転用についての探知時間に関するIAEA査察目標の一要素をいう。IAEAは査察に行く時間間隔を核物質の転換時間を基礎に適時性目標として決めており、これは核物質の種類や状態によって異なっている。

デコミッショニング

原子力施設の運転停止後の隔離・解体・撤去の一連プロセスを言う。廃止措置。

天然バリア

多重バリアシステムの構成要素の一つで岩盤のこと。地下水により移行しようとする放射性物質と相互作用するなどして、その動きを抑制するという本来の性質に着目していい表わしたもの。

転用の探知目標

保障措置の技術的な目標は「有意量の核物質の転用を適時に探知すること」であり、具体的には、「有意量」と「適時に探知」の定量化が必要である。「有意量」は次項のように定量化し、「適時に探知」は「探知時間」および「探知確率」で定量化している。

同位体シフト

分離する同位体原子または分子と他の同位体原子または分子が吸収する光の波長の差。

トリチウム

トリチウムは、質量数3の水素の放射性同位体であり三重水素ともいわれる。半減期12.33年でβ崩壊するが、そのエネルギーは18.6keVと非常に弱い。トリチウムは、呼吸や皮膚を通して体内に取り込まれるが、実効半減期は人によって違いはあるが約10日といわれている。

「ふげん」における主な生成反応は、減速材である重水の(n, γ)反応によりトリチウムが生成する。なお、天然にも宇宙線の反応によりごくわずかであるが存在する。

トレーサビィリティ

放射線測定器の校正は線量率が既知の放射線場あるいは放射能が既知の線源を用いて行われるが、その放射線場あるいは線源はさらに上位の基準測定器を用いて校正されていることが必要である。計測された量と国家標準あるいは信頼できる基準とのつながりのことを、トレーサビイリティと呼んでおり、計測の信頼性や精度を効率良く維持していくためには、トレーサビィリティ体系を構築することが重要である。

ニアフィールド

人工バリアおよび人工バリアが設置されることによって、影響を受けると考えられる周辺の岩盤のこと。

熱可塑性樹脂

加熱することによって軟化する性質を有する樹脂。低・中レベルの放射性廃棄物の固化処理に用いる場合、高温時に放射性廃棄物と混練して、冷却固化することができる。ポリエチレンが代表的。

熱硬化性樹脂

加熱することによって硬化する性質を有する樹脂で、重合開始剤、促進剤を用いて低温で硬化させることができる。低・中レベルの放射性廃棄物の固化処理に用いる場合、ポリエステル、ポリビニルエステル等が使用される。

年摂取限度（ALI）

ある放射性核種が吸入または経口により単独で摂取された場合に、その摂取に起因する摂取後50年間にわたる線量の総和が職業人に対する線量限度である50mSvに相当する摂取量。

燃料導入コンベア

使用済燃料をせん断処理するために、使用済燃料貯蔵プールから機械処理セルに移動させるための装置。

燃料プレコンディショニング

燃料棒損傷の一つに燃料ペレットと被覆管の相互作用(PCI)による被覆管の損傷がある。このような損傷を防ぐための運転管理面からの対策に燃料プレコンディショニングがある。プレコンディショニングとは、燃料棒の線出力密度がある値になるまでは出力を急昇させてもよいが、それ以上の出力へは出力上昇率を抑え、最大線出力密度に達してから一定時間その出力を保持することをいう。そうすることによりペレットに圧縮応力が働き、その中心部はクリープ変形する。その効果によりペレットと被覆管の熱膨張差による被覆管への急激な応力が抑制される。

バードケージ

回収ウラン貯蔵容器等を取り扱うに際に容器間距離を一定以上に保ち，臨界を防止するための囲いである。

バーナブルポイズン

核燃料に混入して核燃料の燃焼にともなって燃焼することにより、原子炉の反応度の補償を行う中性子吸収材をいう。最近では、軽水炉燃料の高燃焼度化の要請にともなって、初期の反応度抑制のため、UO_2燃料にGd_2O_3を添加した燃料が実用化されている。

バイオアッセィ

この言葉の一般的な意味合いは生物検定であるが、放射線防護の分野では内部被ばく線量を測定評価するための生体試料分析法の呼び名として使われている。通常、排泄物（尿、糞）が試料として用いられ、これらに含まれる放射能を分析測定することにより、摂取量あるいは体内の放射能を評価する。

バイパック法（振動充填法）

セラミック系の燃料要素の製造法の一つで、MOX等を粉末にして燃料被覆管の中に充填してこれを振動することにより、短時間に充填する方法をいう。アクチニド核種を燃料中に取り込んだ燃料製造など、遠隔製造を必要とする場合に重要な方法となる。

肺モニタ

プルトニウムを吸入摂取した場合は肺に比較的長期

間残留することから、肺に沈着したプルトニウムからの低エネルギーのX線を体外から測定するための装置。全身カウンタと同様、測定の際のバックグラウンドをできるだけ低くするため、大がかりな遮蔽が用いられる。

パッシブ中性子法

超ウラン元素核種の中には、自発核分裂を起こすものがあり、それに伴って中性子が放出される。また、多くの超ウラン元素はα放射性であり、そのα線は酸素等の軽元素を照射して（α、n）反応によって中性子を放出する。自然に発生する中性子を測定することによって超ウラン元素またはウラン試料の質または量について情報を得る方法はパッシブ中性子法と呼ばれる。

バルク施設とアイテム施設

気体、液体または粉末のようなバラの状態にある核物質を取り扱う施設をバルク施設という。(バルク施設の例、再処理工場、プルトニウム転換施設、燃料加工工場、ウラン濃縮工場等）また、すべての核物質が同定しうる単位体に収容されており、その単位体が形状変化をしないような施設をアイテム施設という。(アイテム施設の例、原子炉「ふげん」、「常陽」、「もんじゅ等」)

ハンドフットクロズモニタ

管理区域への出入りに当たって、手、足、衣服の汚染の有無を測定するための装置。

反応度係数(温度係数、流量係数、出力係数、燃焼係数)

それぞれ温度、流量、出力、燃焼度に変化が生じたときの反応度の変化度合を示す量。

ファーフィールド

人工バリアの設置の影響を受けない領域の岩盤。ニアフィールドの外側から地表にかけての広い領域。

ファジィ制御

1965年、米カリフォルニア大学のZadeh教授により提案されたファジィ集合論を基にした制御方式である。これは、我々人間の行う知的情報処理はあいまいさを含んでいるが、人間の持つ高度の洞察力や判断力で処理が可能であることを利用したもので、これと同じことをコンピュータに行わせるものである。つまり、熟練者や専門家の知識や経験による定性的な判断方法(もう少し、だいぶ、～ならば、～くらい）をそのまま制御規則化し、制御に用いることにより、制御対象の精密なモデル化が困難な場合や制御指標が多次元となる場合等では従来の制御方式より優れた(熟練運転員並の)制御動作が期待される。

原子力プラントでのファジィ制御の適用例としては、原子力出力上昇時におけるモータ駆動給水ポンプからタービン駆動給水ポンプへの切替制御やBWRの自動周波数制御運転を想定した再循環流量の制御等のシミュレーションによる検討が報告されている。

封じ込め・監視

封じ込め・監視は、計量管理を補完する重要な手段であり、核物質・機器等の移動、また保障措置関連データの健全性の保存に関する情報を検認するものである。

封じ込めとは、壁、タンクのような物理的な障壁を利用して核物質の移動や核物質への接近を制限・管理するものであり、機器としては封じ込めの完全性を保証する封印等がある。また、監視とは、無申告の核物質の移動、保障措置機器に対する不正変更等を検知するための査察側の人および機器による観察をいい、機器としては出入りモニター、工業用テレビカメラ等がある。

腐食電位

材料の腐食電位はその材料が曝されている環境（水質）において標準水素電極電位（SHE）に対して示す電位であり、溶存酸素、溶存水素、過酸化水素等の環境因子に影響される。ステンレス鋼の腐食電位は応力腐食割れと密接な関係にあり、環境と材料の相互作用の指標として用いられる。原子炉環境の高温におけるステンレス鋼の応力腐食割れは-230mV（SHE）以下の腐食電位であると抑制されることが実験室試験や実機でのインプラント材料試験で確認されている。

不整合

ある地層が堆積後隆起し、陸上で風化・削剝作用を受け、その浸食面上に新規の地層が堆積したとき、両者の関係を不整合という。

不整合関連型ウラン鉱床

大規模な不整合に空間的に近い場所に産するものであり，約16億年前～13億年前に安定大陸内の堆積盆地で形成されているものが多い。

例としては，カナダのサスカチワン州北部のキーレイク，ラビットレイク，シガーレイク，マッカーサーリバーや，オーストラリア北部準州のレンジャー，ジャビルカの各鉱床がある。

このタイプの鉱床は，ウランの他に，ニッケル，コバルト，銅，モリブデン等を伴う多金属鉱床の場合と，ほぼウランだけの単味の鉱床の場合がある。鉱床は高品位で，かつウラン量が多いために経済的に圧倒的に有利であり，最近の主要な探査，開発の対象になっている。

物質収支区域

IAEAの保障措置の目的のために物質の収支を算定

するため、核物質の移動量および実在庫量を量定できるように設定した施設内または施設外の区域であり、施設内に1～3区域または複数施設で1区域となっている。

フラッシュアウト

①FP/Puフラッシュアウト

分離・精製処理運転終了後に硝酸ウラニル溶液を供給することにより行うものであり、抽出器内の核分裂生成物（FP）を除去し、次に行うウランフラッシュアウト時にプルトニウムとウラン中にFPが混入するのを防止するために行う。また同時にプルトニウムについては、ウランとの分配比の差を利用してプルトニウムを完全にウランと分離・押し出しすることにより、プルトニウムを所定の貯槽で貯蔵管理するために行う。

②ウランフラッシュアウト

抽出器内がウランだけになった状態で硝酸溶液によりウランを押し出し、ウランを所定の貯蔵管理するために行う。

ブランケット燃料集合体

高速炉の炉心の周囲を取り囲んでいる劣化ウランを主成分とする集合体。炉心から漏れ出た中性子を利用して、劣化ウランを主にプルトニウムに転換する。

プラント動特性コード

プラントの運転制御状態において、変動する要因に対する制御性および安定性について解析的に求めるための計算コートである。

プル・サーマル利用

使用済燃料を再処理し、使用済燃料中に含まれるプルトニウムを回収して熱中性子炉で再利用することをプル・サーマル利用という。プル・サーマル利用の典型例は軽水炉による再利用である。

プルトニウムスポット

UO_2とPuO_2の粉末を均一化混合後、成形、焼結したMOX燃料ペレット中に残るPuO_2粒子をいう。プルトニウムスポットの粒子径が大きい場合、原子炉内で燃焼中に局所的な発熱部となるなどの問題を生じる。プルトニウムスポットはαオートラジオグラフ法などで測定することができる。この方法は、プルトニウムが放出するα粒子による写真乳剤膜の感光作用を利用して、その黒化度を調べるもので、プルトニウムスポットは写真上で黒点となってあらわれる。

