JNC TN1340 2003-003

ISSN 1344-4239

サイクル機構技報

JNC Technical Review

No.20 別冊 2003.9

特　集

「ふげん」におけるプルトニウム利用実績と技術開発成果

サイクル機構技報

No.20　別冊　2003年9月

目　次

特集　「ふげん」におけるプルトニウム利用実績と技術開発成果

グ　ラ　ビ　ア

特　別　寄　稿

新型転換炉原型炉「ふげん」自主技術開発の成果 …… 1
副理事長（敦賀本部長）　中神　靖雄

プルトニウム利用政策と「ふげん」 …… 3
理事（敦賀本部長代理）　菊池　三郎

サイクル機構技報No.20別冊特集号に寄せて …… 5
理事（東海事業所 所長）　岸本洋一郎

巻　頭　言

敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所 所長　古林　俊幸　7

技　術　報　告

ATRプロジェクトの歴史 …… 9
新澤　達也　西村　弘　松丸　隆　渋谷　進　岩永　茂敏

「ふげん」の運転実績と技術成果

新型転換炉原型炉「ふげん」の運転実績 …… 19
野田　正男　高山　宏一　坂本　勉　**大野　巖**　**中村　由夫**

プルトニウム利用技術の確立及び実証 …… 27
飯島　隆　片野　好章　久芳　明慈　清水　武範

圧力管検査技術と健全性評価 …… 63
石塚　信男　中井　浩三　高山　宏一

重水取扱技術及び重水リサイクル技術の確立と実証 …… 73
松嶌　聡　羽田　孝博　林　省一　清田　史功

水化学管理技術の確立 …… 95
高城　久承　森田　聡　直井　洋介　北端　琢也

トリチウム管理技術の確立 …… 121
北村　高一　二之宮和重　大関　清

運転・保守・炉心管理への計算機利用技術の確立 …… 129
井口　雅樹　磯村　和利　大川　剛　桜井　直人

今後の廃止措置への取り組み …… 151
岸和田勝実　北端　琢也　清田　史功　**井口　幸弘**　**田尻　剛司**

用　語　集　161

結　言

敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所 副所長　新澤　達也　171

ふげん開発年表　173

JNC Technical Review

No.20 Extra Edition 2003.9

表紙の全体デザインと色調

全体デザインは，「サイクル機構による情報発信」をイメージしたものです。
萌葱色（もえぎいろ）を基調とした色調は，「サイクル機構における新たな萌芽」を表現したものです。

表紙の画像

「新型転換炉ふげん発電所」

新型転換炉（ATR：Advanced Thermal Reactor）ふげん発電所（熱出力557MW，電気出力165MW）は，重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉の原型炉として，福井県敦賀市に建設されました。

「ふげん」は，わが国のエネルギーセキュリティを担う国家プロジェクトとして国産技術を結集して開発され，1978年（昭和53年）３月に最小臨界を達成後，翌1979年（昭和54年）３月に運転を開始しました。その後25年にわたってMOX燃料を利用して安定運転を継続し，自らのMOX燃料の回収Puによる燃料を再装荷して核燃料サイクルの輪を初めて完結するなど，初の国産プラントとしてATR型炉の技術的成立性を実証するとともに，2003年（平成15年）３月29日の運転を終了するまで，一炉心で全世界の約1/5にあたる772体のMOX燃料を使用し，わが国のプルトニウム平和利用に対する国内外の理解を深めることにも貢献してきました。

現在「ふげん」は，炉心から燃料集合体（全224体）の取出作業を終了し，2003年（平成15年）９月末には新型転換炉の開発業務を終了します。その後，使用済燃料の搬出作業や廃止措置準備作業等を実施していくことになります。

写真：2003年（平成15年）７月31日撮影
画像提供組織名：敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所　技術課

本誌及びバックナンバーの内容を核燃料サイクル開発機構インターネットホームページ内に掲載しています。

〔アドレス〕 http://jserv-internet.jnc.go.jp/
または http://www.jnc.go.jp/siryou/gihou/main.html

本誌の全部又は一部を複写・複製・転載する場合は，編集発行元へお問い合わせください。

核燃料サイクル開発機構　技術展開部　技術協力課
〒319-1184　茨城県那珂郡東海村村松4-49

ⓒ核燃料サイクル開発機構　2003

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section, Technical Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan
ⓒ2003 JAPAN NUCLEAR CYCLE DEVELOPMENT INSTITUTE

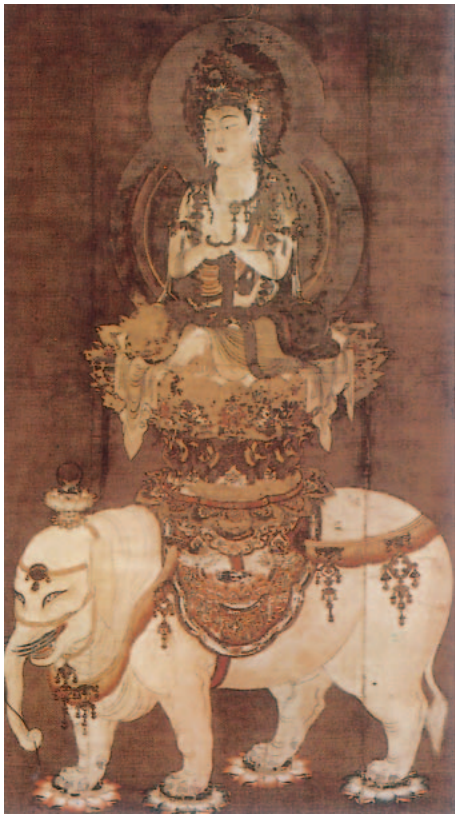
ふげん全景

「ふげん」名前の由来

「ふげん」の名称は，釈迦如来の脇士である，普賢菩薩（ふげんぼさつ）に由来する。

普賢菩薩は，慈悲を象徴し象に乗っておられる。それは，強大な力を持つ巨獣を慈悲で完全に制御している姿である。

原子力の巨大なエネルギーも，このように人類が制御し，科学と教学の調和の上に立つのでなければ，人類の幸福は望めない。原型炉「ふげん」は，これらの願いを込めて名付けられた。



米国スミソニアン協会フリーア美術館所蔵

ATR開発のための実規模試験施設

1969年暮れから1970年初めにかけて，茨城県大洗町にある現・核燃料サイクル開発機構大洗工学センター内に，国内ではまったく新しい画期的な四つの大型試験施設を設置した。これらの施設は，日本の原子力の基盤技術の底上げに大きく貢献した。

重水臨界実験装置（DCA）

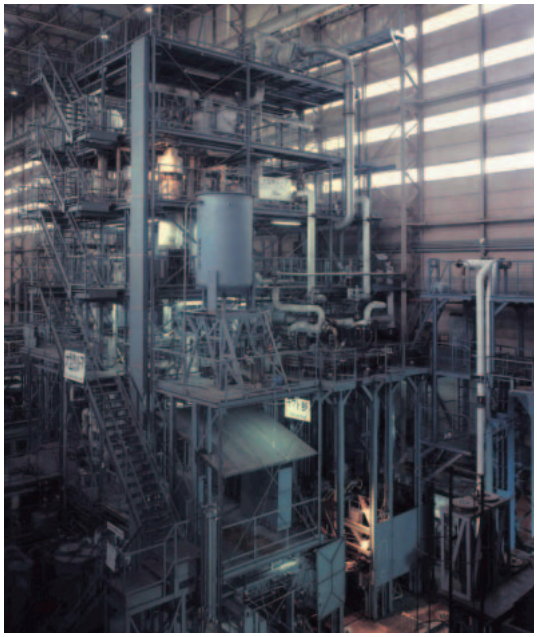
濃縮ウラン燃料，天然ウラン燃料，プルトニウム燃料による臨界試験を始めとする各種試験を行った。

ATR安全性試験装置

ATRの安全性を実証するための各種試験（原子炉冷却系破断模擬試験，非常用炉心冷却試験，燃料温度特性に関する試験）を行った。

コンポーネントテストループ（CTL）

「ふげん」炉心の重要部分である燃料集合体，圧力管集合体，シールプラグ等の性能と耐久性の試験を行った。



14MW大型熱ループ（HTL）

炉心の熱除去や流動の特性を解明するための各種試験を行った。

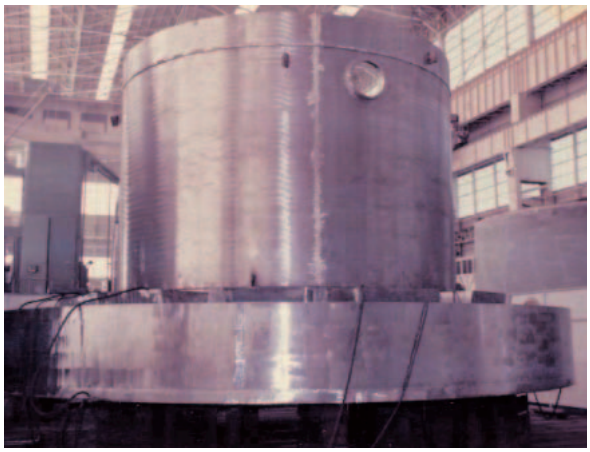
ふげんの建設

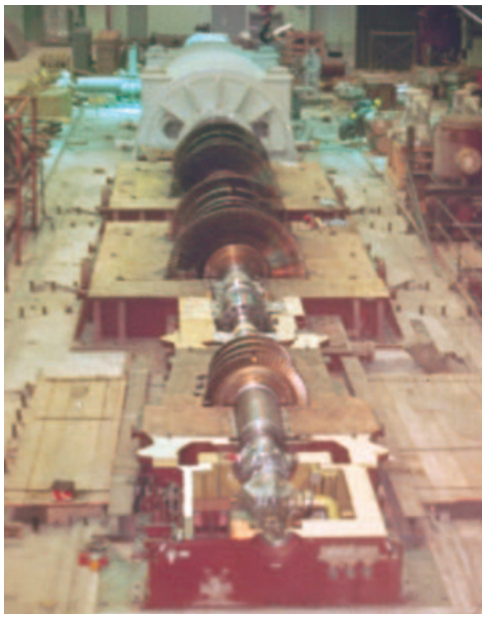
格納容器組立（1973年４月）

主要機器の国産化

製作中のカランドリアタンク

カランドリアタンクは，減速材である重水を収容する部分（炉心タンク）とダンプ（運転を停止するために炉心タンク内の重水水位を低下させる）時に重水を収容する部分からなっている。



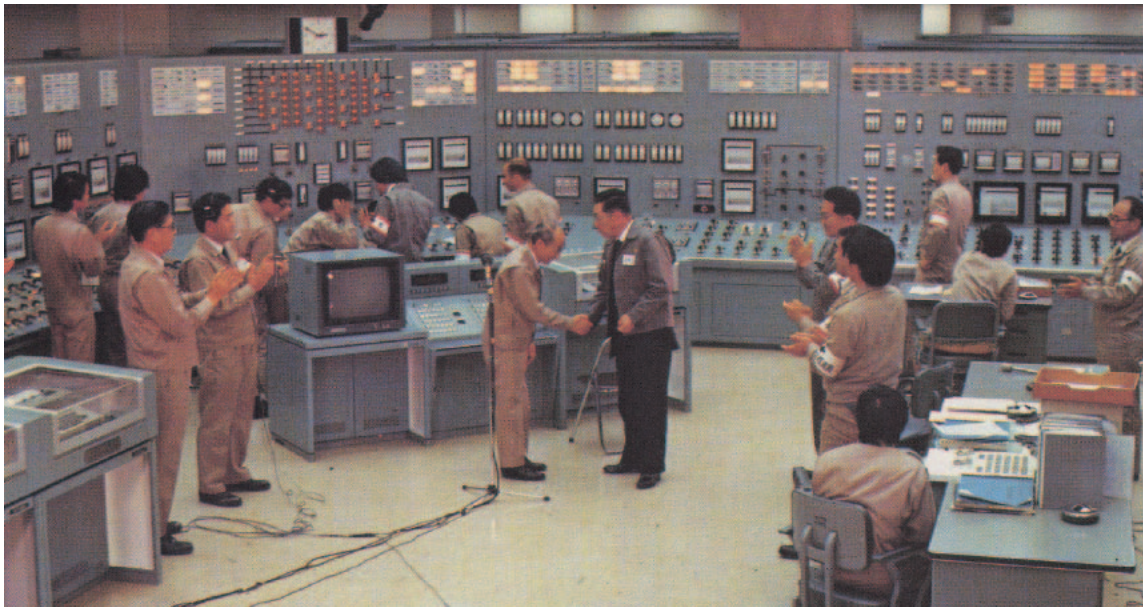


機器の据付

タービン発電機据付作業

タービン発電機は，原子炉で発生した蒸気により羽根車を回転させ発電を行う。「ふげん」のタービンは毎分3,600回転で出力16万５千kWの発電をする。（1975年７月）