プルトニウム溶液蒸発缶

プルトニウム溶液蒸発缶は、プルトニウム精製工程からの硝酸プルトニウム溶液を所定のプルトニウム濃度になるまで蒸発濃縮する機器である。濃縮液は回分式にプルトニウム濃縮液受槽に送られ、製品として計量を行った後、プルトニウム製品貯槽に送られる。

フレーム塔

円筒縦型反応炉であり，数百度に加熱した反応部に炉上部からUF_4粉末およびF_2ガスを供給し，UF_4粉末が重力落下している間にF_2ガスと接触することで，発熱反応によりUF_6を生成する装置である。

フロンティア研究

プロジェクト研究で蓄積された技術基盤に立脚し、実用化を支える創造的・革新的研究開発。

分子温度

平衡状態にある気体分子では並進エネルギー，回転エネルギー，振動エネルギーの各々の状態を表す温度はすべて等しい。しかし断熱膨張の過程では，キャリアガスとの衝突による並進，回転，振動のエネルギー緩和時間が異なるため，各々の温度は，並進温度＜回転温度＜振動温度の順になり，すべて異なる温度となる。

平衡等価ランド濃度

親核種としてのランド（Rn-222）は半減期約3.8日でα線を放出する希ガスであるが、それ以降の崩壊によって生成する核種（ポロニウム-218、ポロニウム-214、ビスマス-214）は短半減期ではあるものの、α線を放出する重金属であることから、肺の被ばくという観点からは娘核種が重要になる。このため、法令ではランドの崩壊後の娘核種の濃度に相当する濃度を規制対象としており、これを「平衡等価ランド濃度」と呼んでいる。平衡等価ランド濃度は、次式で定義される。

$$\chi_{ep,Rn}=0.105\chi_{RaA}+0.516\chi_{RaB}+0.379\chi_{RaC}$$

ここで、χ_{RaA}、χ_{RaB}およびχ_{RaC}は、それぞれPo-218（RaA）、Pb-214（RaB）及びBi-214（RaC）の濃度である。

ヘッドアクセス方式

原子炉冷却材の流出入を原子炉容器上部から行うプラント概念。炉容器にのみ液面を有するもので、炉容器上部からの配管はそれぞれIHXおよびポンプと水平に連結し、炉容器と機器の間隔を少なくできるコンパクトな配管引き回しが可能であり、炉心とIHXとの伝熱中心の高低差を大きくする配置裕度を有し、自然循環による事故時の炉心冷却性に優れている。また、原子炉容器の形状、肉厚が急激に変化する構造不連続部を少なくして、構造健全性を向上させることができる。

ペレット—被覆管化学的相互作用（PCCI、FCCI）

燃料ペレットと被覆管において、核分裂生成物を含む燃料ペレットと被覆管内面との化学的な作用をいう。高燃焼度では、燃料ペレット内に核分裂生成物

が多く蓄積し、ある種のものは被覆管に対する腐食性が強く、高温の中心部からより低温の被覆管に近い周辺部に移動するため、被覆管の内部からの化学的腐食に留意する必要がある。

ペレット—被覆管機械的相互作用（PCMI）

燃料ペレットが高燃焼度まで照射されたときなどに、燃料棒内部のペレットと被覆管が力学的に影響しあうことをいう。PCMIの発生は、ペレットと被覆管との熱膨張差、ペレット中の核分裂生成物によるペレットの体積変化に起因する。

変質ハロー

鉱体を中心として母岩に熱水作用等により特有の変質鉱物を生じることがあり，この作用の及ぶ範囲を変質ハローと呼ぶ。特徴ある鉱物組み合わせが累帯配列を成すことが多い。不整合関連型ウラン鉱床の場合，これらの変質ハローが及ぶ範囲は鉱床の幅(30～50m)に較べて数倍～数十倍大きいので、鉱床探査の上で重要な指標になる。

ベントナイト

凝灰岩やガラス質流紋岩などが長年にわたる化学的な変質作用を受けて生成された、柔らかく可塑性をもち、モンモリロナイトを主成分とした粘土であり、弱アルカリ性を示す。ベントナイトの性質はそのイオン交換特性に大きな特長がある。また、水分を含むと体積が10倍以上にも膨らむ性質を有している。

崩壊熱

原子炉を停止状態とした後も、主として運転中に生成された核分裂生成物の崩壊に伴う崩壊熱が発生する。

放出廃液油分除去施設

放出廃液油分除去施設は、低放射性廃液蒸発処理技術開発施設および極低放射性廃液蒸発処理技術開発施設で処理された廃液から、一般公害物質である油分などを取り除くための施設である。その後、処理された廃液は海洋に放出される。

保守的

地層処分システムの性能評価あるいは安全評価を行う際、安全性に対する判断をより厳しく行うように、解析の前提条件や使用するデータをより安全側に見積もること、モデルの前提や使用するデータをより安全側に見積もることにより、安全性に関する判断を厳しく行えるような性格に保つことをいう。

ポニーモータ運転

原子炉停止状態での崩壊熱除去運転を行う時に1次、2次主冷却系循環ポンプを主モータ駆動からポニーモータ駆動とする。このポニーモータ駆動による運転状態である。

マイクロ波加熱脱硝法

ウランとプルトニウムの混合転換法として、動燃事業団が開発した方法で、ウランとプルトニウムの硝酸混合溶液をマイクロ波により、加熱、脱硝、焼成してウランとプルトニウムの原子数比が1：1の混合酸化物燃料粉を得る方法である。この方法はプロセスが単純で廃棄物発生量が少なく、ウランとプルトニウムの混合均一性に優れる等の長所がある。

マイナーアクチニド（MA）核種

ウラン燃料サイクルにおける核反応では、^{235}Uの核分裂、^{238}Uの中性子吸収から始まる^{239}Puの生成、さらに高次化核種の生成と展開していく。これらの核種のうちウラン以上の高次化された核種を超ウラン元素(TRU)という。TRUのうちPuをのぞいたNp、Am、Cm等をマイナーアクチノイドという。現在MAの消滅処理の研究が活発に行われている。

マトリクス

廃棄物管理において、放射性廃棄物を一体構造の中に固定するために用いられる非放射性物質のこと。母材の例として、アスファルト、セメント、種々の重合体などがある。

マニプレータ

セルの外から放射性物質などを遠隔操作で取り扱うための装置。

ミキサセトラ

溶媒抽出装置の一種。混合撹拌部（ミキサ部）と沈降分離部（セトラ部）の二つの部分からなりたち、前者では有機溶液の混合撹拌を、後者では有機相と水相に分離させ目的成分を溶媒抽出し分離精製をはかる。

メンテナンスモード

原子炉は停止状態、1次、2次主冷却系および補助冷却系のメンテナンスによる停止に変わるメンテナンス冷却系運転により、原子炉の崩壊熱除去運転を行っている状態のプラントのメンテナンスを行う状態の総称である。

有意量

転換および加工工程で避けることのできない損失をも考慮した場合に、一個の核爆発装置の製造の可能性を排除し得ない核物質のおおよその量であり、Puは8 kg、Uは（U235≧20%）25kg等と決められている。

ゆるみ域

岩盤において掘削の影響を受け、その岩盤が初期に持っていた性質より変化をきたす範囲。力学的に塑性挙動を示す力学的ゆるみ域と、透水係数に変化をきたす水理学的ゆるみ域がある。

溶解槽

せん断装置により、一定の長さにせん断された使用済燃料を硝酸で溶解するための容器またはタンク。溶解は蒸気で溶解槽を加熱することで行われる。

溶解度制限固相

固相中の元素の液相への溶解度は、その固相と液相の化学的性質に依存する。固／液系において、問題とする元素を成分とし、その液相中の溶解度を支配している固相をいう。

利得の圧力拡がり効果

炭酸ガスレーザーは，通常は大気圧以下で動作し，CO_2分子の振動回転エネルギー準位間の光の誘導放出によって発振することから，発振波長は離散的となる。

しかし，レーザー媒質ガスの圧力を高めていくと，発振利得の圧力拡がりが大きくなり，10気圧程度では発振波長の波長間隔と等しくなることから波長を連続可変にすることができる。

リビングPSA

通常のPSAが設計・運転の一時期に実施するスナップショット型の評価であるのに対し、プラントの系統の供用状態や運転・保守要領の更新に対応させて継続的に評価するPSAを指す。プラントの運転経験データも反映して、評価を行う。得られた結果に基づき、運転要領書や保安規定などの改良を行い、プラントの運転安全性の向上を図る。

流動床

反応塔に微小粒または粉体を敷いた床（層）多孔板を通して下方から上方に気体（反応ガス）の流れが通過するとき，微小粒は反応ガスと混合され，流体のようにふるまうようになる。このように作られた層を流動床という。

流動媒体

UF_4をUF_6に転換する反応塔（流動床炉）に装填する媒体のことで，不活性アルミナ(Al_2O_3）を流動媒体として使用している。

流力振動

流力振動は流れの中に設置された構造物、あるいは流体を介して輸送中の構造物の振動応答に関する現象の総称で、流体力学、機械振動学および構造力学の3つの分野に関連しており、流体力、慣性力、減衰、構造物の弾性力などの間の相互作用により生じる。

冷却材ボイド反応度

圧力管内の冷却材の喪失による中性子の減速状態の変化に伴う反応度変化割合のことで、原子炉の安全性や炉心性能を確保するための重要な炉物理量である。冷却材ボイド反応度は、冷却材ボイド率、核燃料の種類、減速材対燃料体積比および炉心の大きさ等によって変化し、ATRの場合、減速材である重水と冷却材である軽水の二重減速効果があり振舞いが複雑である。

ロールドジョイント

金属材料を接合する方法の一つである。「ふげん」では圧力管の本体には、ジルコニウム・ニオブ合金(Zr-2.5%Nb)材料が用いられており、圧力管の延長管には、ステンレス鋼(SUS403Mod.)が用いられている。これらの金属は信頼性のある溶接が困難であることから、接合のために開発されたのがロールドジョイントであり、圧力管を拡管して延長管と機械的に接合するものである。

『動力炉技報』・『動燃技報』掲載論文一覧

I. 『動力炉技報』(第1号～第48号)

第1号 1971. 8月 (創刊号)
①SGHWRにおける”ふげん”燃料照射試験
②制御棒駆動装置の開発
③新型転換炉炉心圧力管群モデル振動実験
④新型転換炉安全性実験の進捗状況

第2号 1971. 11月
①新型転換炉の特性解析用ATRASSコード・システムについて
②「常陽」の格納容器について
③ナトリウム流動電熱試験ループの運転実績と将来計画
④プルトニウム燃料第二開発室建設概要
⑤国際会議から見た最近の動力炉開発

第3号 1972. 2月
①希ガスホールドアップの実用化試験
②重水臨界実験
③高速実験炉「常陽」の耐震設計
④ナトリウム－水反応試験計画と大リーク試験の進捗状況

第4号 1972. 5月
①大型熱ループ実験
②ナトリウム技術開発室設備の概況および質量移行試験結果の一例

第5号 1972. 8月
①コンポーネントテストループ試験
②カランドリア管冷却試験
③もんじゅ2次設計の概要
④MOZART計画の現状
⑤高速増殖原型炉SNR300

第6号 1972. 12月
①圧力管ロールドジョイントの開発
②Zr-2.5%Nb圧力管内圧クリープ照射試験装置の概要
③照射燃料試験室設備の概要と一年間の試験経験
④海外の原子力施設耐震設計の現状
⑤第2回日英高速炉会議

第7号 1973. 4月
①重水と重水製造
②DCAプルトニウム燃料の製造
③「ふげん」遮蔽プラグに関する実験概要
④「常陽」主要構造機器のモックアップ試験

第8号 1973. 8月
①「ふげん」の主蒸気隔離弁および逆止弁の安全性実証試験
②重水水位制御系試験研究
③FCAによる「常陽」模擬実験
④高速炉用制御棒材料および制御棒の開発に関する専門家会議に出席して
⑤第2回日独高速炉年会へ出席しての報告および雑感

第9号 1973. 12月
①新型転換炉圧力管材料試験の概要
②ナトリウム沸騰試験研究(I)単ピンによる流量喪失試験
③「もんじゅ3次設計」の概要

第10号 1974. 3月
①「常陽」燃料製造技術
②水流動試験施設と一年半の試験成果の概要
③非定常バーンアウト実験
④ナトリウム用大口径電磁流量計の開発概要

第11号 1974. 7月
①「ふげん」燃料移送装置の開発
②照射材料試験室の概要と試験経験
③世界各主要国の高速増殖炉の開発

第12号 1974. 11月
①新型転換炉原型炉「ふげん」中性子検出装置の開発
②1MW蒸気発生器試験施設の概要と試験結果について
③第3回日英高速炉会議報告

第13号 1975. 2月
①「もんじゅ」調整設計(I)の概要
②第3回日独高速炉会議

第14号 1975. 5月
①高速増殖原型炉「もんじゅ」の炉内中継機構の研究開発
②「ふげん」燃料集合体の強制振動試験

第15号 1975. 8月
①新型転換炉「ふげん」炉心設計安全設計およびプラント運転特性解析に関するソフトウェアの開発
②高速炉一次冷却系配管構造物試験について
③「常陽」燃料の検査

第16号 1975. 11月
①新型転換炉原型炉「ふげん」燃料交換装置の開発
②50MW蒸気発生器1号機の試験について
③FBR用炉内中性子検出器の開発

第17号 1976. 2月
①新型転換炉原型炉「ふげん」の土木建築工事について
②「もんじゅ」調整設計(II)の概要
③第4回日英高速炉会議

第18号 1976. 5月
①ATR新燃料輸送容器開発試験
②共同CABRI計画について

第19号 1976. 7月
①新型転換炉原型炉「ふげん」カランドリアおよび鉄水しゃへい体の据付工事について
②コールドトラップの開発
③アコースティック・エミッション法の開発

第20号 1976. 10月
①「ふげん」燃料集合体ピン間隙の統計的評価と燃料検査への応用
②ナトリウム透視装置の開発
③第4回日独高速炉会議報告

第21号 1977. 1月
①新型転換炉原型炉「ふげん」タービン・発電機設備の製作・据付
②「もんじゅ」調整設計(III)の概要

第22号 1977. 5月
①新型転換炉原型炉「ふげん」原子炉冷却材再循環系設備の製作・据付
②高速増殖原型炉「もんじゅ」用制御棒駆動機構のナトリウム中試験結果概要

第23号 1977. 8月
①新型転換炉原型炉「ふげん」原子炉補助系統設備の製作・据付
②高速実験炉「常陽」の建設(建設開始から臨界まで)
③日米FBR協力協定にもとづくワーキング・グループの活動

第24号 1977. 11月
①新型転換炉原型炉「ふげん」原子炉本体の据付工事について
②「もんじゅ」調整設計(IV)の概要

第25号 1978. 2月
①新型転換炉原型炉「ふげん」の非常用炉心冷却系設備等の製作・据付
②SWAT-3試験装置による大リークナトリウム-水反応試験の概要
③第2回日米高速増殖炉開発合同調整委員会

第26号 1978. 5月
①新型転換炉原型炉「ふげん」燃料取扱系統設備の製作・据付工事

について
②「常陽」の低出力試験結果について
③「常陽」格納容器 Na 充填後漏洩率試験の速報について

第27号　1978．8月
①新型転換炉原型炉「ふげん」の原子炉建屋振動実験
②「もんじゅ」製作準備設計(Ⅰ)の概要
③高レベル放射性物質研究施設（ＣＰＦ）の概要

第28号　1978．11月
①新型転換炉原型炉「ふげん」原子炉格納施設と補助系統およびプラント空調設備
②高速実験炉「常陽」格納容器漏洩率試験（ナトリウム充填後第Ⅰ回目）

第29号　1979．2月
①「ふげん」型重水炉（ＡＴＲ）の実証炉構想
②「常陽」出力上昇試験結果について
③高速増殖炉の開発にともなう構造材料に関連する研究開発について

第30号　1979．5月
①尿中トリチウム濃度の測定-新型転換炉「ふげん」発電所における管理技術Ⅰ-
②重水濃度測定法-新型転換炉「ふげん」発電所における管理技術2-
③大洗工学センター燃料材料試験部の現状と照射後試験実施状況

第31号　1979．8月
①新型転換炉原型炉「ふげん」プロセス計算機システム
②「もんじゅ」製作準備設計(Ⅱ)の概要
③第3回日米高速増殖炉合同調整委員会

第32号　1979．11月
①新型転換炉原型炉「ふげん」の計測制御設備の設計・製作・据付
②新型転換炉「ふげん」発電所建設の安全管理を顧みて
③「常陽」75MW 出力上昇試験結果について
④第Ⅰ回日独仏高速増殖炉協力会議

第33号　1980．3月
①「ふげん」の運転前検査について
②「ふげん」の給水系酸素注入による鉄溶出抑制
③「もんじゅ」用燃料交換機のナトリウム中試験について

第34号　1980．6月
①「ふげん」重水系の乾燥と重水装荷作業
②高速炉動特性解析の現況

第35号　1980．9月
①ＪＭＴＲ内圧クリープ照射試験装置の水中プラズマ切断法に関する研究開発
②第Ⅰ回日独仏高速増殖炉安全性研究専門者会議
③日独仏常陽／ＫＮＫ-6／ラプソディプラント経験情報交換会議

第36号　1980．12月
①新型転換炉原型炉「ふげん」の総合機能試験
②「もんじゅ」炉容器水流動試験
③第2回日独仏レビュー・ミーティング(PNC/DEBENE/CEA　Review Meeting)に出席して

第37号　1981．3月
①新型転換炉「ふげん」用長寿命型中性子検出器の開発
②JUPITER 計画の概要-日米共同大型高速炉物理実験-

第38号　1981．6月
①クラッド低減対策-新型転換炉ふげん発電所における管理技術4-
②イオンクロマトグラフィーの利用-新型転換炉ふげん発電所における管理技術5-
③「常陽」ドシメトリー試験の計画と現状

第39号　1981．9月
①「ふげん」の残留蒸気による所内単独運転時の動特性解析
②第7回日英高速炉レヴュー・ミーティング

第40号　1981．12月
①新型転換炉ふげん発電所の起動試験におけるデータ処理システムの開発
②高速炉非弾性構造解析システムＦＩＮＡＳ開発の現状
③「もんじゅ」の原子炉停止系の設計評価
④「もんじゅ」の崩壊熱除去系の設計評価

第41号　1982．3月
①新型転換炉原型炉「ふげん」の起動試験（その1）
②「常陽」の照射用炉心（ＭＫ-Ⅱ炉心）移行について
③第2回日米 JUPITER 解析会議

第42号　1982．6月
①「ふげん」の燃料交換解析
②高速増殖炉もんじゅ発電所の耐震設計について

第43号　1982．9月
①新型転換炉原型炉「ふげん」の起動試験（その2）
②高速実験炉「常陽」の成果報告-設計・建設からＭＫ-Ⅰ運転まで-

第44号　1982．12月
①新型転換炉原型炉「ふげん」の炉心管理
②日ソ炉物理セミナー
③高レベル廃液ガラス固化モックアップ試験（第Ⅰキャンペーン）

第45号　1983．3月
①新型転換炉「ふげん」の燃料の設計及び製造
②高速増殖実証炉の設計研究の現況

第46号　1983．6月
①新型転換炉ふげん発電所の定期検査
②高速増殖原型炉「もんじゅ」用制御棒駆動機構第2次試作のナトリウム中試験結果概要

第47号　1983．9月
①新型転換炉ふげん発電所の運転管理
②動燃における高速炉用制御棒材の開発計画の概要

第48号　1983．12月
①新型転換炉ふげん発電所の化学管理（管理技術6）
②確率論的リスク評価（ＰＲＡ）について

Ⅱ．『動燃技報』（第49号～第99号）

第49号　1984．3月
①「常陽」照射用炉心の性能試験について
②核燃料サイクル施設用遠隔保守技術の開発
③再処理回収ウラン転換試験の概況

第50号　1984．6月
①新型転換炉ふげん発電所の運転実績
②ＦＢＲ大型炉用構造材料試験基本計画－CAPELLA 計画－
③「常陽」照射炉心燃料集合体の製造
④酸回収蒸発缶の修復について

第51号　1984．9月　「もんじゅ」特集号
①「もんじゅ」プロジェクトの全体的な動き
「もんじゅ」の設計
②　1．安全設計
③　2．プラント配置
④　3．原子炉及び炉心
⑤　4．原子炉冷却系
⑥　5．工学的安全施設
⑦　6．原子炉補助施設
⑧　7．計測制御系施設
⑨　8．電気設備
⑩　9．放射性廃棄物廃棄施設
⑪　10．発電所補助施設
⑫海外の高速増殖炉開発の状況

第52号 1984．12月

①ふげんの圧力管検査装置の開発と使用実績
②高速実験炉「常陽」MK-I 炉心燃料集合体の照射挙動
③マイクロ波加熱直接脱硝法による転換技術の開発
④原子力施設とラドン及びその娘核種
⑤FBR における CP 除染法の研究-ナトリウム系の CP 沈着性状と除染挙動-
⑥高速実験炉「常陽」格納容器漏えい率試験-試験方法の確立と基準化-
⑦再処理工場のセル等における除染について
⑧日本の対 IAEA 保障措置支援計画(JASPAS)への協力について

第53号 1985．3月

①新型転換炉ふげん発電所における放射線管理
②「常陽」炉容器モックアップ試験装置の解体撤去
③溶解槽の遠隔補修について
④高速炉で照射した混合酸化物燃料の融点測定
⑤原子炉容器耐衝撃健全性評価手法の開発一耐衝撃縮小モデル試験とその解析-
⑥プルトニウム転換技術開発施設における硝酸プルトニウム溶液の高精度液位測定システムの開発
⑦マイクロ波加熱直接脱硝粉末を用いた「常陽」燃料ペレットの製造試験
⑧東海再処理工場セル内遠隔点検システムの開発について
⑨再処理工場分析セルインナーボックス交換技術の確立について
⑩熱蛍光線量計（TLD バッジ）による被曝線量評価法
⑪改良型保障措置監視カメラシステム