初臨界　－「ふげん」の灯ともる－



初臨界達成時の中央制御室

1978年３月20日，午後２時49分，MOX燃料22体で初臨界を達成した。午後11時過ぎから制御棒の引き抜き作業を開始し，午後１時半には48本の引き抜きを終え，さらに炉心の中央に位置する最後の１本を制御棒が56.3%まで引き抜かれ臨界が確認された。また，5月９日には全燃料装荷炉心による臨界を確認した。

重水精製装置Ⅰ運転開始

「ふげん」では経済性の観点から，運転に伴って発生する濃度の低下した重水（劣化重水）を濃縮しリサイクルするため，電気分解法を用いた重水精製装置Ⅰの運転を開始した。（1979年５月）

重水精製装置Ⅰ

重水リサイクル技術の確立（重水精製装置Ⅱの運転開始）

この年運転を開始した重水精製装置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による重水濃縮装置。これによって「ふげん」は重水を新しく購入する必要のない重水のリサイクル技術を確立し，これまでに約105トンの重水をリサイクルした。（1987年10月）

重水精製装置Ⅱ

系統化学除染後の蒸気ドラム内部

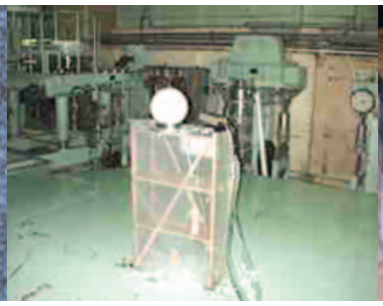
化学薬品により洗浄された部分（下側）は，きれいに付着物が除去されている。

廃止措置準備開始

蓄積された放射能量の調査開始

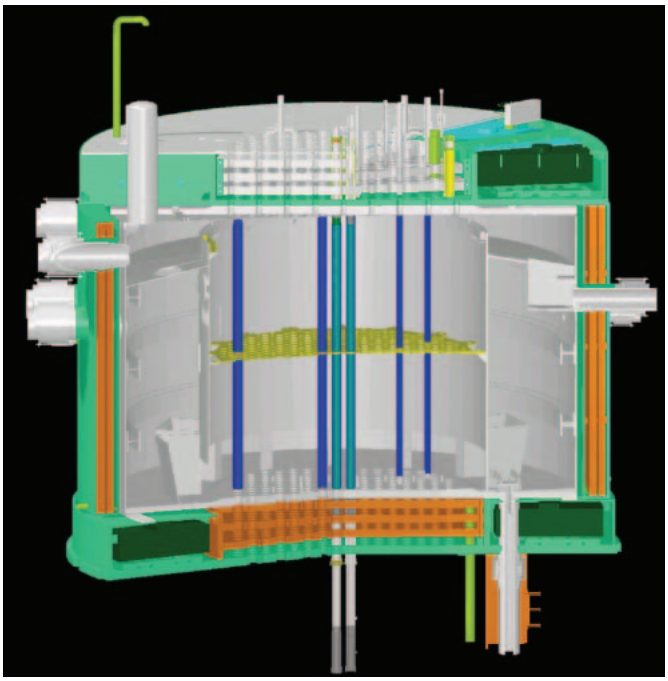
原子力発電所の解体にあたっては，内蔵する放射能量を把握する必要があるため，建屋コンクリートのボーリングによる分析や運転中に金箔による中性子線測定を行った。（1998年６月～）

金箔



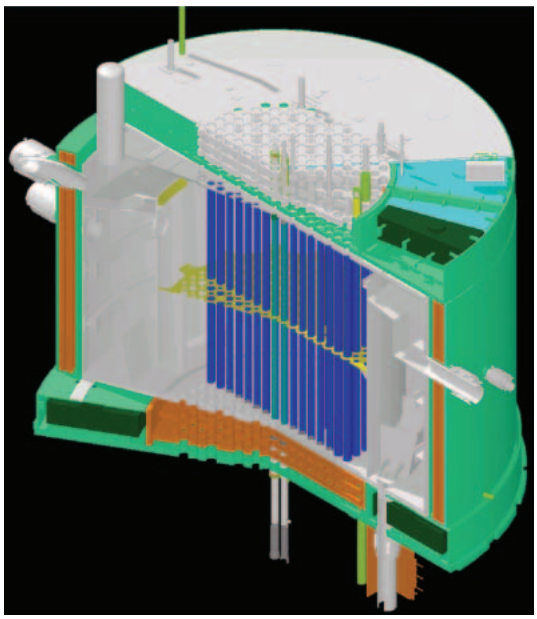
中性子測定

コンクリートボーリングによるサンプル



３Ｄ化された炉心と鉄水遮蔽体の断面図

VR技術の廃止措置への活用



新型転換炉原型炉「ふげん」自主技術開発の成果

副理事長（敦賀本部長）
中神　靖雄

サイクル機構技報No.20別冊「ふげん」特集号の発刊にあたり一言ご挨拶を申し上げます。

新型転換炉「ふげん」は，エネルギー安全保障のために核燃料サイクルを確立するという，我が国の原子力政策の基本課題に取り組み，自ら設計，建設，運転し，発電プラントとしての技術的成立性を実証し，国内の原子力基盤技術底上げへの寄与と我が国のプルトニウム利用の先駆的役割を果たしてまいりました。

「ふげん」はナショナルプロジェクトとして政府，学会，産業界が総力をあげて結集して開始されたプロジェクトです。この結集された力は，各メーカーでの新型転換炉の概念設計の検討，重要機器の開発へとつながり国産化の成功に結実しました。大洗工学センターでの大型試験施設を用いた多くの試験結果が「ふげん」の設計に反映され，これらの成果は，国内の原子力開発技術向上に大きく貢献したと考えています。

また，「ふげん」は初臨界時からウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（MOX燃料）集合体を使用し，1987年（昭和62年）には，自らの使用済MOX燃料集合体から取り出されたプルトニウムを再度MOX燃料として炉心にリサイクル装荷し，「核燃料サイクルの輪」を完結するなどわが国における核燃料サイクルを先駆的に実証しました。このような成果は，プルトニウム燃料開発・製造技術，燃料再処理技術などの核燃料サイクルの基盤技術をわが国に定着させる原動力となりました。

さらに，プラント運転管理技術の向上に向けて，原子炉冷却系を構成するステンレス鋼材の応力腐食割れ発生防止策としての水素注入技術，被ばく低減技術としての系統化学除染技術や亜鉛注入技術，そして重水炉特有の重水リサイクル技術や給水制御系にファジィ制御システムを適用するなど，多様な技術開発に挑戦してきました。

これらの成果は，1978年（昭和53年）の初臨界から25年間に及ぶ期間における良好な運転実績なしには達成し得なかったものばかりです。この間には，少なからずトラブルも経験いたしましたが，関係各所の厳しくも暖かいご指導，ご支援により克服してくることができました。改めて，国，地元自治体及び地域の皆様方，ご尽力頂いた関係機関の方々に深く感謝申し上げます。

今後は，「ふげん」の自主技術開発の経験を「もんじゅ」に生かすとともに，廃止措置技術の開発という新しい使命に向かって役割を果たして参ります。これからも引き続き関係各位のご指導ご鞭撻をお願い申し上げます。

プルトニウム利用政策と「ふげん」

理事（敦賀本部長代理）
菊池　三郎

サイクル機構技報No.20別冊「ふげん」特集号の発刊にあたり，「ふげん」が世界に残した実績について述べさせていただきます。

日本は，エネルギーの約80%を輸入に頼っており，発電における中心は石油から原子力やLNGへと移り変わってきています。その発電量における原子力の割合は約35%となっていますが，燃料となるウランも輸入しており，限られた資源であります。使用済燃料からウランとプルトニウムを回収し，再利用することが非常に大切なことになります。私たちは再利用システムである核燃料サイクルの確立に向け30年間一貫して努力してきております。

一方，原子炉技術についても，海外導入から脱却し，可能な限り国産技術を自主的に開発することが国の方針とされました。エネルギーのセキュリティと安全安定供給を目標として核燃料サイクルの自立を目指すことを国策としたものです。このような開発戦略において新型転換炉はその柔軟な炉心特性及び軽水炉の技術と経験が活用できることから，早期に減損ウランやプルトニウム利用など核燃料の効率的利用の実証が期待される炉型として自主開発が決定されました。これが「ふげんプロジェクト」の誕生です。

1977年（昭和52年）３月，東海再処理工場は運転を開始する段階にありましたが，米国のカーター大統領の政策は，核不拡散の観点から「再処理の無期延期・プルトニウム利用の禁止」を掲げていました。再処理工場の運転を始めるには協定上，米国の事前了解が必要でした。９月にはようやく交渉が成立し運転を開始しましたが，「核不拡散」について米国の厳しい政策が顕著になりました。その年の10月からはIAEAの国際核燃料サイクル評価（INFCE）会議において核不拡散と原子力の平和利用の両立が可能であるか議論され，その結果，プルトニウムの商業利用が是認されるに至りました。

この議論の過程において，実際にプルトニウムを燃焼して，消費可能な「ふげん」の存在が，商業利用への道を導くために大きく貢献し，日本が平和目的にプルトニウムの利用を推進するという政策を裏付ける点で重要な役割を果たしました。

「ふげん」は決して華々しく注目される存在ではなかったと思います。しかしながら，プルトニウムの利用の推進においては世界に誇りうる実績を残しました。この「ふげん」の実績は「もんじゅ」に引き継がれると確信しております。「ふげん」に対するこれまでのご協力・ご支援に感謝申し上げると同時に，「もんじゅ」に対する今後益々のご指導・ご鞭撻をよろしくお願い申し上げます。

サイクル機構技報No.20 別冊特集号に寄せて

理事（東海事業所　所長）
岸本洋一郎

我が国においては，原子炉，再処理施設，燃料加工施設からなる核燃料サイクルの輪の中で，ウラン，プルトニウムを循環利用していくための技術の確立が大きな目標となっています。

このための諸活動の中で，新型転換炉（ATR）原型炉「ふげん」は，本年３月に初臨界以来約25年の運転にピリオドを打ち，廃止に向けた措置を行うこととなりましたが，これまで「ふげん」の建設，運転を通じ行われてきた技術開発の成果は，核燃料サイクル分野，とりわけ燃料のリサイクル利用の分野において多くの貢献がなされたものと考えております。

「ふげん」は原型炉としてATR技術の確証を行うと共に，ウランのリサイクル利用を進めることにより核燃料サイクル技術の確立に寄与してきました。「ふげん」に装荷し，使用したMOX燃料を東海再処理施設において再処理し，回収されたプルトニウムをMOX燃料に加工し，再び「ふげん」に装荷することによって，ATRの核燃料サイクルの輪を完結しました。

東海事業所プルトニウム燃料第二開発室では1972年（昭和47年）に「ふげん」燃料を製造するための専用ライン（ATRライン）を設置し，2001年（平成13年）までに約139トンMOX，773体の燃料集合体を製造し，「ふげん」に供給してきました。「ふげん」燃料製造を通じて，MOX燃料を工業規模で安定して生産できることを実証しました。

一方，東海再処理施設では，「ふげん」使用済燃料の再処理を行うため，1984年（昭和59年）に設置承認申請書の変更申請を行い，1985年（昭和60年）に「ふげん」使用済燃料の受け入れを開始，これまでに約70.4トン（うちMOX燃料約10.5トン）の「ふげん」使用済燃料を再処理してきました。「ふげん」燃料の再処理を通じて，MOX燃料についても軽水炉UO_2燃料と同様に安定して再処理できることを実証しました。

25年にわたる「ふげん」の運転によって，MOX燃料再処理，MOX燃料製造，そしてMOX燃料を使った発電というプルトニウム利用技術を実証することができたことは核燃料サイクルの研究開発に携わる者として大変感慨深く思います。

今後，「ふげん」の廃止措置に伴い発生する使用済燃料については，東海再処理施設において順次処理していく予定でありますが，「ふげん」使用済MOX燃料の再処理により得られる様々なプラントデータはプルサーマル計画へ反映できる知見になることでしょう。

最後に，これまで「ふげん」を支えた多くの方に感謝するとともに，廃止措置に関する技術開発を安全かつ着実に実施されることを希望します。

サイクル機構技報No.20
別冊特集号　巻頭言

敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所　所長
古林　俊幸

2003年（平成15年）９月末を以って新型転換炉の開発を終了するにあたり，サイクル機構技報No.20に「ふげん」特集号を組むこととなり感慨ひとしおの感があります。