第54号 1985．6月

①「ふげん」燃料交換措置の開発と運転実績
②最近の「常陽」運転成果と将来展望
③固体廃棄物前処理施設(WDF)の運転実績
④ウラン汚染金属の溶融除染技術の開発
⑤「もんじゅ」発電所のプラント熱過渡の考え方
⑥MOX 燃料の NSRR 照射試験
⑦溶解槽装荷セル(R131)の除染
⑧リモートセンシングの利用技術
⑨ダム廃水からのウラン回収
⑩γ線用手部アラームメータ
⑪遠心法ウラン濃縮施設における日・IAEA 保障措置実証試験

第55号 1985．9月 再処理特集号

①使用済燃料再処理の技術
再処理工程の運転
② 1.使用済燃料の受入・貯蔵
③ 2.せん断処理
④ 3.溶解
⑤ 4.分裂・精製
⑥ 5.脱硝
⑦ 6.製品
⑧ 7.1.放射性気体廃棄物
⑨ 7.2.放射性液体廃棄物
⑩ 7.3.放射性固体廃棄物
⑪ 8.ユーティリテイ
⑫ 9.分析
⑬ 10.保守.補修
⑭ 11.1.クリプトン回収技術開発施設
⑮ 11.2.アスファルト固化技術開発施設
⑯ 11.3.廃溶媒処理技術開発施設
⑰ 12.施設の設計・建設
⑱ 13.再処理工程技術とその技術開発状況
⑲海外再処理技術の動向

第56号 1985．12月

①ほう酸急速注入による新型転換炉実証炉用停止系の開発
②高速増殖炉用蒸気発生器の安全性試験研究の現状と今後の展開
③高レベル放射性廃液ガラス固化プラントの現状
④海洋における放射性物質移行モデルの検討
⑤「もんじゅ」用タグガス濃縮捕集法の開発と「常陽」における実証試験
⑥FBR 構造材料データ処理システムの開発
⑦新型転換炉燃料の HBWR における負荷追従試験
⑧連続脱硝試験設備の開発
⑨回収 TBP の PVC 固化技術開発
⑩探鉱現場における試錐資料の電算機処理法
⑪遠心法ウラン濃縮施設における計量管理手法の検討

第57号 1986．3月

①高燃焼度における高速炉燃料の挙動と長寿命燃料の開発
②混合転換技術開発試験設備(2KgMOX 設備)における硝酸プルトニウムの転換
③製錬転換パイロットプラントの運転実績
④「もんじゅ」の運転と中央制御室の設計について
⑤高速実験炉「常陽」A 型特殊燃料集合体の炉外伝熱流動試験
⑥螢光 X 線分析法による MOX 粉末中のプルトニウムおよびウランの測定
⑦使用済燃料の溶解と溶解槽の運転
⑧UF_6と海水反応に関する実験
⑨製錬転換パイロットプラントの放射線管理

第58号 1986．6月

①「ふげん」の ISI 装置の開発と使用実績
②高速炉プラントにおける放射性腐食生成物挙動解析コード (PSYCHE)
③「分析データ集中管理システム」の開発について
④オンラインによる FBR 燃料照射試験技術の開発
⑤IMA による燃焼度測定法の開発
⑥電解研摩除染技術
⑦再処理における溶媒抽出
⑧浅層反射法（ミニソシー法）のウラン探査への応用
⑨水分分離式^3H 連続モニタ
⑩動燃における全社計量管理システムの紹介

第59号 1986．9月 新型炉核燃料サイクル特集号

①新型炉核燃料サイクル開発の状況
MOX 燃料の開発
② 1.MOX 燃料の開発経緯
③ 2.高速炉用燃料の開発
④ 3.新型転換炉用燃料の開発
⑤ 4.プルトニウム燃料第三開発室の建設
⑥ 5.プルトニウム取扱い技術開発
⑦ 6.関連技術開発
転換技術開発
⑧ 1.混合転換技術開発
⑨ 2.回収ウラン転換技術開発
⑩ 3.湿式回収技術開発
再処理技術開発
⑪ 1.高速炉燃料再処理の特徴
⑫ 2.工程技術開発
⑬ 3.高レベル放射性物質研究施設（CPF）における技術開発
⑭ 4.新型転換炉燃料再処理
放射性廃棄物の処理
⑮ 1.放射性廃棄物対策の概要
⑯ 2.高レベル廃棄物対策 2.1.ガラス固化技術開発施設
⑰ 2.高レベル廃棄物対策 2.2.CPF におけるホット試験
⑱ 2.高レベル廃棄物対策 2.3.プロセス技術開発
⑲ 3.低レベル廃棄物対策 3.1.TRU 廃棄物処理技術開発
⑳ 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
㉑ 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

第60号　1986．12月

①新型転換炉ふげん発電所の保守管理
②高速増殖大型炉の設計主要目に関する研究の現況
③スクリュー式連続脱硝装置の開発
④炉内燃料移送機ガスブローダウン試験
⑤ファインセラミックスによる予熱制御システムの開発
⑥滴定分析法における分析廃液減少法の確立
⑦BWR プル・サーマル用 MOX 燃料の製造
⑧再処理工場計量分析ラインの自動化
⑨動燃東海事業所におけるニア・リアル・タイム計量管理のフィールドテスト
⑩吊下げ式秤量計の開発
⑪放射線管理用機器の管理
⑫ウラン資源探査エキスパートシステムの開発

第61号　1987．3月　「常陽」小特集

「常陽」を活用した高速炉技術の高度化
①　1．概要
②　2．運転管理の実績と開発の現状
③　3．保守管理の実績と開発の現状
④　4．照射の実績と開発の現状
⑤　5．性能・特性試験
⑥　6．今後の研究開発の課題
⑦3次元輸送計算コード TRITAC の開発
⑧凍結真空乾燥法による廃液処理技術開発
⑨新型転換炉用圧力管材料の照射後試験技術の開発
⑩再処理工場における低放射性固体廃棄物の管理システムの開発
⑪TRU 廃棄物中 Pu の非破壊測定試験
⑫質量分析装置の誤差要因の解析

第62号　1987．6月

①新型転換炉原型炉「ふげん」シールプラグの開発とその実績
②自然循環による崩壊熱除去
③再処理工場における保障措置分析技術の開発について
④FBR プラントの機器接触・摺動部用コバルトフリー表面硬化材の開発
⑤燃料ペレットからの F.P ガス放出特性に関する知見
⑥新グローブ交換法の開発
⑦ウラン脱硝施設の試運転
⑧電子ビーム加熱法による金属蒸気発生に関する実験
⑨溶融金属の接触角測定実験
⑩東海村大気中におけるトリチウムの測定とその挙動
⑪人形峠鉱石を用いたヒープ(バット) リーチング技術開発

第63号　1987．9月　20周年記念特集号

①「ふげん」プロジェクトの成果
②高速増殖炉研究開発の現状と今後の展開
③MOX 燃料の開発
④使用済燃料再処理における溶媒抽出
⑤放射性廃棄物処理処分技術開発
⑥遠心分離法ウラン濃縮の理論解析
⑦核燃料サイクル施設の安全管理
⑧動燃における保障措置の経験と展望

第64号　1987．12月

①高速増殖炉もんじゅ発電所の動特性解析
②マイクロ波加熱直接脱硝法による転換技術の開発
③高速実験炉「常陽」におけるプラント設備の高度化
④高速増殖炉用コンクリート構造体の熱伝導試験
⑤転換施設運転支援システムの開発－その1 負圧管理－
⑥東海再処理工場における計量槽液量測定用エレクトロマノメータシステム
⑦ウラン転換における固体廃棄物発生量低減化技術開発について
⑧遠心法ウラン濃縮施設における配管濃縮度モニタの開発
⑨固体飛跡検出器による微弱高速中性子測定技術の開発

第65号　1988．3月

①「ふげん」の炉心設計と特性
②高速炉用高温構造設計基準に関する研究開発
③地層処分システムの概念と動燃事業団における研究開発
④「もんじゅ」の破損燃料検出システム
⑤高速炉用ラッパ管削除型燃料集合体の成立性に関する予備評価
⑥凍結真空乾燥法による廃液処理技術開発(II)
⑦照射用セグメント燃料の製造
⑧再処理低放射性固体廃棄物の水熱固化試験
⑨冷却ノズル内 UF_6の凝縮現象に関する研究
⑩高周波誘導結合型プラズマ発光分光分析装置を用いた UF_6中の不純物分析法の開発
⑪核燃料取扱施設における中性子エネルギースペクトル測定法の開発と線量評価に関する検討

第66号　1988．6月

①新型転換炉「ふげん」圧力管材料の照射及び照射後試験
②Fuzzy 制御論を用いた熱流動解析コード AQUA の効率的運用
③燃料要素健全性の確率論的評価コード「BORNFREE」の開発
④もんじゅプラント設計データ保障システムの開発
⑤「常陽」MK-II 制御棒の改良
⑥核燃料サイクル施設の貯蔵区域における総合的 C/S システムの開発
⑦東海再処理工場におけるウラン濃縮度モニタの開発
⑧商用周波数及びその高調波を使った簡易電磁探査法の開発
⑨環境試料中の^{241}Pu 測定法の開発

第67号　1988．9月

①「ふげん」MOX 燃料の照射特性と使用実績
②高速増殖炉もんじゅ発電所建設状況
③再処理分野における材料技術開発の現状
④高速炉の制御棒反応度評価法の改良
⑤機器浮動支持方式配管の構造健全性について
⑥MOX 燃料の品質管理データベースシステムの開発
⑦東海再処理工場における主要核種の抽出挙動
⑧塩化揮発法によるウランの回収
⑨放射線管理測定の自動化（走行式放射線モニタの開発）

第68号　1988．12月

①新型転換炉「ふげん」重水・ヘリウム系の開発と重水取扱技術の実績
②「常陽」における燃料破損検出技術の開発と実証試験
③モジュール型プラント動特性解析コードの開発　Super-COPD コードの開発
④「ふげん」回収プルトニウム使用混合酸化物燃料の製造
⑤マイクロ波加熱直接脱硝法における窒化ケイ素製脱硝ボードの開発
⑥両腕型サーボマニプレータの操作性改良
⑦放射線映像化装置の開発
⑧金属ウランのぬれ性および耐食性に関する試験研究
⑨再処理施設放射線管理モニタの更新
⑩「常陽」使用済燃料集合体の超音波検認法の開発