我が国の国家プロジェクトとして自主開発してきた新型転換炉（ATR）原型炉「ふげん」は，1978年（昭和53年）３月20日の初臨界から2003年（平成15年）３月29日の運転終了まで，約四半世紀にわたってMOX燃料による発電を継続して参りました。この間，同世代の国内における軽水炉と比肩しうる高い稼動実績を残すと共に，MOX燃料も単一炉として世界有数の使用実績を有し，我が国のプルトニウム利用の先駆的役割を十分果たしてきたものと考えております。これも，ひとえに地元を始め関係各界の御指導と御支援の賜と厚く御礼申し上げます。

サイクル機構技報におきましては，新型転換炉「ふげん」プロジェクト誕生の経緯や開発意義などのATRプロジェクトの歴史を振り返るとともに，運転実績，MOX利用実績，燃料製造実績，再処理実績を紹介するほか，約25年間の運転を通じて達成してきた重水リサイクル技術，圧力管検査技術，水化学管理技術及び計算機利用技術などの技術開発成果について紹介し，国家プロジェクトであった「ふげん」の全体像を取りまとめました。また，今後の廃止措置に向けた取り組みにつきましても報告させていただきます。

本号を御一読いただき，新型転換炉開発において培われた技術や経験が，原子力に携わる方々に新たな自信と誇りを与えると共にプルトニウムリサイクル技術の確立に向けた軽水炉におけるプルサーマル及び高速増殖炉へと引き継がれ，有効に役立てられていくものと確信しています。

「ふげん」は運転を終了し，今後の原子力発電所の廃止措置技術の開発を新しい使命として所員一丸となって取り組んでいるところであります。廃止措置を着実にやり遂げ，その技術を軽水炉等でも利用できるよう完成度を高めていくことが，今後の「ふげん」に課せられた役割であると考えております。

今後も，関係各界の末永いご指導ご鞭撻をお願いして，発刊のご挨拶と致します。

資料番号：20別冊ー1

技術報告

ATRプロジェクトの歴史

新澤　達也　　西村　　弘*　松丸　　隆
渋谷　　進　　岩永　茂敏

敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所
＊敦賀本部　技術企画部

History of ATR Project

Tatsuya NIIZAWA　Hiroshi NISHIMURA*　Takashi MATSUMARU
Susumu SHIBUYA　Shigetoshi IWANAGA

Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office
*Planning Division, Tsuruga Head Office

ATR開発において，そのプロジェクト誕生の経緯や開発目的，意義，開発戦略はどうであったかなどATRプロジェクトの歴史を振り返る。また，ナショナルプロジェクトとしての国産動力炉の開発を「ふげん」プロジェクトを通じて実現したことによる成果やこれらの経験が，わが国の原子力産業の技術的基盤形成にどのように貢献してきたかを述べる。ATR開発は，主として経済的理由により実証炉開発が中止となり原型炉「ふげん」をもって開発の道が閉ざされたが，ここに至る経緯を総括するとともに，「ふげん」開発成果が，今後のFBR開発や核燃料サイクル分野に活かされることを願う。

Here, the history of Fugen will be looked back in the context of the ATR Project. The objective and the progress of the ATR project, its significance and its development strategy will be discussed. In addition, it will be overviewed that it has contributed to the technological foundation build-up of the nuclear industry in Japan utilizing achievements and experiences acquired in the progress of Fugen's domestic development as a national project.

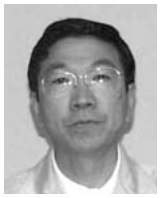
Demonstration reactor construction was abandoned due to the economic reasons and ATR development was brought to a conclusion with prototype reactor, Fugen. However, it is hoped that the achievements of Fugen, along with the summary of the ATR project in this text, will contribute to the nuclear fuel cycle and FBR development.

キーワード

「ふげん」開発の歴史，ATRプロジェクト，開発戦略，原型炉「ふげん」，「ふげん」の成果

History of Fugen, ATR Project, Development Strategy, Prototype Reactor Fugen, Achievements of Fugen,

新澤　達也
副所長
「ふげん」の運営管理に従事



西村　　弘
技術企画部
次長
「ふげん」，「もんじゅ」の運営管理に従事

松丸　　隆
次長
「ふげん」の運転管理に従事

渋谷　　進
技術主幹
原子炉主任技術者として，原子炉の運転に関する保安の監督に従事
理学博士

岩永　茂敏
技術課長
「ふげん」の運転管理に従事

１．ATRプロジェクト誕生の経緯

(1) 国産動力炉の開発の背景

わが国の原子力開発は1956年１月，原子力基本法の施行と原子力委員会の設置によって本格的に開始された。先進国より遅れて原子力開発をスタートしたわが国は，優れた性能の研究炉を建設して開発の道具を保有するとともに，この建設を通して，原子炉の設計・建設・運転管理の技術を修得する方針をとった。

1960年代に入り，研究炉（JRR-2，JRR-3）が稼働し，材料試験炉（JMTR）も具体化したことを受け，これらを活用して自主技術で国産動力炉を開発する気運が醸成されてきた。当時,わが国は,独創的な構想による半均質炉をプロジェクトとして指定，このほか，水均質炉，重水冷却炉，有機材冷却炉など各種の炉型をあげ，幅広く動力炉の研究開発をすすめる方針を明らかにしていた。しかし，その後技術的困難等のため，まず半均質炉プロジェクトが中止され，その他の炉型も，開発の進展をみるに至らなかった。このような状勢に鑑み,「原子力開発利用長期計画」（1961年２月）の見直しが総合的に検討され，動力炉開発計画は国が中心になって進められることとなった。

原子力委員会は1962年に「動力炉開発専門部会」を設置して，国産動力炉の開発について検討をすすめ，1963年には，核燃料の有効利用と供給の安定性に着目して，天然ウランまたは微濃縮ウランを用いる重水減速型炉を開発の対象として取り上げ，日本原子力研究所を中心に，広く産業界からの協力を得てその開発を推進することを決定した。「動力炉開発専門部会」は，１年近い審議の末，炉型を選定するまでには至らなかったが，次の提言を行った。[1)]

『高速増殖炉はその重要性に鑑み別に開発を進めることとし，わが国で開発する国産動力炉は既成炉の改良型でなく実験開発段階の新しい転換炉で，核燃料サイクルの観点から天然ウラン，または低濃縮ウランを使用する基本路線を守るのが適当である。』

(2) 国産動力炉開発の決定

原子力委員会は「動力炉開発専門部会」の報告書を受け，1963年６月12日，わが国の開発する「国産動力炉」を“天然ウランあるいは微濃縮ウランを使用する重水炉”に決定した。

日本原子力研究所は，直ちに，国産動力炉開発室を設置し,

① 炉心特性の技術評価

② 冷却材選定のための概念設計

③ 世界における重水炉開発の調査

を進めた。

折から,「第３回ジュネーブ会議」(1964年９月）が開催され，原子力開発の先進国は大規模の開発費と大型実証試験装置などを駆使し，国際協力を行いつつ動力炉開発を進めていることが明らかになった。これにより，わが国の動力炉開発に関する技術力と開発施設が世界に大きく立ち遅れ，わが国の動力炉開発計画を再構築する必要性があると関係者に強く認識されることとなった。

(3)「動力炉開発懇談会」の活動[2)]

このような情勢を踏まえ，1964年10月７日，原子力委員会はわが国の動力炉開発の推進方策を再検討して今後の基本方針の策定に資するため,「動力炉開発懇談会」を設置した。

本懇談会では，核燃料事情を含め，内外の原子力開発情勢などを考慮して，在来炉から高速増殖炉に至る動力炉の基本開発計画が検討された。政府・民間の役割，財政負担，技術者の確保，国際協力に配慮するとともに，開発の体制・規模などの面で各計画相互の関連も検討された。特に，わが国の事情を考慮して，原子力開発の10年の遅れを如何にして取り戻し，原子力先進国に追い付くかが審議の基本になった。

また，原子力委員会から派遣された「動力炉開発調査団」[3)]の調査結果も踏まえ動力炉開発懇談会に，新型転換炉ワーキンググループが設置され，各種炉型の評価，開発炉型の選定，原型炉出力と必要な開発費が評価された。

その結果，開発炉型は，重水減速沸騰軽水冷却炉と重水減速炭酸ガス冷却炉が選定され，出力は～200MWe，建設を含む開発費は450～650億円と見積もられた。

(4) 原子力委員会の「動力炉開発の基本方針について」の決定

原子力委員会は，動力炉開発懇談会における審議と提起された問題点を考慮して，将来における日本のエネルギーの安定供給とエネルギーセキュリティを重視し,「国内における核燃料サイクルの確立を基本に,“動力炉開発の基本方針”を策定する」との方針を採った。そして，1966年５月18日,「動力炉開発の基本方針について」を内定

した。

(a) 基本となる考え方

① 原子力発電は，わが国のエネルギー供給の有力な担い手となるべきもの。

② 核燃料サイクルの確立に努め，その早期の実現を期するため，政府は必要な政策の決定，推進を図る。

(b) 動力炉開発の進め方

① 核燃料政策

核燃料サイクルの確立を図る。プルトニウムは，高速増殖炉への利用を最終目標にするが，当面熱中性子炉への利用を図り，その利用技術の実用化は1975年を目途に推進する。

② 動力炉の開発

動力炉の開発はわが国のエネルギー政策上の重要な課題であるので，可能な限り，自主的な開発を行う必要がある。

・高速増殖炉の開発

基礎的技術の蓄積を図るとともに，国際協力も行って自主的開発の効率的推進を図る。実験炉は1970年頃までに，原型炉は1970～75年頃に建設に着手する。

・新型転換炉の開発

重水減速沸騰軽水冷却炉を開発の対象とする。1970年頃までに原型炉の建設に着手する。

・在来炉の開発

燃料と安全性の研究開発及び国産化の促進に必要な措置を講ずる。

かくして，ここに，軽水炉技術が活用できる重水減速沸騰軽水冷却炉を対象に開発を進めることとして新型転換炉（ATR：Advanced Thermal Reactor）の開発が決定した。

(5) 動力炉臨時推進本部の活動

1966年６月２日，原子力委員会は，“動力炉開発の基本方針”に則って，直ちに「動力炉開発臨時推進本部」を日本原子力研究所内に設置するとともに，同本部の構成・業務内容などを決定した。

動力炉開発臨時推進本部は，新型転換炉関係に14の専門小委員会を設置し，100回を超す審議を行い，ATR開発の重要事項及び原型炉の設計構想を固めて行った。すなわち，

(a) ATR長期開発計画を策定し，原型炉臨界までの開発費を合計660億円と見積もった

(b) ATRの開発意義付け

(c) 原子力５社による原型炉設計構想の提案

(d) 大型開発試験施設の検討

(e) 自主開発における国際協力のあり方と予備折衝

(6) 動燃事業団の設立

こうして，新型動力炉と核燃料サイクルの開発主体の役割を担った動力炉・核燃料開発事業団が，1967年10月２日に発足した。ATRの開発は，上記の動力炉開発臨時推進本部から動燃事業団に引き継がれ，新型転換炉開発本部が中心となりその後のATR開発を推進した。

２．新型転換炉開発の意義

ATR転換炉開発本部の実質的な前身といえる動力炉開発臨時推進本部は，ATR開発の意義を，「エネルギーの安定供給とセキュリティの向上に資すること」とした。

当時，濃縮ウランを商業ベースで供給できるのはアメリカ以外考えられないと世界的に認識されていたこと，及び自由諸国の安価なウランの確認埋蔵量が～60万ショート・トンと評価されたので，天然ウラン供給で稼働することとプルトニウムの利用が，わが国のエネルギーセキュリティを向上する観点から重視された。そして，ATRの役割と開発を次のように具体化した。

『高速増殖炉が実用化されるまでは，自己の使用済燃料から抽出されるプルトニウムを天然ウランに富化して実質天然ウラン供給で稼働するプルトニウムセルフサステインサイクルで稼働し，高速増殖炉が実用化されると天然ウランで稼働させて使用済燃料から抽出されるプルトニウムを高速増殖炉に供給し，エネルギーセキュリティの向上に寄与する。』

また，“自主開発”の言葉に集約されるように，在来軽水炉の技術を有効に活用しつつもわが国における巨大産業技術の育成，成熟を促し，関連産業の基盤強化やインフラストラクチャー整備，技術水準向上など産業構造の高度化に寄与するとともに，自らの設計・建設によるATR型炉の発電プラントとしての技術的成立性を立証するという大きな使命も担っていた。このため，ATRの開発・建設には，軽水炉の技術経験が活用される一方，一次冷却系主循環ポンプ・主蒸気隔離弁の国産化，希ガスホールドアップ装置の開発などは，軽水炉に先駆けて行われた。

1970年代の前半，再処理費が当初見込まれた10

倍以上になることが予測され，また遠心分離ウラン濃縮の実用化が見込まれるようになった。このような情勢に鑑み，ATRはプルトニウムを使用すると，安全性と経済性が高まること，プルトニウムをウランと同等に利用でき，燃焼度はプルトニウムの同位体組成に余り影響されない特長があることに着目して，