第69号　1989．3月　「ふげん」特集号

「ふげん」の運転経験と技術成果
①　1．設備概要
②　2．炉心特性と炉心管理技術
③　3．燃料照射実績と照射特性
④　4．重水取扱技術と重水管理技術
⑤　5．設備機器の信頼性と保守管理技術
⑥　6．プラント運転特性と運転管理技術
⑦　7．水質改善と化学管理技術
⑧　8．被ばく低減化と放射線管理技術
⑨　9．放射性廃棄物管理と環境モニタリング
⑩　10．「ふげん」における運転保守技術の開発
⑪　11．「ふげん」成果の実証炉への反映

「ふげん」のための研究開発
⑫ Ⅰ.研究開発の概要
⑬ 2.炉心性能研究開発
⑭ 3.安全性研究開発
⑮ 4.部品・機器試作開発
⑯ 5.燃料材料研究開発
⑰「ふげん」MOX 燃料の製造
⑱「ふげん」MOX 燃料の再処理

第70号 1989. 6 月

①新型転換炉「ふげん」における重水精製
②高速実験炉「常陽」MK－II 制御棒の照射挙動
③脱硝設備の解体撤去
④もんじゅ配置設計におけるモデルエンジニアリングの活用
⑤保持筒内ナトリウムポットによる炉外燃料貯蔵(EVS)方式の検討
⑥等価フィッサイル法を用いたプルトニウム富化度管理
⑦遠心抽出器の開発
⑧西豪州，ルーダル地区におけるランドサット TM 画像の評価
⑨濃縮プラント管理システム「MEISTER」の開発
⑩パソコン版遮蔽計算コードの開発
⑪東海再処理工場におけるニア・リアル・タイム計量管理（NRTA）の研究開発の現状と今後の課題

第71号 1989. 9 月

①スカイシャイン線量率評価コードシステムの開発
②「常陽」における異常時運転支援システムの開発
③熱流体－構造物連成解析のためのインターフェイスプログラム（FLUSH）の開発
④ MOX 燃料製造自動化運転支援システムの開発
⑤地表ガンマ線測定による地質構造調査法
⑥「もんじゅ」燃料集合体照射後試験用輸送容器の開発

第72号 1989. 12月

①「ふげん」使用済燃料の輸送
②セシウム，ヨウ素およびテルルのナトリウム/カバーガス平衡分配係数の測定
③プルトニウム燃料第三開発室における「常陽」燃料ペレット製造と運転実績
④ICP-質量分析装置によるUF_6の品質管理分析の現状と今後の課題
⑤廃ガラス溶融炉解体技術開発の現状
⑥1cm 線量当量測定用ガンマ線スペクトロメータ
⑦プルトニウム転換技術開発施設における保障措置技術とその実績

第73号 1990. 3 月 大洗工学センター特集号

①高速増殖炉（ＦＢＲ）の研究開発の概要
高速増殖炉（ＦＢＲ）の研究開発
② Ⅰ.実験炉「常陽」における研究開発
③ 2.プラントシステム研究開発
④ 3.炉物理研究開発
⑤ 4.燃料材料開発
⑥ 5.炉体構造・機器研究開発
⑦ 6.蒸気発生器研究開発
⑧ 7.ナトリウム技術研究開発
⑨ 8.構造材料研究開発
⑩ 9.計測・制御研究開発
⑪ 10.安全研究
⑫新型転換炉（ＡＴＲ）の研究開発の概要
新型転換炉（ＡＴＲ）の研究開発
⑬ Ⅰ.プラントシステム評価研究
⑭ 2.炉物理研究開発
⑮ 3.伝熱流動研究開発
⑯ 4.部品・機器研究開発
⑰ 5.供用期間中検査技術研究開発
⑱ 6.安全性研究開発
⑲動力炉開発における管理技術開発の概要
動力炉開発における管理技術開発
⑳ Ⅰ.安全管理技術開発
㉑ 2.放射性廃棄物処理技術開発
㉒ 3.ユーティリティ設備の運転管理技術開発
㉓ 4.情報処理技術開発

第74号 1990. 6 月

①新型転換炉ふげん発電所の保守管理システムの開発と実績
②動燃における確率論的安全評価（ＰＳＡ）研究
③ハライド化銅蒸気レーザの開発－CuI を用いたレーザ特性－
④化学レーザの開発－化学励起ヨウ素レーザの開発－
⑤オキシン添着活性炭充填カートリッジフィルターを用いた劣化重水中のγ核種除去装置の開発
⑥照射後試験施設における「常陽」照射リグの継続照射技術の確立
⑦再処理抽出工程における Pu，Ｕインライン分析装置（Ｋ－吸収端分析法）の開発
⑧プルトニウム燃料第三開発室における「常陽」燃料集合体製造と運転実績
⑨プルトニウム廃棄物処理開発施設の実証試験
⑩放射線防護に用いる呼吸器モデルについて－ICRP Pub.30と新モデルの比較－
⑪ウラン国際マーケットの動向
⑫使用済燃料移動プールにおける水中 CCTV を用いた監視システム

第75号 1990. 9 月

①高速炉炉心の核的空間結合特性実験と解析
②もんじゅ原子炉容器の製作
③ Na 過渡熱流動試験のリアルタイム可視化評価システムの開発
④液体廃棄物処理系への中空糸膜フィルタの導入
⑤高速炉炉心材料としての高強度フェライト鋼の開発
⑥微分パルスボルタンメトリーによる再処理プロセスインライン U，Pu 濃度計の開発
⑦高速炉「常陽」使用済燃料同定のためのチェレンコフ観察試験
⑧中部事業所における地層科学研究の現状
⑨難透水性岩石を対象とした室内透水試験装置の開発

第76号 1990. 12月 コンピュータ利用技術特集号

① 動燃事業団におけるコンピュータ利用技術の概要
コンピュータコードの開発と利用
② Ⅰ.汎用非線形構造解析システム FAINAS の開発と利用
③ 2.単相多次元熱流動解析コード AQUA の開発と利用
④ 3.プラント動特性解析コード Super-COPD の開発
⑤ 4.燃料挙動解析コード CEDAR の開発
⑥ 5.核燃料再処理溶媒抽出工程のための溶媒抽出シミュレーションコード MIXSET および PULCO の開発
⑦ 6.地層処分システム性能評価のためのコード体系の開発
⑧ 7.非対称剛性回転軸の不つり合い応答
⑨ 8.免震構造地震応答解析プログラム DAP-BS の開発と利用
AI 利用システムの開発と実績
⑩ Ⅰ.高速実験炉「常陽」における支援システムの開発と実績
⑪ 2.新型転換炉ふげん発電所給水制御系ファジィ制御システムの開発
⑫ 3.再処理工場運転支援システムの開発
⑬ 4.ウラン濃縮プラント運転支援システムの開発
⑭ 5.核燃料サイクル総合評価システムの開発
⑮ 6.ウラン資源探査への AI 技術の応用
⑯ 7.海外放射性廃棄物情報データベース WIND の開発
⑰ 8.大型 FORTRAN プログラム保守改修システム

第77号 1991. 3 月

①新型転換炉ふげん発電所における放射性廃棄物処理技術
②もんじゅ発電所の建設経験および成果（その1）
③高速実験炉「常陽」における設備保全と機器故障の分析
④ EBR-II 炉における高速炉燃料の運転信頼性試験
⑤分子レーザー法ウラン濃縮レーザーシステムの開発

⑥もんじゅシミュレータ「MARS」の設計・製作および据付
⑦炉定数調整による大型炉核設計手法の高度化
⑧高速炉燃料要素のワイヤスペーサ巻き付け技術の開発
⑨オーバーパック材料に関する研究開発の現状
⑩「放射線管理用モニタ規格」およびその改正について
⑪環境線量当量評価に用いる環境パラメータ設定の一例について
⑫輸送容器データベースシステムの開発

第78号　1991．6月

①「ふげん」炉心管理コード（POLESTAR）の精度評価
②高温高速炉概念の検討
③高温溶融ジェットによる構造材の溶融浸食挙動に関する実験的研究
④放射線遮蔽用複合材料の創製
⑤表層部おける水収支の調査研究
⑥プルトニウム燃料製造施設の保障措置
⑦インプレース・リーチング操業評価に係わるデータの取得　その1・水理特性の把握

第79号　1991．9月

①FATRACコードによる「ふげん」動特性解析
②自己作動型炉停止機構キュリー点電磁石の開発
③高速炉配管用ベローズ継手の開発
④新型転換炉実証炉燃料集合体の炉外耐久試験
⑤無線式エリアモニタシステムの開発
⑥サイクル諸量の観点からのプルトニウム利用戦略の検討
⑦高速炉大型集合体のピン束変形挙動評価
⑧硝酸プルトニウム・ウラニル溶液の晶析試験
⑨放射線管理用機器の保全について
⑩「常陽」炉内燃料検討システムの開発
⑪インプレース・リーチング操業評価に係わるデータの取得　その2・物質移動特性の把握
⑫中国の原子力事情、特に核燃料サイクルについて

第80号　1991．12月

①高温ナトリウム中の熱過渡強度に優れた構造材料の開発－高速炉構造用ＳＵＳ316の開発の現状－
②アクテイブ中性子法によるＴＲＵ核種測定技術開発
③膜分離式トリチウムモニタの開発
④マイクロ波加熱直接脱硝技術の高度化開発
⑤ウラン濃縮施設の安全性について
⑥プルトニウム燃料製造施設におけるＮＲＴＡの適用
⑦タンニン系吸着剤を利用する廃水からの微量ウランの回収除去基礎試験
⑧ミッドウエスト鉱山開発の概要

第81号　1992．3月　放射線防護技術特集号

①放射線防護技術の開発と技術成果の概要
放射線防護技術の概要
②　1．個人被ばく管理技術
③　2．作業環境の監視技術
④　3．放出管理技術
⑤　4．環境監視技術
⑥　5．放射線管理用計測機器の保守・校正技術
1．個人被ばく管理に係わる技術小論
⑦　(1)核燃料施設における放射線防護の最適化
⑧　(2)校正用ファントムにおけるTLDアルベドレスポンスの測定
⑨　(3)個人線量計相互比較研究について
2．作業環境の監視に係わる技術小論
⑩　(1)トリチウム管理技術の高度化
⑪　(2)臨界警報装置の開発
⑫　(3)α放射能管理技術の開発
⑬　(4)遠隔監視技術の開発
⑭　(5)1cm線量当量測定用γ線スペクトロメータの開発
⑮　(6)高性能エアフィルタ性能評価技術の開発
⑯　(7)マスクマンテスト
3．放出管理に係わる技術小論
⑰　(1)再処理施設の排気モニタリング手法に関する開発
4．環境監視に係わる技術小論
⑱　(1)環境試料中^{14}C測定法の開発
⑲　(2)誘導結合プラズマ質量分析装置を用いた環境試料中長半減期放射性核種の定量
⑳　(3)環境中ヨウ素の挙動に関する研究
㉑　(4)環境試料中^{147}Pmおよび^{151}Sm分析法の開発
㉒　(5)環境中PuおよびAmの挙動に関する研究
㉓　(6)環境中のラドンの測定に関する研究
5．放射線測定器の保守・校正に係わる技術小論
㉔　(1)放射線測定器自動校正システムの開発
㉕放射線防護技術に係わる国際協力