『ATRは，燃料の多様化に優れ，核燃料事情に対応した燃料利用ができる。軽水炉の使用済燃料から抽出されるプルトニウムを使用するプルトニウムバーナーとして使用し，プルトニウム利用技術開発を牽引するとともに，軽水炉の稼動に伴い蓄積されるプルトニウム問題を緩和する。』
ことを開発の旗印に変更した。

特に，この後段は，“新型動力炉開発検討専門部会報告書（1976年８月11日）に明記され，また“IAEA International Conference on Nuclear Power Experience（1982年９月13～17日）”において，日本の高速増殖炉とATRの開発に関する発表論文に対し，IAEAのPress Release[4]に，「日本のATRはプルトニウムを利用し，高速増殖炉導入の先達を務めている。」と評価された。

更に，原子力平和利用と核不拡散を両立させることを目途に，アメリカのカーター大統領の提唱で1977年10月～1980年２月にかけてINFCE（国際核燃料サイクル評価：International Nuclear Fuel Cycle Evaluation）が，実施された。INFCEにおけるATRの評価については，US/DOEから委託を受けたR＆D Associatesは，日本のプルトニウム利用に関する政策を分析し，「ふげん:日本の原子力政策を写す鏡」“FUGEN：A MIRROR OF JAPAN'S NUCLEAR POLICY, The Significance for the U.S. and INFCE”[5]とまとめて，US/DOEに提出した。

このように，「ふげん」は国家プロジェクトとして，エネルギーセキュリティと巨大技術産業基盤の育成という大きな二つの使命を担っていたのである。

３．開発戦略・基本姿勢

ATR部門のプロジェクト管理は，プロジェクトの“Policy Making”と“Management”を行うことを基本にした。すなわち，

「プロジェクトの“Planning”,“Arranging”,“Coordinating”,“Promoting”,“Evaluating”,“Check and Review”を行い，ベクトルを合せて開発を進める。」

この理解の上に立って，次のように開発を展開することにした。

(1) 設計の基本仕様を決定し，性能・費用・工程に責任を持つ。
(2) 世界の開発動向と科学技術水準を調査し，わが国の状況と比較調査し，海外協力もできるだけ行う。常に，チェック・アンド・レビューを行って，大胆に冷静に大局的見地から研究開発の進路に必要な修正を行う。
(3) 実務を理解して，討議できる識見を持つ。
(4) 外部との接触を怠らず，動燃事業団の考えを相手に良く理解させる。
(5) ベクトルを併せて開発を進める。

４．プロジェクトの進め方と管理のあり方[6]

ATRの開発は，３.に記述した心構えをベースに，自分自身の手で“設計”,“製作”,“運転”し，トラブルが起これば自らの手で解決し，将来の改良・発展も的確に行えるよう，次を基本に展開することにした。

「ふげん」の主要研究開発スケジュールを表１に示す。

(1) 自らの手で設計を行い，自らの手で重要機器の“know-how”を確立する。

ATRの設計は，“設計法”“設計基準”及び“採用するデータ”を自ら考え，自身で判断して決定し,“システム設計”が行えることを第一とした。炉心性能，安全性，燃料集合体及び重要機器は，できるだけ実規模試験を行って，その性能を実証・確認し，その“know-how”がわが国に蓄積されるように開発を進めた。

この意思は大洗工学センターの大型開発試験施設として具体化された。すなわち，

① メーカーが性能を保証できない原子炉性能の開発に必要な施設
② 安全性の実証に必要な施設
③ 燃料集合体・圧力管集合体などの性能と耐久性の実証に必要な施設

の視点から評価・検討し，必要な開発試験施設が下記のように決定された。そして，大型開発試験施設が開発の強力な武器であることを考え，できるだけ，世界レベルの試験能力にプラス・アルファを付加することも考えることにした。

表１　「ふげん」主要研究開発スケジュール

項目 ＼ 年度	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78
ふげん：評価検討			評価検討									
ふげん：設計・建設			1次設計	2次設計	調整設計	契約	建設				臨界 起動試験	
ふげん：安全審査			評価	評価	評価							運開
ふげん：大洗工学ｾﾝﾀｰ研究施設				①	②		③					
			建設		DCA、HTL、CTL、安全性実験							
設計：コード開発			核・熱水力・運転特性解析ｺｰﾄﾞ開発・改良									
設計：構造設計研究					各系構造設計ｼｽﾃﾑ開発							
炉物理：二領域実験、解析			ｳﾗﾝ・ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ実験（小型）									
炉物理：重水臨界実験、解析				ｳﾗﾝ炉心実験				ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ炉心実験				
伝熱流動：SIRBO実験、FAT実験、解析				基礎試験								
伝熱流動：14MW熱ﾙｰﾌﾟ実験、解析			建設	燃料性能評価、安定性、出力密度向上試験								
伝熱流動：ｺﾝﾎﾟｰﾈﾝﾄﾃｽﾄﾙｰﾌﾟ実験									流動特性試験			
伝熱流動：非定常ﾊﾞｰﾝｱｳﾄ実験				非定常ﾊﾞｰﾝｱｳﾄ実験								
構造・機器：圧力管構造体開発						圧力管・ｶﾗﾝﾄﾞﾘｱ管接合部ｼｰﾙﾌﾟﾗｸﾞ試作試験、機器照射試験						
構造・機器：燃料交換機開発							試作・機能試験					
構造・機器：原子炉本体製造組立開発							ﾓｯｸｱｯﾌﾟ組立検査					
構造・機器：運転保守設備開発								圧力管・ｶﾗﾝﾄﾞﾘｱ管、制御棒等交換装置				
構造・機器：制御棒駆動装置開発												試作開発
構造・機器：中性子束検出器開発							基礎試験、改良型試作試験					
構造・機器：ｺﾝﾎﾟｰﾈﾝﾄﾃｽﾄﾙｰﾌﾟ実験							ｼﾞﾙｶﾛｲ製		ｽﾃﾝﾚｽ鋼製試作試験（長寿命）			
			建設				燃料・圧力管集合体・ｼｰﾙﾌﾟﾗｸﾞ耐久					
燃料・材料：再使用燃料水中検査装置開発								検査装置試作				
燃料・材料：燃料集合体開発								標準燃料、特殊燃料試作、評価試験				改良
燃料・材料：燃料照射試験								JMTR、HBWR、SGHWR照射試験				
燃料・材料：圧力管等材料開発								圧力管試験検査、脆性特性、腐食、脆性破壊感知技術開発				
燃料・材料：圧力管等照射試験								JMTR（腐食、引張、ｸﾘｰﾌﾟ、ﾊﾞｰｽﾄ）照射試験				
安全性：一次冷却系主蒸気管破断試験、解析								建設	破断実験		過渡特性試験	
安全性：工学的安全防護系確認試験								建設	工安系確認試験、実機総合機能試験			
安全性：重水ﾀﾞﾝﾌﾟ実験、解析								重水ﾀﾞﾝﾌﾟ実験、解析				
安全性：供用期間中検査装置開発									圧力管ﾓﾆﾀﾘﾝｸﾞ 蒸気ﾄﾞﾗﾑ…下部ﾍｯﾀﾞISI試作試験			
安全性：ﾄﾘﾁｳﾑの監視装置およびﾄﾘﾁｳﾑの除去装置開発										監視装置、除去装置、試作試験		
安全性：希ｶﾞｽﾎｰﾙﾄﾞｱｯﾌﾟ装置開発								基礎試験	実用試験			

① 炉心核性能の開発：臨界実験装置
② 安全性の実証：実規模安全性試験施設
③ 炉心熱除去性能の開発：大型熱ループ
④ 燃料集合体・圧力管集合体の性能・耐久性の実証：コンポーネントテストループ

さらに，炉本体構造，圧力管集合体，燃料交換装置などの重要機器については，実規模の製作・試験を行い，実機を設計・製作することとした。

(2) 開発に必要な情報とそれが必要とする時期を明確にして開発を進める。

プロジェクトにおいては，その推進と変更について決断しなければならない時にしばしば遭遇することがある。その決断は研究開発などから得られた情報に基づいてなされるが，開発である以上，情報の完備は期し難いし必ずリスクを伴う。

この決断に余りにも多くの情報を要求すれば工程は遅れ，また不十分な情報を基にして着手すれば誤りを犯すことに成りかねない。この問題を合理的に処理できるようにするため，いかなる情報がどの時期に必要かを分類し（表２），その反映すべき対象を明確にした上で，開発計画を立てた。

(3) 既存技術は極力利用するが，必ず自ら評価し，必要あれば自ら検証する。

このような大きなプロジェクトは，限られた人，限られた資金及び限られた期間の中で，いかに開発リスクを排除しながら完成するかがポイントになる。従って，既存の技術は極力利用することにしたが，その利用に当たっては，自ら評価し，必要あれば自ら検証することとした。

こうして国産動力炉の設計が開始された。この設計にあたっては，動燃事業団を中心に原子力関係メーカー５社（日立製作所を幹事会社として三菱重工，東芝，富士電機，住友重機）が発電所設備の設計・製造・建設を分担して担当した。また，建設管理，運転は経験のある電源開発㈱や日本原子力発電㈱等の電気事業者の協力を得て開発が進められた。更には，日本原子力研究所や大学等の研究機関の協力も得られた。

５.「ふげん」開発の成果

(1) 自主技術開発としての成果

「ふげん」の開発は，わが国の原子力開発黎明期からの希求である『国産動力炉の開発』を具体化したものであり，その基本的な開発方針は1963年に原子力委員会が決定した「国産動力炉開発の進め方」で示された，『設計から建設まで一貫して自主的に開発し，併せて，それにより国内技術水準の向上をめざす』を基本方針としたものである。一方で，「ふげん」にはプルトニウムを含む核燃料の効率的利用の早期実証を可能にするために，既存技術によっては早期に実用化しなければならない要求もあり，「ふげん」の開発に当たっては海外技術を有効に吸収することも必要とされた。

このような中で，“自ら設計，自ら重要機器の技術を確立”，“既存技術は極力利用するが，自ら評価，必要とあれば自ら検証”するといった理念が生まれ，それらは国産動力炉開発黎明期の多くの人々の心を引き付け，信念として「ふげん」の設計，建設，運転にわたって貫き通されてきた。「ふげん」プロジェクトがこれまで経験のない大規模な国家プロジェクトで，長期にわたり多額の資金と多数の人材を要するにもかかわらず，産官学の相互協力と多くの人々の積極的な参加を得て，多くの成果を挙げてこられた一因でもある。

大洗工学センターに国内では画期的であった実規模試験施設（重水臨界実験装置，安全性試験施

表２ 「ふげん」の開発に必要な技術情報の分類

(1) 計算あるいは計算を始めるか，すすめるのに必要な情報 (2) 主として安全審査に役立てる情報 (3) 製作設計進行過程に役立てればよい情報 (4) 設計に用いた数値，あるいは推定した現象の定量的確認に役立てる情報 (5) 原子炉の性状をよりよく理解するための情報で，運転保守等に役立てる情報 (6) 部品，材料の寿命，耐久性についての確認情報 (7) 本形式炉の性能向上など，将来に役立たせる情報	(1) 炉性能，炉構造，安全に関する評価解析コード，先行重水炉と軽水炉の情報 (2) 既存開発施設を用いた試験の結果 大型開発施設を用いた予備試験の結果，燃料集合体，圧力管集合体の試作，開発の結果 (3) 機器の重要部試作，試験と実規模機器の試設計，試作（試験）結果 (4) 各種実証試験結果 大型開発施設を用いた試験結果，照射試験結果 (5) 大型開発施設を用いた試験結果，運転保守 設備の設計・試作・試験結果，照射試験結果 (6) 各種耐久試験結果，照射試験結果 (7) 改良燃料の開発等の結果，「ふげん」の実績に基づく各種設計コード，運転解析コード，安全解析コード等，ソフトの開発

設，大型熱ループ，コンポーネントテストループ）を建設し，多くの実験や試験を行い，炉心の核特性や伝熱流動特性，事故時の冷却特性など設計に必要なデータを自ら採取し評価，検証し，独自の設計手法や解析コードを開発する，また「ふげん」特有の炉心を構成する機器については，試作，試験，改良と地道な作業を積み重ね，性能や信頼性，耐久性を実証するなど，かの理念は具体的な行動として発揮された。さらには，当時商業炉では輸入品であった再循環ポンプや逃し安全弁，主蒸気隔離弁など，原子炉周りの重要な機器の国産化に踏み切ったのもその表れであった。これらの試験や開発は，わが国の研究者や技術者の技量向上と自信につながるとともに，関連機器メーカーの育成を促すこととなった。また，実規模で試験する技術・手法等はその後も発展をとげ，国内の同様の大規模試験へも反映されるなどわが国の原子力開発の技術水準向上，産業基盤の底上げと強化に貢献した。

「ふげん」の建設は1970年に開始されたが，日本原子力発電㈱，電源開発㈱などの協力の下，工事は初期の計画どおり進捗し，1977年には機器の据付が完了した。その間，合理化のため原子炉再循環系ループ数の削減など，炉心に関わる大きな設計変更を行ったが，上述した試験施設の活用や重要機器の国産化を図っていたことにより短期間で対応でき，工事計画に大きな影響を与えなかったことも自主開発の成果として特筆できるものである。

続く総合機能試験とプラント起動試験においては，プラントを構成する機器やコンポーネントなどの基本性能と各系統全般にわたる機能の確認，原子炉の核特性試験やプラント動特性試験，初送電を含む出力上昇試験などが綿密な計画の下実施され，得られた結果は設計値や試験施設でのデータ，予測解析などと比較検討され，その十分な妥当性が確認された。ここに，「ふげん」は発電プラントとして安定した定格出力運転が可能なことが証明され，国内の工業技術レベルの高さが示されると同時に，実質的に初の国産動力炉の誕生となった。1978年７月29日に初送電が達成された瞬間は，わが国が希求し総力を結集した工業技術の夢が見事に結実した瞬間であった。

1979年３月20日，「ふげん」は国の総合負荷検査に合格，以降24年間の運転において，総発電電力量約220億kWh，平均設備利用率約62%の実績を残した。燃料経済の観点からほぼ年２回の燃料交換を行う６ヵ月運転サイクルを採用したにもかかわらず，同時期運転開始の商用軽水炉に比しても何ら遜色はなく，むしろ原型炉としては世界に類のない実績である。

「ふげん」のATR炉型の核燃料サイクルにかかわる成果については先に記述したとおりであるが，発電プラントとしての技術的成立性はこの安定運転の実績がよく物語っている。圧力管型重水炉固有の設計の本質に起因する不具合を経験することもなく，17回におよぶ定期検査もすべて自主技術によって行われ，プラントを構成する機器コンポーネントの保守データや経年化データを蓄積しつつ保守管理・分解点検手法を確立するとともに，国産機器の長期信頼性を実証した。

もちろん，「ふげん」も幾多のいろいろなトラブルを経験したが，その原因究明や再発防止対策には自主開発で蓄積された知見や経験あるいは大型試験施設を利用した再現試験や検証により早期の対応が可能であった。これも自主開発の大きな効用であるといえる。

このように安定運転の継続に努める一方，自主開発の理念は進取のチャレンジ精神としてプラント運転管理技術の高度化においても受け継がれ，超音波やVT技術を駆使した圧力管検査装置の開発，減速材である重水の精製（濃縮）装置開発による重水リサイクル技術とトリチウム被ばく対策の確立など，「ふげん」に続く実証炉さらには実用炉も念頭においたATR固有技術の高度化に発揮された。

さらに，ステンレス鋼の応力腐食割れ対策として取り組んだ水素注入技術，被ばく低減対策の最終解決としての系統化学除染と亜鉛注入技術の組み合わせなど，軽水冷却型原子力プラント共通の課題に対しても，自ら試験しデータを採り，自ら評価，検証しながら一つ一つの問題を克服し技術を確立してきた。これらの開発には実規模試験施設や国内メーカーと一体となって取り組み，得られた成果は実証的かつ信頼度の高い技術として高い評価を受け，商用軽水炉への適用にも貢献している。

また「ふげん」では，今では当たり前となっている計算機の活用においても運転開始当初より取り組み，近年のハード及びソフトウェアの技術進

展もあいまって，高度な計算機システムを開発し積極的に導入を図ってきた。これらは，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，熟練運転員の操作に匹敵する原子炉給水系のファジイ制御，保守の省力化や信頼性向上を図る運転保守管理システム，プラントの異常早期発見やプラント挙動の解析に威力を発揮するプラントデータ収集システムなどとして結実している。

さらに，「ふげん」プロジェクトによる原子力の安全性向上への世界的貢献も見逃すことはできない。原子力史上最悪となったチェルノブイリ事故は，原子力安全の確保は一国内だけではなく世界的責務であることを示した。「ふげん」部門を中心にサイクル機構（当時，動燃）が実施した事故時のプラント挙動の解析評価が事故原因の究明へ大きな貢献となったのをはじめ，その後のIAEAを中心としたチェルノブイリ型炉（RBMK炉）の安全性向上への技術的協力や安全性の国際基準化への支援，ロシア及びリトアニアとの２国間協力など，わが国独自の技術による支援として世界的にも評価される成果をあげてきた。これらは，RBMK炉と同じ圧力管型炉であるATR開発や「ふげん」運転管理のために開発された技術はもちろんのこと，「ふげん」の運転を通して蓄積された知見，経験が活かされている。

また，近年では文部科学省が実施している原子力研究交流制度に基づいて，近隣アジア諸国における原子力開発の安全で健全な発展のため，毎年多くの研修生を「ふげん」に受け入れて，ATR開発が実現した自主開発の精神と成果や「ふげん」での運転管理の高度化や安全性向上への取り組みを学んでもらっている。これはわが国が原子力開発の初期に欧米の原子力先進国から多くのことを学び，それらが芽を吹き育ち，自主開発技術として結実するに至ったことへの恩返しでもある。

(2) 核燃料サイクル確立の先導的役割

原子力政策の具体的かつ計画的推進を図るため，わが国は「原子力開発利用長期計画（原子力長計）」を策定し，以後，開発の進捗状況や国内外のエネルギー情勢に対応できるよう，適宜，計画を見直してきた。

原子力長計において，プルトニウムリサイクル利用を柱とする基本方針は一貫していたが，濃縮ウラン需給の国際情勢や国産濃縮技術の見通し，軽水炉技術の成熟など「ふげん」を取り巻く情勢，「ふげん」自体の実証炉計画の遅延など，諸状況の変化に応じて，「ふげん」の役割はその核燃料戦略上の役割を変遷させ，プルトニウムセルフサステインによるプルトニウム供給炉から，プルトニウム燃焼炉として，プルサーマルから高速増殖炉への移行を補完する炉へと移り変わっていった。

「ふげん」の設計から建設，運転は，まさにその変遷の中にあったが，「ふげん」が持つ柔軟な炉心特性ゆえ，炉型や炉心構造を変えることなく対応することが可能であった。「ふげん」はその25年間の運転期間中に，単一炉としては世界最大の772体のMOX燃料を使用するという実績を挙げている。それは単に「ふげん」でのプルトニウムの本格利用の成功だけでなく，東海再処理工場で軽水炉燃料から回収したプルトニウムの利用や「ふげん」自身の使用済みMOX燃料から回収されたプルトニウムの再利用により，国内でのプルトニウムサイクルの輪を初めて完結し，さらには軽水炉燃料から回収された減損ウランや人形峠濃縮プラントで回収された劣化ウランをMOX燃料に再利用し，ウランサイクルの輪も完結させるという，まさにわが国の原子力政策の基本である核燃料サイクルの確立を顕現した大きな成果であった。

「ふげん」用燃料の製造に関しても，原子燃料公社時代に既にスタートしていたMOX燃料開発研究をベースに，原研の試験研究炉や海外のハルデン炉，SGHWR等国内外での照射試験を実施し，通常時や事故時におけるMOX燃料のふるまいに関する知見やデータを蓄積するとともに，東海事業所や大洗工学センターにおける試験データをもとに28本のMOX燃料要素からなるMOX燃料集合体を開発した。その後も，高燃焼度燃料の開発は進められ実証炉中止に至った時点では，軽水炉の高燃焼度燃料に匹敵する「ふげん」用MOX燃料の設計も完成の域にあった。これらは，東海事業所プルトニウム燃料センターの燃料製造設備として結実し，「もんじゅ」燃料の製造技術に引き継がれ，そして，それらの総体は，今や民間のプルサーマル燃料の製造に継承されつつある。

このように，「ふげん」を中心とした核燃料サイクル関連技術開発の成果が，牽引的役割を果たしながら着実に実績を積み上げ，プルトニウムの

本格利用を先導的に具現化・実証して，わが国の核燃料サイクル技術の蓄積・広がりに貢献するとともに，プルトニウムの平和利用に対する国内外の理解を深めてきたことは，「ふげん」プロジェクトの大きな成果と評価される。

６．「ふげん」プロジェクトが残したもの

「ふげん」はATR開発プロジェクトにおいて大きな成果を挙げてきたが，ATRプロジェクトは実証炉の建設が中止となり，当初の目標のひとつであった「経済性のあるものを原子力発電計画に組み入れる」ことはできなかった。

「ふげん」の運転開始から３年後の1982年，原子力委員会は「ATRの実証炉計画の推進」を決定，翌1983年に，サイクル機構（当時，動燃）から実証炉の合理化設計が建設主体の電源開発㈱に引き渡された。しかしその後約10年間にわたって計画は遅延し，その間効果的な合理化設計が十分に行えない一方，軽水炉では国の支援のもとユーザーである電気事業者が主導的に標準化と大型化を推進し，経済性が向上したことやプルサーマル計画が進展し「ふげん」でのプルトニウム利用を軽水炉が代替し得る見通しも得られ，これらのことが実証炉計画中止の要因となった。この意味において，「ふげん」は原子力長計がいう軽水炉から高速増殖炉への補完炉としての役割を果たしたともいえるが，ここには開発に長い年月と多額の費用を要する大型プロジェクトを推進する開発体制を維持し続けることにおける課題が伺える。

また，「ふげん」プロジェクトにおいては，ユーザー（運転主体）と技術開発主体が同一であり，設計から建設，運転まで一貫した開発体制のもと，技術支援も受けやすく技術的課題やユーザーニーズにも即応できる体制が構築でき，統一的な目標の下にプロジェクト推進が可能であった。他方，実証炉計画においては原子力長計の中で，エンドユーザーとしての電気事業者，開発建設主体の電源開発，技術支援を行うサイクル機構とメーカーと三者の立場と役割が明確にされた。しかしながら，その後の原子力を取り巻く国内外のエネルギー需給（87年の日米原子力協定改定＝包括協定締結により軽水炉でのMOX利用に道が開ける）や社会環境の変化（高度成長期から低成長期へ）に，三者間で統一的な対応が取れなかったことも，計画の推進に大きく影響したものと思われる。

７．「ふげん」に続くもの

「ふげん」の開発を振り返ってみると，そこには当然ながら新しい技術へのチャレンジがあり，その課題に立ち向かう実証主義に基づく堅実な自主技術開発と積極的な技術情報分析があった。これが，「ふげん」が技術的に大きな失敗を経験しなかった大きな理由である。これを可能としたのは，当初から「産業化への橋渡し」を念頭に，設計から建設，運転と一貫した体制のもと，プロジェクトに携わった電気事業者，メーカー，研究機関などからの人的な協力をはじめ，国内の原子力技術の結集がほぼ満足すべき水準で行われたことにある。そして，新しい型の原子力発電所を自らの手で研究し，設計，建設して良好な運転実績を残したことが，どれだけこのプロジェクトに参集した技術者の自信につながり，わが国の原子力開発に大きな貢献を果たしてきたのか計り知れない。

2003年３月29日に「ふげん」は運転を終了したが，核燃料，核燃料サイクルを確立してプルトニウムを利用するというわが国の原子力利用の基本的な考え方は変わることはない。原子力の利用がエネルギー確保の単なる一選択肢ではなく，政策としてのセキュリティ確保の柱であるとの信念を思い起こせば，原子力黎明期の先達が原子力の自主開発路線を掲げた先見性が改めて評価される。現在，「ふげん」プロジェクトに参加したこれらの人々は，原子力をはじめわが国の基盤である科学工業技術を支える様々な分野の組織，企業体などで活躍されている。この人的財産を得たということも，また，「ふげん」プロジェクトの大きな成果であった。

ATR開発あるいは「ふげん」の開発，運転において培われた技術や育成された人材は，今後，軽水炉におけるプルサーマルそして高速増殖炉での利用へと引き継がれ，有効にいかされ役立てられていくものと確信する。

参考文献

１）「動力炉開発専門部会報告書，7，8，9」;1962.05.20
２）「原子力国内事情」；日本原子力産業会議，月刊，1964.10～1966.05
３）「欧米における動力炉開発」；原子力委員会動力炉開発調査団，1966.03

4）「PRESS SUMMARY」：Plenary Session 5, Advanced systems, IAEA International Conference on Nuclear Power Experience, 1982.09
5）「FUGEN：A MIRROR OF JAPAN'S NUCLEAR POLICY」；A.KRAMISH, RDA-TR-194203-002(REV. 2), 1980.01
6）島史朗；「新型転換炉の開発」，日本原子力学会誌，Vo.11, No.08