第82号　1992．6月

①大型高速増殖炉の設計研究
②国際共同CABRI炉内試験計画の進展とその成果
③二座配位型抽出剤による再処理レベル廃液中のアクチニド元素の湿式分離研究
④大洗工学センターにおける放射性廃棄物管理の実績と現状
⑤サイクル諸量の観点からのプルトニウム利用戦略の検討(2)
⑥蒸気発生器安全性解析コードSWACSの改良と検証 -無液面型蒸気発生器への適用-
⑦超高温処理法による群分離・高減容固化の研究
⑧照射燃料製造を通したプルトニウム燃料開発の実績と今後の展開
⑨高速炉および加速器による核変換研究の現状
⑩東海再処理工場におけるウラン製品貯蔵容器に対する非破壊分析システムの検討

第83号　1992．9月

①「ふげん」における燃料交換作業支援システムの開発
②自律型運転制御システムの開発
③希ガス気泡に随伴するよう素のナトリウム中への移行挙動
④有用金属回収・利用技術研究の現状
⑤ソルトフリー電解酸化槽工学試験
⑥大型廃液貯槽遠隔点検システムの開発
⑦核物質計量管理システムの開発
⑧アフリカ南部の探鉱プロジェクト開拓-地質学的アプローチから-

第84号　1992．12月

①大洗工学センターにおける核燃料サイクル施設のデコミッショニング技術に関する研究開発
②ガラス固化技術開発施設の建設
③確率論的構造信頼性評価法の開発と2重管SG伝熱管への適用
④γスキャニング装置によるＡＴＲ燃料の出力分布測定結果
⑤同位体希釈ガンマ線測定による入量計量槽中のPu分析技術の開発
⑥プルトニウム転換技術開発施設における液量測定の長期的精度 -Pu受入計量槽の年次再校正結果-
⑦高レベル廃棄物処理研究開発データベースシステムの開発
⑧ウラン生産量予測の試み

第85号　1993．3月　高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発特集号

①高レベル放射性廃棄物対策
②高レベル放射性廃棄物の処理貯蔵技術の開発
地層処分研究
③　1．地層処分研究開発の考え方と進め方
④　2．性能評価研究 2-1 シナリオ解析
⑤　2．性能評価研究 2-2 ニアフィールド研究(1)オーバーパックの腐食に関する研究
⑥　2．性能評価研究 2-2 ニアフィールド研究(2)ベントナイトの化学的緩衝性および核種との相互作用に関する研究
⑦　2．性能評価研究 2-2 ニアフィールド研究(3)ガラス固化体からの核種溶解に関する研究
⑧　2．性能評価研究 2-2 ニアフィールド研究(4)人工バリア周辺岩

盤中の水理・物質移行に関する研究
⑨ 2.性能評価研究 2-2 ニアフィールド研究(5)ニアフィールド性能評価モデルの開発
⑩ 2.性能評価研究 2-3 ファーフィールド研究
⑪ 2.性能評価研究 2-4 全体システム性能評価研究
⑫ 3.地質環境調査研究
⑬ 4.処分技術の研究開発 4-1 人工バリア技術の研究開発
⑭ 4.処分技術の研究開発 4-2 処分施設の技術開発
地層科学研究
⑮ 1.地層科学研究の概要
⑯ 2.中部事業所における調査研究
⑰ 3.釜石における原位置試験
⑱ 4.スウェーデンSKBとの共同研究
⑲ 5.地質環境の安定性に関する研究
⑳ 6.調査技術開発

第86号 1993. 6月

①「常陽」MK-II炉心燃料の照射挙動
②再処理施設遠隔補修・除染・検査技術の開発
③大型照射後試験施設における試験装置の開発
④連続重水濃度計の開発
⑤再処理施設における確率論的安全評価研究の現状
⑥プルトニウム濃度測定法の開発 -プアマンズデンシトメトリーの開発-
⑦ウラン探査岩石試料の放射線損傷解析

第87号 1993. 9月

①ステンレス鋼のクリープ疲労破損機構とその評価に関する研究
②物理探査法を活用した潜頭鉱床探査 -カナダの北西準州アンドリューレイク鉱床の発見-
③真空加熱抽出 - ガスクロマトグラフ法による混合酸化物燃料ペレット中のガス成分の迅速定量分析
④ATR実証炉燃料設計手法について
⑤レーザフラッシュ法による溶融ウランの熱拡散率測定
⑥立坑掘削影響試験における岩盤挙動調査の概要と成果
⑦ウラン資源探査地域における岩石の反射スペクトルデータカタログの作成

第88号 1993. 12月

①大電流電子線形加速器の開発
②圧力晶析法による抽出溶媒中のnドデカンの分離・精製試験
③硝酸溶液中のプルトニウムとネプツニウムの光化学的原子価調整に関する基礎研究
④ATR原型炉「ふげん」MOX燃料の製造と技術開発
⑤クロムモリブデン鋼のクリープ疲労評価法に関する研究
⑥ATR運転高度化支援装置「FATRAS」の開発
⑦東海再処理工場・ウラン脱硝施設の脱硝塔連続処理運転の確立
⑧地層処分基盤研究施設の概要と研究計画について
⑨自然界におけるウラン系列核種の放射非平衡 -分析方法と応用-

第89号 1994. 3月

①高速炉の核燃流動安全解析コードSIMMER-IIIの開発
②高速炉ガスタービン発電概念検討
③窒素物燃料による大型受動的安全炉心の検討
④入量計量槽中のUおよびPu濃度非破壊計量分析装置の開発 -リッチマンズデンシトメータの開発-
⑤MOX燃料電解溶解技術開発
⑥高レベル放射性廃棄物の地層処分における緩衝材中の水分の気・液二相移動

第90号 1994. 6月

①「もんじゅ」の建設経験および成果(その2)
②2重管蒸気発生器の開発 -小型モデルによる2重管蒸気発生器伝熱流動評価-
③「もんじゅ」フローモニタの開発
④ブラジル、リオフレスコ層群中におけるガボン、オクロ・ムーナナ型鉱床賦存の可能性について
⑤分子レーザ法ウラン濃縮研究開発の現状について
⑥亀裂ネットワーク水理物質移行モデルの開発

第91号 1994. 9月

①「常陽」制御棒操作自動化システムの開発
②プルトニウムバランスの確保を前提とするFBR本格的導入に関するケーススタディ
③原子力用新素材の創製に関する研究
④フラーレン研究
⑤緩衝材および岩石への核種の吸着・拡散メカニズム
⑥高速炉の熱流動現象のシミュレーションとモデル実験
⑦使用済イオン交換樹脂処理方法の開発
⑧地質と環境放射線の関連性に関する研究
⑨融解ー非分散赤外吸収法によるプルトニウムーウラン混合酸化物燃料のO/M分析法の開発
⑩ガラス固化技術開発施設(TVF)コールド試運転結果

第92号 1994. 12月

①ナトリウム漏洩燃焼に関する研究
②バック・ツー・バック(BTB)核分裂検出器の開発および特性試験
③「もんじゅ」初装荷新燃料の輸送
④高速実験炉「常陽」における^{237}NP燃焼特性の測定と評価
⑤高速炉遮蔽体用黒鉛の照射挙動
⑥被覆管硬さ測定による高速炉燃料ピンの炉内照射温度評価
⑦パラジウムのレーザ同位体分離
⑧核燃料再処理施設へのCAD活用技術開発
⑨化学レーザの発振原理試験
⑩東海再処理工場におけるせん断装置の改良
⑪安定同位体濃縮の動向調査
⑫東海再処理工場計装ループ自動点検システムの開発
⑬ベントナイトー地下水反応に関する研究
⑭東濃鉱山周辺地域の岩盤応力測定

第93号 1995. 3月

①「もんじゅ」の総合機能試験
②照射後試験施設(α-γセル)のデコミッショニング技術
③破損燃料挙動解析コードSAFFRONの開発
④東濃地域の堆積岩中におけるウランの移行・保持に関する研究-移行経路の構造と構成鉱物の収着・遅延特性についての検討-
⑤ラドン娘核種連続測定器の開発
⑥「常陽」炉内カバーガス浄化系の開発
⑦「常陽」運転管理システムの開発
⑧太径圧力管を用いた高度化炉心の研究
⑨水炉用MOX燃料の照射試験
⑩ニューラルネットワーク駆動型ファジィ制御法の開発
⑪プルトニウム転換技術開発施設の更新工事
⑫オーバーパック候補材料の局部腐食発生臨界条件の評価

第94号 1995. 6月

①天然ウラン産業ーその将来に対する考察ー
②ATR炉心設計手法の高度化
③ATR実証炉燃料の出力急昇試験
④エア・スニッファ流量計用の簡易型流量校正器の開発
⑤「ふげん」圧力管材料の照射試験による健全性の確認
⑥プルトニウム系廃液処理プロセスの開発
⑦大環状化合物の化学と核種分離技術への応用
⑧高速炉構造用316鋼(316FR)の高温強度特性に及ぼす中性子照射効果
⑨多成分自動分析システムの開発(I)ー吸光光度法自動分析装置の開発ー
⑩不均質多孔質媒体中の水理物質移動概念およびその原位置試験への適用

第95号　1995．9月

①FBR用MOX燃料の製造技術開発
②保障措置封じ込め・監視用超音波封印の開発
③カナダ・アサバスカ地域のウラン鉱山－開発モデルと将来の生産体制－
④高速炉照射済燃料の溶解に関する研究
⑤酸化物分散強化型フェライト鋼被覆管の溶接技術開発
⑥ニューラルネットワークを用いたモデル適応制御手法の高速炉用蒸気発生器への応用

第96号　1995．12月

①高燃焼度ＭＯＸ燃料の燃料設計手法について
②「もんじゅ」ブランケット取替用燃料集合体輸送容器の開発
③PNC－欧州共同炉内安全性試験CABRI－２計画の総合評価
④２重管蒸気発生器の開発－内管リーク検出特性評価－
⑤リサイクル機器試験施設分析設備の概要
⑥熱間圧延法による異材継手の開発
⑦MOX-Gd_2O_3燃料開発－照射用計装付燃料棒の製作と照射試験計画－
⑧硝酸プルトニウム溶液中の微量ネプツニウムの分離
⑨計装用導圧管詰まり予知・除去装置の開発
⑩熱－水－応力連成モデルの開発・確証に関する国際共同研究「DECOVALEX」の経緯と今後の取り組みについて
⑪再処理低放射性廃液からの核種除去に関する研究
⑫日本全国を対象とした地下水流動解析(Ⅰ)－北海道および東北日本を対象とした解析事例－