資料番号：20別冊ー2

技術報告

新型転換炉原型炉「ふげん」の運転実績

野田　正男　　高山　宏一　　坂本　　勉
大野　　巌　　中村　由夫

敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所

Operational Performance of the Fugen Nuclear Power Station

Masao NODA　Kouichi TAKAYAMA　Tsutomu SAKAMOTO　Iwao OHNO　Yoshio NAKAMURA

Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

「ふげん」は，1978年に初臨界を達成して以来25年間にわたり安定した運転を行い，この間の総発電電力量は219億2,400万kWh，発電時間は13万7,000時間，平均設備利用率は62％に達している。また，炉心に装荷したMOX燃料は772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，わが国において初めて核燃料サイクルの輪を完結させた発電炉である。

「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し，所要の設備取替，補修を実施してきた。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。これらの運転経験のうち，ATR型炉特有のものについては，ATR実証炉の設計根拠の裏付け，設計の改良等に反映した。

「ふげん」では，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に取り組んだ結果，良好な運転実績を残すことができた。

Fugen has been operating safely for 25 years, since it attained its first criticality in 1978. The total power generation during its operation was 21.9TWh, its generating duration was 137,000 hours, and the average utilization factor was at 62%. In addition, a total of 772 MOX fuels were used, making Fugen the world's biggest utilizer, which demonstrates its safe and stableuse. At the same time, Fugen is the first reactor to complete the nuclear fuel cycle in Japan. To improve the safety and reliability of Fugen after commencement of commercial operation, equipment and water quality were improved, and radiation exposure reduced. Equipment was also replaced and mended to maintain the integrity of plant as a countermeasure against aged deterioration. Although there have been a number of problems and accidents, including plant shutdowns through operation, there is no essential problem that originates in the ATR design. The ATR features among these operational experiences were utilized in proof of designing feasibility and improvements of ATR demonstration reactor. Favorable achievements in Fugen attribute to the facilities and the management based on many years of operational experience and to the technological developments for the problems, which are peculiar to the ATR reactor.

キーワード

新型転換炉，運転実績，発電実績，事故・故障，プルトニウム，MOX燃料，定期検査，計画外停止，設備改善

Advanced Thermal Reactor, Operational Achievements, Generating Achievements, Trouble and Accident, plutonium, MOX, Periodical Inspection, Unscheduled Shutdown, Improvement of Equipment

野田　正男
副所長
ふげん発電所の運転及び設備の保守に関する業務の統括に従事
第1種電気主任技術者，第1種放射線取扱主任者

高山　宏一
保修課長
ふげん発電所設備の保守に関する業務に従事

坂本　　勉
保修課 課長代理
ふげん発電所設備の保守に関する業務に従事

大野　　巌
発電課 技術主幹
ふげん発電所の運転に関する発電課運転員の教育に関する業務の統括に従事

中村　由夫
技術課 課長代理
ふげん発電所の運転に関する技術的検討の統括に従事

１.「ふげん」運転実績

1.1　運転実績

「ふげん」は，重水減速沸騰軽水冷却型炉（ATR）の原型炉として，1978年３月20日の初臨界以降，25年間の運転を通して新型転換炉の技術開発を実証する役割を果たしてきた。また，あわせて設備の維持・改善及び運転管理の充実を図る等，発電所の信頼性向上のための取り組みを行い，安全・安定運転に努めてきた。

運転を終了した2003年３月29日までに装荷した燃料集合体総数1,459体のうちMOX燃料は772体を占めており，核分裂性プルトニウム約1,355kgを含む約1,845kgのプルトニウムを装荷している。これは，発電用熱中性子原子炉での実績としては世界にほかに類をみない実績となっている。また，1988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プルトニウムを再利用し，わが国において初めて核燃料サイクルの輪を完結させる等，プルトニウムの本格利用について先導的に具現化，実証し，プルトニウムの平和利用に対する国内外の理解を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，補修を実施してきた。

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，同様事象の再発防止に努めてきた。

1978年の初送電以降，2003年３月29日までの総発電電力量は，219億2,400万kWh，総発電時間は，13万7,000時間，平均設備利用率は約62%（本格運転以降の累計）に達した。

ここでは，運転実績について，以下のとおり調査し，分析した。

(1) 発電実績の推移にて，年度ごとの発電電力量，設備利用率及び定期検査ごとの定期検査日数の推移。

(2) 事故・故障等の推移にて，年度ごとの事故・故障等の報告件数及び計画外停止回数の推移。

(1) 発電実績の推移

発電電力量及び設備利用率の年度推移及び定期検査日数の推移をそれぞれ，図１，図２に示す。総発電電力量は219億2,400万kWh，総発電時間は，13万7,000時間，平均設備利用率は約62%，平均定期検査日数は113日（計画日数）である。

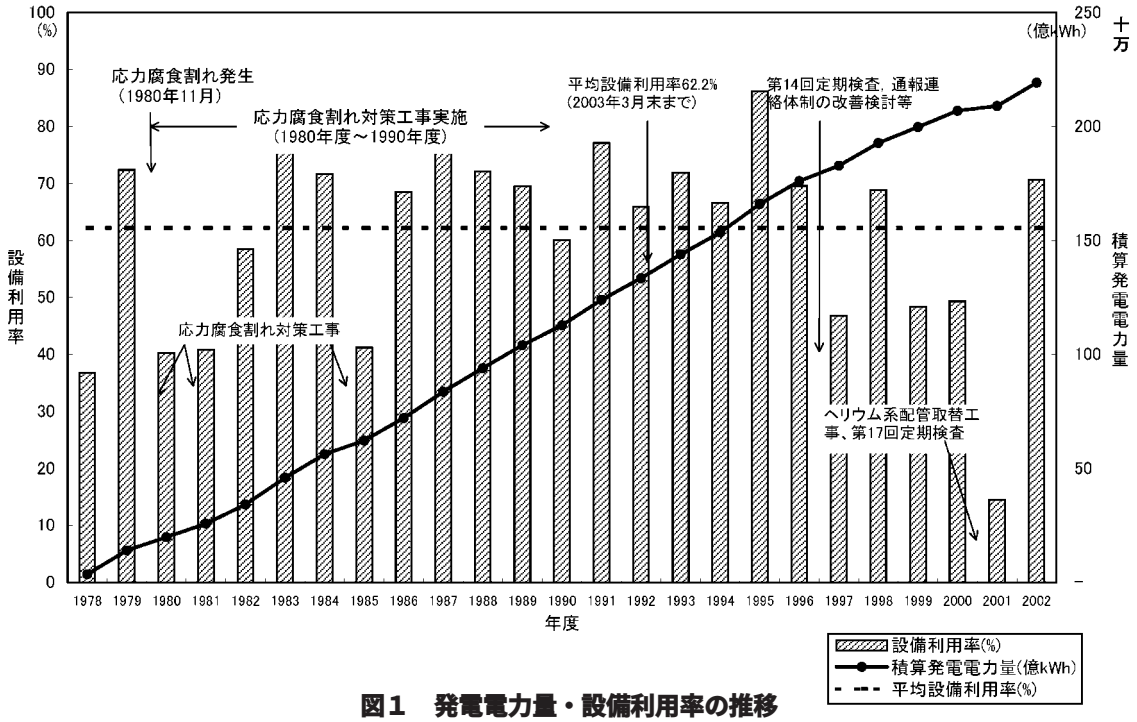
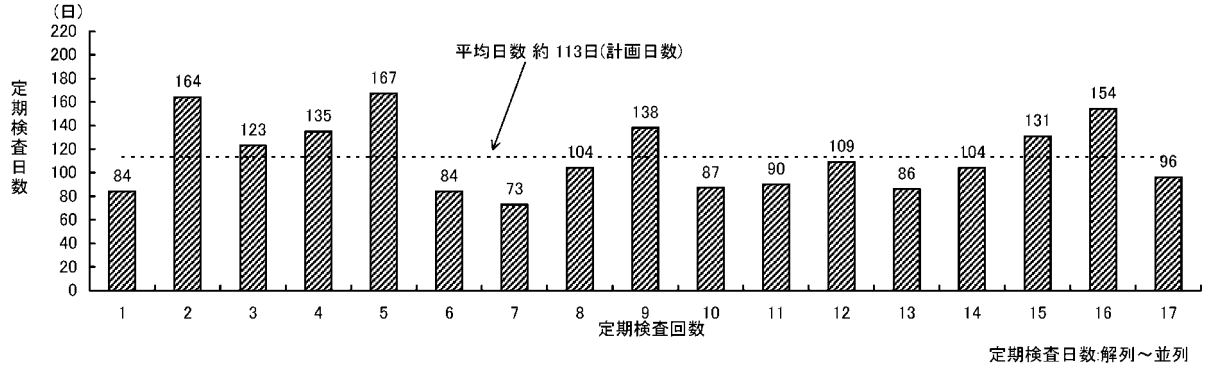


図１　発電電力量・設備利用率の推移



定期検査回数	解列～並列日(計画)	定期検査日数		定期検査の特徴
		計画日数	実績日数	
第１回	1980．２．１～1980．４．24	84	84	初回の定期検査工事のため、可能な限り多くの設備の点検を実施
第２回	1981．４．20～1981．９．30	164	174	余熱除去系配管等にSCCが発見され，それに対する対策工事を計画的に実施することとした
第３回	1982．９．24～1983．１．24	123	123	D-原子炉再循環ポンプインターナルの分解点検を行い，健全性を確認
第４回	1984．２．15～1984．６．28	135	135	第１回圧力管モニタリング（内径測定，内表面検査，UT等）を実施
第５回	1985．７．３～1985．12．16	167	172	重水系機器の内部点検及び原子炉冷却系Ａループ配管取替工事を実施
第６回	1987．１．７～1987．３．31	84	84	発電機の分解点検を実施，圧力管の軸方向の伸び測定を実施
第７回	1988．４．16～1988．６．27	73	73	最短工程で定期検査を実施
第８回	1989．７．16～1989．10．30	104	104	Ａ系再循環ポンプの分解点検，原子炉冷却系Ａループの化学除染，第２回圧力管モニタリングを実施
第９回	1990．12．14～1991．４．30	138	138	原子炉冷却系Ｂループの化学除染及び配管取替工事を実施，SCC対策工事が終了
第10回	1992．４．26～1992．７．21	87	87	第３回目の圧力管モニタリングを実施
第11回	1993．８．18～1993．11．15	90	91	改定した長期定期検査計画に従って点検を実施
第12回	1995．１．６～1995．４．24	109	110	第４回目の圧力管モニタリングを実施，タービン制御装置(EHC)更新
第13回	1996．４．22～1996．７．16	86	86	タービン精密点検を実施
第14回	1997．８．７～1997．11．18	104	140	第５回目の圧力管モニタリングを実施
第15回	1999．１．８～1999．５．18	131	207	Ｂループ原子炉再循環ポンプの分解点検及び原子炉冷却系Ｂループの系統化学除染を実施
第16回	2000．７．26～2000．12．26	154	154	Ａループ原子炉再循環ポンプの分解点検及び原子炉冷却系Ａループの系統化学除染を実施
第17回	2002．１．７～2002．４．12	96	96	第６回目の圧力管モニタリングを実施

図２　定期検査日数の推移

設備利用率の年度推移及び定期検査日数の推移の概要は，以下のとおりである。

① 「ふげん」は，定期検査のほかに燃料交換のための中間停止を行うことを運転の基本パターンとしている。このため，設備利用率は中間停止を行わない場合に比べて低くなる。中間停止を行う理由は，以下のとおりである。

ａ．運転サイクル中の燃料取替回数を増やし，取出燃料の平均燃焼度を増加させることによって装荷燃料体数が減少し，その結果，燃料関係費を減らすことができる。

ｂ．「ふげん」の場合，軽水炉やATR実証炉に比較して取出燃料の燃焼度が低く，単位燃焼度あたりの燃料関係費が高いため，売電収入に対する燃料関係費の割合が大きい。

ｃ．このため，「ふげん」では，燃料取替のための中間停止を行った場合，燃料関係費の節減が停止運転期間の減少による売電収入の減少を上回る。

② 1980年11月，余熱除去系の配管に応力腐食割れ（SCC）が発見され，この対策のために1981年10月まで約１年間停止した。

このため，1980年度と1981年度の設備利用率が低い値となった。

③　1984年度は，1984年７月から1985年７月までATRの運転信頼性を実証するための12ヵ月連続運転を実施した。

④　1985年度は，第５回定期検査において原子炉再循環系Ａループについて材料取り替えを行ったこと，重水系機器の重点点検を実施したこと，事故・故障等が多く発生したことから，定期検査日数が172日と長くなり，設備利用率が低い値となった。