第97号　1996．3月

①TRUEX溶媒の熱特性および硝酸との発熱反応に関する試験
②アサバスカ層群マニトーフォールズ累層の地球化学的特性と試錐孔評価(そのⅠ)－統計的データ解析によるしきい値の設定と変質度指数の導出－
③大電流CW電子線形加速器入射部の開発について
④超耐熱Nb基およびMo基合金の設計開発
⑤三価ランタニドの溶解度測定
⑥γ線基準校正場の品質保証
⑦涸沼におけるフォールアウト核種の移行挙動研究－湖底堆積物中の^{137}Csの挙動－
⑧航空機リモートセンシングデータを利用したスペクトル指標による岩相識別
⑨高速炉の受動的炉停止方策に関する研究
⑩「常陽」照射用炉心の炉心冷却材流量配分評価
⑪「常陽」シミュレータによる運転教育訓練とその高度化計画
⑫３次元六角体系用輸送ノード法の開発
⑬グローブボックス用遠隔取扱治具の開発
⑭鉄共存下におけるMOX燃料中のプルトニウム電量分析
⑮放射性廃棄物核種の中性子断面積の研究
⑯リアルタイムエキスパートシステムによるウラン濃縮プラントシミュレータの開発
⑰表層水理観測システムによる水収支の算定－岐阜県東濃鉱山におけるケーススタディー－
⑱「常陽」廃棄物処理施設の建設と運転

第98号　1996．6月

①高速炉機器信頼性データベースの開発
②再処理工場オフガスからのヨウ素除去用「銀添疏水性吸着材」の開発
③鉛エプロンの着用に伴う体幹部不均等被ばくについて
④ラドン娘核種粒径分布の測定
⑤検層深度誤差の原因と補正
⑥炉心損傷時の融体ジェット-冷却材相互作用に関する実験的研究-
⑦顆粒粉末の製造に向けた噴霧熱分解法の開発
⑧フラクタル理論による堆積岩中の透水係数分布の推定
⑨炭素鋼オーバーパックの長期寿命予測モデルの開発
⑩高レベル放射性廃棄物の高減容処理研究

第99号　1996．9月　特集「もんじゅ」事故と原因究明の現状

①「もんじゅ」事故と原因究明と現状
②地層処分におけるコロイドおよび微生物の影響評価
③アサバスカ層群マニトーフォールズ累層の地質層序と対比
④ＤＣＡ未臨界度測定体系の炉心特性
⑤高速炉燃料再処理でのNpとPuの共回収
⑥燃料ピン束変形測定用X線CT装置の開発
⑦使用済燃料再処理時の^{85}Kr放出量と計算値との比較
⑧空洞掘削に伴う周辺岩盤の微視的構造の変化
⑨高放射性溶液中の微量プルトニウム保障措置迅速分析法の開発-レーザ誘起光音響分光法の開発-

動　燃　技　報　1996. 12　No.100
平成 8 年 12 月発行

© 1996 POWER REACTOR AND NUCLEAR FUEL DEVELOPMENT CORPORATION

禁無断転載

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

制　　作　株式会社　菜根出版
東京都千代田区平河町1-8-13

The Test Run of First Breeder Prototype Reactor MONJU

Hiroshi Hiroi Kazuhiko Inoue Takashi Matsumaru

PNC Technical Review No.100 p.49—68 (1996)

It was completed component installation works of FBR "MONJU" in May, 1991. The test run (Function Tests and System Start-up Tests) continuously was started and Performance Test (Generating Power Test) was improved satisfactorily but continuously was interrupted by the Secondary Main Cooling System Sodium Leak Accident happened at December 8th, 1995.

We can confirm function and performance of plant system components and equipments until the Reactor Power condition 43% (Electric Power 40%) in the test run till now. And actual system data needed for first reactor developments was obtained.

Key Words: FBR, Monju, Summary, Sodium Leak Accident, System Start-up Tests, Function Tests, Initial Criticality, Initial Transmission.

Development Results in Fugen

Hiroshi Ikeda Hiroshi Nishimura Tsunehisa Higuchi Takashi Ito Takeshi Konno Tatsuya Niizawa

PNC Technical Review No.100 p.105—126 (1996)

Fugen has been operating successfully for seventeen years since 1979. The 16.6 billion kWh of electricity have already generated for approximately one hundred thousand hours in generating time. The total load factor reaches about 66%. The 638 of MOX fuel assemblies have been loaded and burned in stable without a fuel failure. This MOX utilization record is the greatest one in the world. In addition, Fugen concluded the circle of nuclear fuel recycling first in Japan to be loaded the MOX fuel including plutonium produced by itself. These outcomes mainly attribute to continuous improvements through the operation experience in maintenance management as well as developments for problems peculiar to an ATR type reactor.

Hereafter Fugen continues its operation as a facility for technological development center of plutonium utilization, an international cooperation center making the best use of Fugen characteristics.

Key Words: Fugen, ATR, Heavy Water Reactor, MOX, Pu Utilization, Pressure Tube, Nuclear Fuel Recycling, History of Development, Operating Experience, Development Results

FBR Research and Deveropment at O-arai Engineering Center

Katsuro Takahashi Koji Iwata Kyoichiro Nakamoto Shuichiro Nagai Yoshioki Yamashita

PNC Technical Review No.100 p.69—85 (1996)

Construction and operation of the "JOYO" and accumulation and filling up of the Advanced Technology were improved at the O-arai Engineering Center from 1970. These results have been reflected to construction and operation of the FBR "MONJU". And we tackle on investigation of the cause of the sodium leak accident happened at the "MONJU".

In future, technology will be carried to extremes to be able to make the Commercialization till 2030, in line with the "Long-term FBR R&D and Utilization Programs". And technology systems will be composed to correspond to many kinds of needs in the Commercialization age.

This report introduces R&D present conditions and future developments of 'Safety', 'Core and Fuel' and 'Systems and components' that is the cores of the FBR peculiar technology.

Key Words: FBR, Safety, Core and Fuel, Systems and Components, Joyo, Monju, O-arai Engineering Center, Summary, Sodium Leak Accident, Advanced Technology.

The Present Situation of Uranium Supply and Demand, and the Issues to be Discussed,

Chosuke Kuronuma

PNC Technical Review No.100 p.127—136 (1996)

Because of commercial use of plutonium is not expected before 2030, and because light water reactor will continue to serve as the main nuclear power source even beyond this date, it is still important to ensure a stable supply of uranium over the long term.

Cumulative world uranium requirements from 1995 to 2010 are estimated at about 1 million tU, which is about 50% of the total reasonably assured resources recoverable at cost of $80/kgU or less. However, it is important to continue efforts to increase uranium resources to secure stable uranium supplies over a longer term, because economically recoverable ore reserves will change with changes in uranium price, and a portion of the existing reserves will likely be abandoned for economic reasons.

Considering that PNC is the only active player in uranium exploration among Japanese companies, appropriate measures for the near future to ensure a stable supply of uranium over a longer term are discussed.

Key Words: Uranium Resources, Demand and Supply, Production, Inventory, HEU, Exploration, Mining Reserve, Cut-off Grade.

Research and Development of Advanced Thermal Reactor

Yositaka Hayamizu Kazuteru Naruo Nobuo Fukumura Hiroyasu Mochizuki Mitsutaka Koike Nagafumi Aihara

PNC Technical Review No.100 p.87—104 (1996)

It was decided in May, 1966 that Advanced Thermal Reactor (ATR) should be independently developed as one of national projects. In accordance with this decision, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp. (PNC) has developed "Fugen", ATR prototype reactor and has been doing research and development. These results of R&D were practically applied to "Fugen", which has been satisfactorily operated since its commercial launch in March, 1979. They were also reflected in the design and engineering, which started from 1974, of the demonstration reactor of 606MW electric generating power. However, Atomic Energy Commission concluded in August, 1995 that the construction plan of the demonstration reactor should be stopped and that PNC should put the products of these R&D together to use them for the future advancement of plutonium utilization technology.

This report summarizes the results of the activities in which PNC has been engaged as the R&D of ATR until now which include the evaluation of the plant system, miscellaneous R&D 's of nuclear physics, thermal hydraulics, nuclear components, nuclear safety, in-service inspection (ISI), etc., and international cooperation.

Key Words: Nuclear Reactor, ATR, Fugen, MOX Fuel, Plutonium, ISI, Nuclear Safety, Pressure Tube, Thermal Hydraulics, Nuclear Physics.

Recovered Uranium Conversion Technology Development

Yoshiyuki Ohara Ryohei Mori Masafumi Okamot Kenji Matsuda

PNC Technical Review No.100 p.137—149 (1996)

The use of recovered uranium, which will be produced at on reprocessing plant, is one of the most important subjects in Japan.

PNC proceeds research and development an utilization of recovered uranium, and reenrichment approach will be able to utilize the most quantity.

In this report, we describe result of recorered uranium conversion technology development executed at The Refinement and Conversion Facilities in Ningyo Toge Works.

Key Words: Recovered Uranium, The Refinement and Conversion Facilities Ningyo Toge Works, Conversion, Reenrichment Reprocessing Plant.

Development of Uranium Enrichment Technology by Gas Centrifugation

Tomofumi Sibata Tsunetoshi Kai

PNC Technical Review No.100 p.151—158 (1996)

The development of a gas-centrifuge for uranium enrichment been conducted by Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation in Japan after the first several years' fruitless works, the R&D works came to the point and continuing rapid improvements of centrifuges have started, Cascade tests were given with C-1 and C-2 cascade experimental facilities. Life, reliability and feasibility tests were given with the pilot plant and the demonstration plant. As a result of these works, the private commercial plant has started the operation.

Although the main efforts were devoted to the development of metal rotor centrifuges in the course mentioned above, composite material rotor centrifuges have also been developed in parallel to achieve higher performance. Promissing results have been being obtained with cascade test facilities on the pilot plant scale. Furthermore, R&D works are being proceeded on more excellent and advanced centrifuges.

Key Words: Development, Uranium Enrichment, Gas-Centrifuge, R&D works, Cascade Test, Pilot Plant, Demonstration Plant, Private Commercial Plant, Metal Rotor, Composite Material Rotor.

Plan of Recycle Equipment Test Facility (RETF)

Hirofumi Nakamura

PNC Technical Review No.100 p.199—205 (1996)

PNC has been developing a fuel reprocessing technology on Fast Breeder Reactor (FBR) in Tokai Works. Based on these results, RETF (Recycle Equipment Test Facility) is under construction to demonstrate FBR fuel reprocessing equipment and processes on an engineering scale using spent FBR fuel. Test results of RETF will be utilized in a design of the FBR reprocessing pilot plant.

This report describes purpose, test plan, construction schedule, facility outline and process of RETF.

Key Words: Spent Fuel, Reprocessing, FBR, RETF.

Development of Plutonium Fuel Technology

Tomio Kawada Yoichiro Kishimoto

PNC Technical Review No.100 p.159—181 (1996)

The development of Pu fuel started in the Plutonium Fuel Development Facility (PFDF) with introduced Pu from the United States in 1966.

In the PFDF, various kinds of research and development concerned with physical and chemical properties of Pu, design, chemical analysis, welding technology fuel fabrication etc. have been carried out for about 30 years.

These R&D's results in PFDF was reflected to evaluate fuel designs and to fabricate fuels for "JOYO" and "FUGEN" in the Plutonium Fuel Fabrication Facility (PFFF).