⑤　1986年度以降の設備利用率は比較的高く，順調に運転を継続している。

特に，1995年度においては，定期検査のための停止期間が少なかったこと，事故・故障等の発生がなかったことから，年度設備利用率は過去最高の86.2%となった。

⑥　1997年度は，以下の事故・故障等が発生したため，設備利用率が低い値となった。

ａ．４月に重水精製装置からの重水微量漏えいが発生し，大臣から停止命令を受けたため約1.5ヵ月プラントを停止した。

ｂ．第14回定期検査において，中性子検出器の先端部が脱落しているのが発見され，当該検出器をはじめ類似の検出器についても取り替えたため，約１ヵ月点検工程を延長した。

⑦　1999年度から2000年度は，定期検査期間が長かったこと，事故・故障等による停止期間が長かったため設備利用率が低い値となった。

ａ．第15回定期検査（1999年度）においてＢループ原子炉再循環ポンプの分解点検及び系統化学除染を行った。（131日）

ｂ．Ｂ原子炉再循環ポンプの試運転中にポンプの構成部品の組み立て不良に起因した不具合が発生した。

ｃ．重水精製装置Ⅱ（RI施設）からの重水漏えいに関する原因調査及び対策実施のために76日を要した。

ｄ．1999年10月，シールプラグのシールエレメントと圧力管シール面との間へのクラッド挟み込みによるシール機能低下により，約１ヵ月プラントを停止した。

ｅ．2000年４月，原子炉起動時，制御棒位置指示計の不良に関する原因調査，対策実施のため25日要した。

ｆ．第15回定期検査と同様にＡループ原子炉再循環ポンプの分解点検及び系統化学除染を行ったため，予定期間が計画段階から長かった。（154日）

⑧　2001年度については，以下のことから設備利用率が低い値となった。

ａ．2001年５月にヘリウム系配管からのヘリウム漏えいが生じたため，計画停止開始を約20日早めて実施した。

ｂ．ヘリウム漏えいの原因調査と対策検討に長期間（約7.5ヵ月）要した。

ｃ．計画停止に引き続き第17回定期検査を実施した。

以上，本格運転開始当初はSCC対策として原子炉冷却系配管取り替え等の改造工事を実施したことや事故・故障等により設備利用率が低い値を示した。また，1997年度以降は原子炉再循環ポンプの分解点検，圧力管モニタリング等のため計画段階から定期検査期間が長かったこと，トラブル等により定期検査終了が延長となったことから設備利用率が低くなった。しかしながら，標準的な点検を行ったときの定期検査日数はほぼ90日であり，「ふげん」が運転を開始した当初の目標であった「軽水炉並の約90日の定期検査工程の実証」を達成した。

(2) 事故・故障等の推移

本格運転開始以降，2003年３月末までに国へ報告した事故・故障等の件数の推移は，図3.1，3.2及び図４に示すとおりであり，原子炉等規制法又は電気事業法に基づく報告件数32件，科学技術庁長官通達等又は通商産業省資源エネルギー庁長官通達に基づく軽微な事故報告件数24件の累計56件である。

計画外停止回数の年度推移については，図５及び図６に示すとおり，本格運転開始から2003年３月末までの累計で27回である。

なお，いずれの事故・故障等についても，放射能による原子力発電所周辺環境への影響はなかった。

本格運転開始以降の事故・故障等の推移は以下のとおりである。

①　法律に基づく事故・故障等の報告件数は，図3.1及び図４に示したように，1979年の運転開始以降，1988年までの10年間の報告件数は16件で年度平均1.6件であったが，1989年度以降は，年度平均約１件となっている。

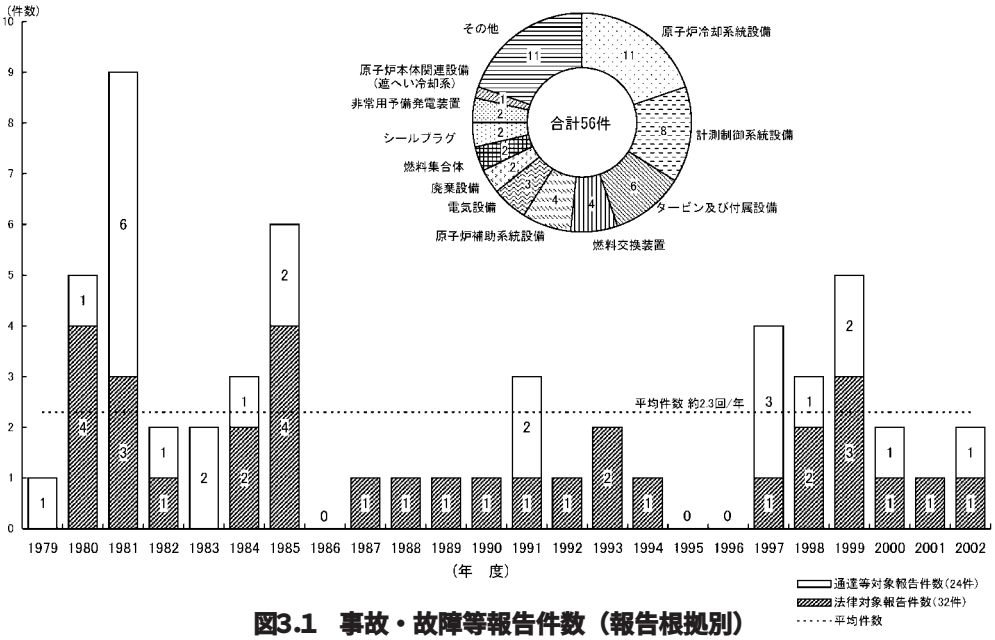


図3.1　事故・故障等報告件数（報告根拠別）

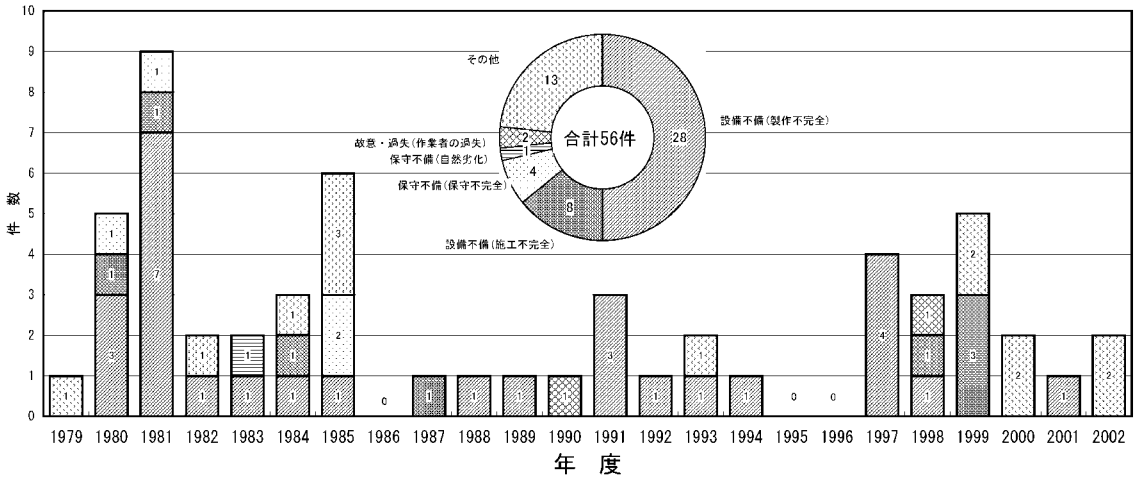


図3.2　事故・故障等報告件数（原因別）

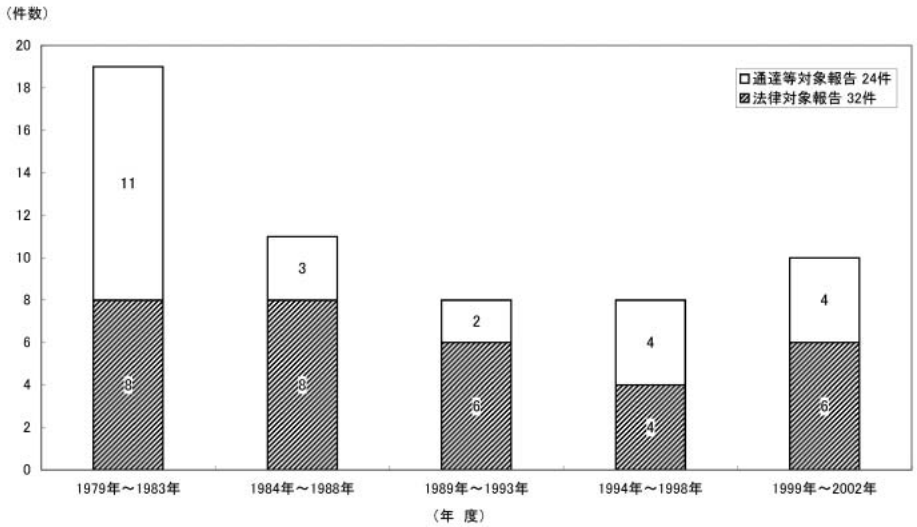


図4　事故・故障等報告件数（５年ごと）

1988年までの10年間の主なトラブルとしては，1970年代後期にBWRプラントでも経験したステンレス配管の応力腐食割れ（原子炉冷却材圧力バウンダリ配管），クラッドに起因した燃料交換装置の故障，計測制御系統設備の故障による原子炉自動停止があった。これらについては，再発防止の観点から計画的に原子炉冷却材圧力バウンダリ配管材料を耐応力腐食割れに優れた材料へ取り替えた。また，計測制御系等設備についてもその都度水平展開を図って検討し，同様事象によるトラブルの再発防止に努めた。燃料交換装置については装置内へのクラッドの侵入防止対策等，種々の対策を実施した。燃料交換装置の不具合については，ATR実証炉の燃料交換機の設計に反映し，軸受部への注水を行う設計とする等，「ふげん」の経験を反映した。

1989年度以降の主要なトラブルとしては，製作，施工不完全に起因した設備の故障や原子炉自動停止，ヒューマンエラーに起因した原子炉

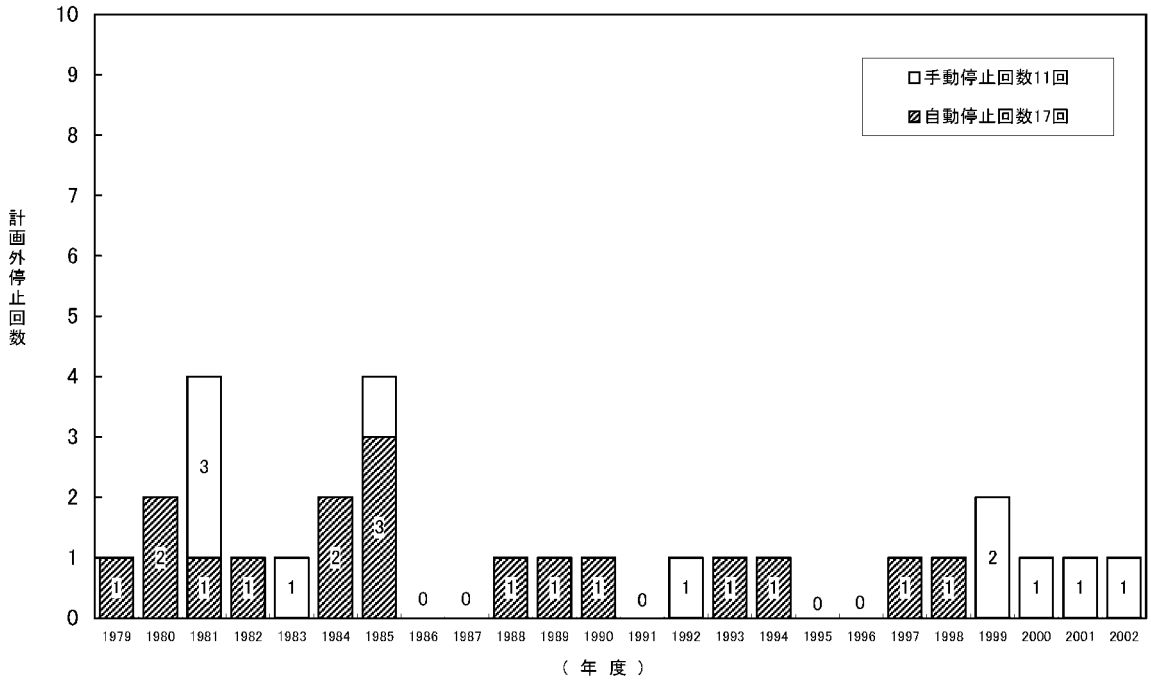


図５　計画外停止回数の年度推移

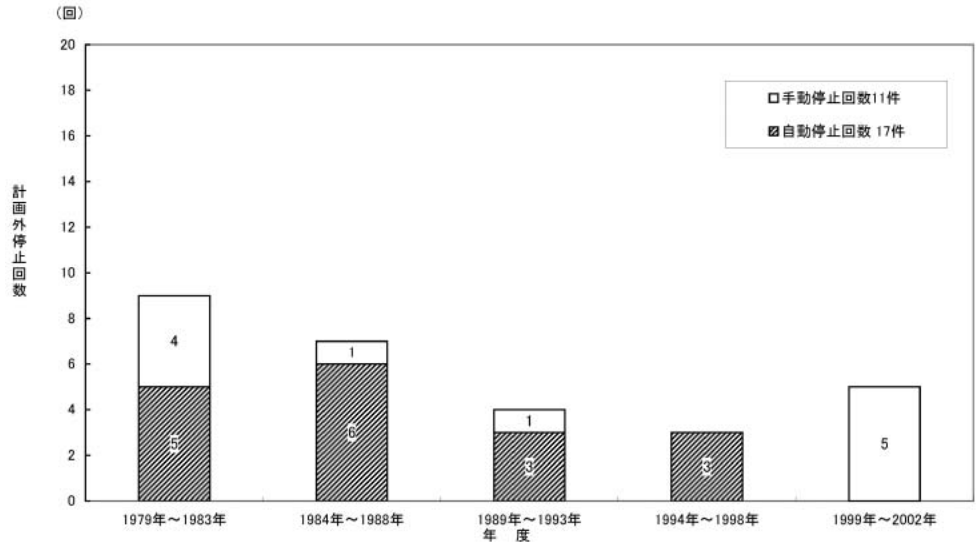


図６　計画外停止回数の推移（５年ごと）

自動停止があった。これらについては，タービン制御系（EHC）をディジタル三重化とし，信頼性向上を図るとともに，不具合が発生した部位の形状，材質変更を行った。また，ヒューマンエラー再発防止対策として，所内にヒューマンエラー再発防止に取り組む組織を設置し，取り組みの充実を図った。