Based on the operational experience and R&D's results in PFDF and PFFF, remote and automated fuel fabrication technologies were adopted to supply MOX fuel for "MONJU" and "JOYO" in the Plutonium Fuel Production Facility (PFPF).

It is purpose of this paper to report the main results of R&D of Pu fuel.

Key Words: PNC MOX Fuel Technology, MOX Fuel Design, MOX Fabrication Technology, MOX Analysis Technology, Cladding Material Development, MOX irradiation Test, MOX Irradiation Behaviour, Thermal and Mechanical Properties of MOX.

The Concept of Advanced Aqueous Reprocessing / MOX Fuel Fabrication.

Masayoshi Kamiya Yoshihiko Sinoda Hideo Endo
Yasuo Nakajima Hisao Ojima Motoshi Kojima
Tomozo Koyama Kazunori Nomura Yoshikazu Koma

PNC Technical Review No.100 p.207—214 (1996)

Advanced nuclear fuel recycle has feature to achieve several benefits such as enough economical performance, ease of waste problems and enhancement of proliferation resistance. Especially economical improvement by process optimization, simplification and integration of reprocessing and fuel fabrication, is primary target to realize FBR cycle.

In the present paper, PNC proposes an drastically improved recycle plant as one candidate concept which is integrated system of reprocessing and fuel fabrication. This concept mainly consists of a simplified PUREX process such as single cycle extraction process flowsheet combined with crystallization process, which gives rather low decontamination factors around 10^3, and simplified fuel fabrication process such as gel conversion process and vibro-packing method. Such simplified extraction process can radically reduce number and volume of contactors, vessels, waste treatment components, and all auxiliary equipment which can bring forth the economical innovation.

Key Words: Nuclear Fuel Cycle, Reprocessing, Mox Fuel Fabrication Purex, Crystallization, Gel process, Vibro-Packing.

LWR Reprocessing Technology Development

Toshihide Sugiyama Akira Maki Tokuhiro Yamamoto
Toshiro Nakai

PNC Technical Review No.100 p.183—197 (1996)

Tokai Reprocessing Plant (TRP) was constructed at Tokai-mura, Ibaraki Prefecture as the first reprocessing plant in Japan, aiming at processing a part of the spent fuel generated in Japan and founding the reprocessing technology in this county. TRP started hot operation using actual spent fuels in 1977, with the total amount of processed fuel reaching about 920 MTU so far. During this period, TRP faced various troubles and ouercome them with own their technologies. The operational experience has been reflected in the design and construction of the commercial reprocessing plant, as well as in the development of FBR fuel reprocessing technology.

This paper describes the results of reprocessing technology development and the program for future reprocessing technology development in TRP.

Key Words: Reprocessing, Tokai Reprocessing Plant, Tokai Works, MOX Fuel Reprocessing, PUREX, TORMASS, Dissolver, Acid Recovery Evaporator, Acid Recovery Distirator, Plutonium Evaporator, Shearing Machine.

Research and Development on Treatment of Radioactive Waste

Jin Ohuchi Yoichi Miyamoto Satoshi Ikeda Yoshinori Ogata
Keiji Takeda Koichiro Yokoyama Masahiro Yoshioka Kenichi Tanimoto

PNC Technical Review No.100 p.215—233 (1996)

As a solidification for high level radioactive liquid waste generated from the reprocessing of spent fuel, vitrification technology by the liquid fed ceramic melter (LFCM) method has been developed since 1970's. On the basis of these extensive R&D works, Tokai Vitrification Facility (TVF) was constructed in 1992, to demonstrate vitrification on a plant scale. Currently demonstration operation is carried out in TVF.

Concerning the wide variety of low level radioactive wastes generated from reprocessing and MOX fuel fabrication, R&D works have been carried out. There are the recovery and storage technology of radioactive krypton, the treatment technology of spent solvent, various kinds of volume reduction technologies of solid miscellaneous waste such as incineration, compaction and melting and the dismantling and decontamination technology for the decommissioning of nuclear fuel cycle facilities.

Key Words: High level radioactive waste, vitrification, liquid fed ceramic melter, TVF, low level radioactive waste, Kr, plastic solidification, volume reduction, dismantling, decontamination, decommissioning.

Research and Development on Geological Disposal and Geoscientific Research

Keiji Hara Seietsu Takeda Yasumasa Ando
Hirohisa Ishikawa Yasuhisa Yusa Koji Tsubota
PNC Technical Review No.100 p.235—253 (1996)

Research and development on the geological disposal of high level radioactive waste has been conducted to provide the scientific and technical basis for safe geological disposal in accordance with the overall radioactive waste management program defined by the Atomic Energy Commission (AEC) of Japan. In the PNC's second progress report, scheduled to be issued before the year 2000, a detailed analysis of the near field performance and an analysis of the far field performance as an additional barrier will be focused in order to make the safety case for Japanese disposal concept. To achieve this goal, the research and development work have been implemented on performance assessment of the multibarrier system, disposal technology development and geological environmental conditions observed in Japan. The geoscientific research plays an important role for promoting these research and development projects.

In the TRU waste disposal program, the disposal concept is scheduled to be developed by the end of 1990's. Research and development emphasizing on the items specific to TRU waste disposal has been performed.

Key Words: Geological Disposal, High-level Radioactive Waste, TRU Waste, Geoscience, Performance Assessment, Disposal Technology, Geological Environment, Atomic Energy Commission, The Second Progress Report.

Review of Frontier Research

Yoshihiro Simazaki
PNC Technical Review No.100 p.255—272 (1996)

PNC has enthusiastically promoted creative research known as "Frontier Research" which will create break-throughs in the nuclear technologies of the 21st. century and will also greatly affect the whale of science and technology, since "Long-term Plan of R&D on Nuclear Power" was released in 1987.

This report is reviewed the result of "Frontier Research".

Key Words: Fundamental Research, Partitioning of Radio active Ruclides. Nuclear Transmutation, Laser Technology, Artificial Intelligence, New Material, Advanced Nuclear Energy Systems, Molecular Quantum Chemistry.

Development of Uranium Molecular Laser Isotope Separation Technology

Hiroshi Kawagoshi Hiromi Yamaguchi Eiji Suzuki Mitsutoshi Suzuki
Kiyoshi Tashiro Shigeaki Kawakami Osamu Suto Takeshi Takahashi
PNC Technical Review No.100 p.273—287 (1996)

The technology of Molecular Laser Isotope Separation (MLIS) for uranium hexafluoride and the technical applications of the MLIS are presented.

PNC has started R&D on the MLIS technology since 1988 in cooperation with the Institute of Physical and Chemical Research. The test facility for enrichment tests under engineering conditions was completed in 1990, and the first phase test was started in 1991. The second phase test has been carried on since 1993 to attain a high enrichment factor by optimizing a number of parameters such as laser wavelength, shape of super sonic nozzle and others. In another study, the advanced high-repetition-rate laser system has been designed.

For applications of high-power pulsed lasers, the decontamination techniques for the removal of radioactive contaminations from material surfaces with high power laser beams and the fundamental research on the laser isotope separation for useful light elements are also described.

Key Words: Molecular Laser Isotope Separation, MLIS, Enrichment Factor, Uranium Hexafluoride, Uranium Pentafluoride, MPI/TOFMS, Nozzle, Laser, CO_2 Laser, Raman Laser.

Development of Safeguards Technology

Akira Izumi Tetsuo Otani Takashi Kajiyama
Mitsunori Akiba Naonori Hirosawa
PNC Technical Review No.100 p.289—303 (1996)

PNC is making every effort to establishing the safeguards system which leads to international confidence building measure from the view point of peaceful use of nuclear energy. Therefore PNC has been made extensive support and cooperation to the IAEA in the fields of development of safeguards technology and daily inspection activities utilizing it's experience so as to attain effective and efficient safeguards implementation.

Development of safeguards technology has been carried out under the cooperation agreement between PNC and US-DOE.

A great number of safeguards equipment have been offered to the Government of Japan and the IAEA up to now and are used in actual inspection fields contributing to effective safeguards implementation.

This paper describes the experience and present status of safeguards technology development.

Key Words: Safeguard, Safeguard Technology, IAEA, Inspection, NDA, JASPAS, PNC/DOE, PNC/EU, Safeguard Equipment.

Overview on Development of Radiation Safety Technology

Tomohiro Asano Masashi Kanamori Tamotsu Nomura Hiroshi Taniyama
PNC Technical Review No.100 p.305—316 (1996)

Development of nuclear fuel cycle facility requires safety related technology in each stages of design, construction and operation, depending on nature and scale of the facility. This article covers comprehensive activities concerning development of radiation protection technology such as individual radiation monitoring, radiation monitoring of working environment, effluent control, environmental monitoring and maintenance/calibration of radiation instruments. Furthemore, nuclear safety technology common to nuclear fuel cycle facility is outlined. These technologies are expected to contribute future PNC facilities and commercial plant. This overview gives an extensive summary on the activities regarding development of radiation protection and safety verification technology.

Key Words: Radiation Protection, Safety Verification, Individual monitoring, Radiation Monitoring of Working Environment, Effluent Control, Environmental Monitoring, Maintenance/Calibration of Radiation Instruments.

動力炉・核燃料開発事業団

本　　社	東京都港区赤坂1―9―13　三会堂ビル	〒107	TEL　(03)3586―3311
人形峠事業所	岡山県苫田郡上斎原村1550	〒708-06	TEL　(0868)44―2211
東濃地科学センター	岐阜県土岐市泉町定林寺959-31	〒509-51	TEL　(0572)53―0211
東海事業所	茨城県那珂郡東海村大字村松4-33	〒319-11	TEL　(029)282―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　(029)267―4141
敦賀事務所	福井県敦賀市木崎65―20	〒914	TEL　(0770)23―3021
新型転換炉ふげん発電所	福井県敦賀市明神町3	〒914	TEL　(0770)26―1221
高速増殖炉もんじゅ建設所	福井県敦賀市白木2―1	〒919-12	TEL　(0770)39―1031

〈海外事務所〉

WASHINGTON	PNC Washington Office Suite715,2600 Virginia Avenue, N. W., Washington D.C.20037 U. S. A.	TEL　202-338-3770 FAX　202-333-1097
PARIS	PNC Paris Office 4-8, Rue Sainte―Anne, 75001 Paris France	TEL　1-4260-3101 FAX　1-4260-2413
北京	北京事務所 中華人民共和国　100004 北京市朝陽区東三環北路5号　北京発展大厦602房間	TEL　(1)501-0564 FAX　(1)501-0566
VANCOUVER	PNC Exploration(Canada)Co. Ltd. 2401-650, West Georgia Street, Box 11571 Vancouver Centre, Vancouver, B. C. V6B 4N8 Canada	TEL　604-681-6151 FAX　604-682-3452
SYDNEY	PNC Exploration(Australia)Pty. Ltd. Level 10, 55 Hunter Street, Sydney, N. S. W. 2000 Australia	TEL　2-233-8799 FAX　2-233-8060