② 科学技術庁長官通達等又は通商産業省資源エネルギー庁長官通達に基づく軽微な故障等の報告件数については，図3.1，3.2及び図４に示したように，運転開始から累計して24件である。これについても，運転開始当初は発生件数も多かったが，1989年以降では年度平均約0.7件となっている。

近年の報告件数をみた場合，1991年度，1997年度及び1999年度に通達に基づく報告件数が増加した。これらについては，いずれも設備不備（製作不完全，施工不完全）によるものであった。また，1997年度の３件のうち２件は，圧力管検査のための検査装置の不備による原子炉冷却材の漏えいとＲＩ施設である「重水精製装置」におけるブレードホースからの重水の微小漏えいであり，1999年度の２件のうち１件は「重水精製装置」における重水の微小漏えいであり，原子炉施設本体の故障によるものではなかった。

③ 計画外停止回数については，図５及び図６に示したように運転開始後，1988年度までの10年間の累計は15回であり，その内訳は自動停止11回，手動停止４回となっている。1989年度以降，2003年３月末までの約15年間の累計は12回であり，近年では自動停止の回数は減少してきている。これは，タービン制御系（EHC）のディジタル三重化，原子炉給水制御系のディジタル化等の信頼性向上のための設備改善や，点検計画に基づく設備の点検の成果であると考えられる。

④ 発生設備別では，図3.1に示したように，原子炉冷却系統設備，計測制御系統設備，タービン及び付属設備で全体のほぼ半数を占めた。この傾向は，実用炉*と同様であり重水炉に特有なものではない。

なお，運転開始以降の事故・故障等の年度平均件数は，約2.3件である。

以上，事故・故障等は本格運転開始後，早い時期に比較的多く発生したが，いずれも発生の都度，設備面及び管理面についての再発防止対策を行うとともに，「ふげん」のみならず他プラントの運転経験の反映，予防保全対策の実施等を積極的に実施した結果，近年ではその発生件数が減少してきているものと考えられる。

また，運転終了までの法律に基づくもの及び通達等に基づくトラブルの報告事項は56件となっている。これについては，「ふげん」と同時期に発電を開始した実用炉*と比較した場合，「ふげん」と同等の件数となっているプラントもあることから，「ふげん」での事故・故障等の発生件数が特に多いということはない。

＊：原子力施設運転管理年報

参考文献

1）金子他：新型転換炉ふげん発電所の定期検査，動力炉技報，No.45，1983

2）村松他：新型転換炉ふげん発電所の保守管理，動燃技報，No.60，1986

3）池田他：「ふげん」における開発成果，動燃技報，No.100，1996

資料番号：20別冊ー3

技術報告

プルトニウム利用技術の確立及び実証

飯島　隆　片野　好章　久芳　明慈*　清水　武範*1

敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所
＊東海事業所　プルトニウム燃料センター　技術部
*1東海事業所　再処理センター　技術部

Establishment and Demonstration of Plutonium Utilization Technology

Takashi IIJIMA　Yoshiaki KATANO　Meiji KUBA*　Takenori SHIMIZU*1

Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office
*Technical Administration Division, Plutonium Fuel Center, Tokai works
*1Technology Co-ordination Divistion, Tokai Reprocessing Center, Tokai works

新型転換炉（ATR）原型炉「ふげん」は1978年3月に22体のMOX燃料で初臨界を達成して以降，これまでの約25年間に772体のMOX燃料（金属燃料にして約1,850kgのプルトニウムを含む）及び687体のウラン燃料を装荷して運転を継続してきた。「ふげん」は全炉心にMOX燃料を装荷することが可能であり，プルトニウムの需給状況に応じて柔軟にMOX燃料の装荷比率を変え，全炉心に対するMOX燃料の装荷比率の実績は34%～72%まで変化しており，プルトニウム利用の柔軟性を実証した。

また「ふげん」でのプルトニウムの本格利用の成功だけでなく，東海再処理工場で軽水炉燃料から回収したプルトニウムの利用や「ふげん」自身の使用済MOX燃料から回収されたプルトニウムの再利用により，国内でのプルトニウムリサイクルの輪を初めて完結し，さらには軽水炉燃料から回収された減損ウランや人形峠濃縮プラントで回収された劣化ウランをMOX燃料に再利用し，ウランサイクルの輪も完結させるという，まさにわが国の原子力政策の基本である核燃料サイクルの確立を体現する大きな成果と考える。

The prototype ATR - the Fugen Nuclear Power Station (NPS) attained its first criticality in 1978 and has been operated safely and reliably for twenty-five years, demonstrating the soundness of the concept and the quality of the basic design of this reactor. In the early cores of the Fugen NPS, the plutonium came from reprocessed fuel in overseas countries and then from a Japanese conventional thermal reactors program. In July 1988, MOX fuel, which contained plutonium recovered from Fugen's own spent MOX fuel, was reloaded into the core, demonstrating the complete nuclear fuel cycle in Japan.

This indicates not only the success of full-scale plutonium utilization at Fugen, but also the completion of the plutonium cycle in Japan by utilizing plutonium recovered from LWR fuel at the Tokai reprocessing plant and reusing plutonium recovered from Fugen's spent MOX fuel. Furthemore, depleted uranium recovered from LWR fuel and tail uranium from the enrichment plant in Ningyo-toge works was reutilized for MOX fuels to complete the Uranium cycle. These great achievements embody the establishment of the nuclear fuel cycle, which has been the fundamental nuclear energy policy in Japan.

キーワード

ATR，ふげん，プルトニウム，MOX燃料利用実績，炉心管理，炉心特性，MOX燃料製造，MOX燃料再処理，核燃料サイクル，軽水炉

ATR, Fugen, Plutonium, Achievemnet of MOX Fuel Utilization, Core Management, Core Characteristics, Facility of MOX Fuel, Reproccessing of MOX Fuel, Nuclear Fuel Cycle, LWR

飯島　隆
技術主幹
「ふげん」の炉心・燃料管理業務を統括
原子炉主任技術者，第1種放射線取扱主任者，核燃料取扱主任者

片野　好章
技術課チームリーダ
技術員
「ふげん」の炉心管理業務に従事

久芳　明慈
管理課
副主任研究員
MOX燃料製造技術の開発に従事
第1種放射線取扱主任者，核燃料取扱主任者

清水　武範
管理課チームリーダ
副主任技術員
予算要求，執行管理等に従事

１．総論

「ふげん」におけるMOX燃料の使用実績は，772体にのぼり，プルトニウム量にして約1,850kgであった。これは世界の熱中性子炉に装荷された全MOX燃料集合体数の約１／５に相当し，1基の発電炉における装荷実績としては世界最高の実績を挙げた[1)]。

「ふげん」は自主開発によるATR原型炉であり，炉心管理についても「ふげん」独自に行ってきた。

MOX燃料装荷炉心の炉心管理[2), 3), 4)]においては取替炉心の安全性を確認し，燃料の健全性を確保するという観点から，計画作成・運転監視・評価を繰り返し行いプラント状態に応じた迅速な対応を図ってきた。また，各サイクルの運転データを使用して各種計算コードの精度評価を行いコードの改良等により解析精度の維持・向上に努めてきた。これらの実績を通してMOX燃料をウラン燃料と同等に扱えることを実証するとともに，MOX燃料装荷炉心の炉心管理技術を確立した。

東海事業所プルトニウム燃料センターのATRラインにおける「ふげん」用MOX燃料の製造実績は，累計で約139トンMOX，773体であった。またペレット収率についても90%以上という高率で製造できた。「ふげん」に装荷された772体のMOX燃料集合体を含むATRラインで製造したすべてのMOX燃料には１体の燃料破損も生じていない。また1987年には，「ふげん」使用済MOX燃料から回収したプルトニウムを「ふげん」用燃料として製造し，翌1988年「ふげん」の炉心に装荷した。これにより「ふげん」を通した核燃料サイクルの輪が完結し，プルトニウムリサイクル技術の確立を実証した。これらの開発と製造実績の中で蓄積した技術は，軽水炉のMOX燃料製造に生かされるよう技術協力が進められている。

2002年７月までの東海事業所再処理施設における「ふげん」の使用済燃料の再処理量は，累積約70トンに達した。また「ふげん」MOX燃料（タイプA）については1986年及び1996年にそれぞれ約５トンの計約10トンを再処理した。再処理施設で回収した全プルトニウムの約４分の１は「ふげん」のMOX燃料として利用された。「ふげん」の運転とあわせて再処理施設も実績を積み重ね，再処理技術，臨界安全管理技術，保障措置システム技術など関連技術を蓄積した。

以上のように「ふげん」の約25年間に及ぶプルトニウムの本格利用実績は，それを支えるプルトニウム燃料開発・製造技術，再処理技術など核燃料サイクル基盤技術をわが国に定着させる原動力となるとともに，我が国のプルトニウム利用の先駆的役割を果たし，プルトニウムの平和利用に対する国内外の理解を深めるために大きく貢献し，1990年７月には米国において動燃事業団が核物質管理学会賞の特別賞（Special Award）を受賞したことは，非核保有国である我が国の核不拡散と核物質の平和利用への取り組みが国際的にも評価されたものと考える。

２．プルトニウム利用実績

2.1　MOX燃料利用実績

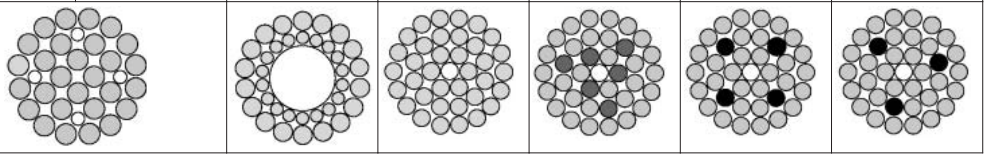
「ふげん」初装荷炉心では，炉心全燃料集合体224体のうち96体のMOX燃料集合体を装荷した。以後，33回の燃料取替を実施し，MOX燃料772体（照射試験用燃料11体含む），ウラン燃料687体（特殊燃料28体含む）の合計1,459体を装荷した。これらのうち，ウラン燃料（特殊燃料）については2002年４月に１体の燃料破損を経験したが，MOX燃料については１体の燃料破損も発生しなかった。

「ふげん」では，標準燃料であるMOX燃料及びウラン燃料並びに圧力管サーベランス試験片入りのキャプセルを内蔵した特殊燃料を使用してきた。これらドライバー燃料以外には照射試験用として，実証炉用燃料開発のための照射用36本燃料，実証炉用燃料開発と出力急昇時の燃料・被覆管相互作用（PCI）を低減させ高性能化を目指した照射用セグメント燃料，実証炉用に高燃焼度化を図った照射用ガドリニア燃料を装荷し，照射試験を実施した。これら「ふげん」燃料の主要仕様を表１に示す。

これまでの運転を通したMOX燃料の炉心内構成比率（炉心装荷割合）は最小が第４サイクルの約34%，最大が第16サイクルの約72%，平均で約53%であった。第16サイクル炉心における燃料構成を図１に，「ふげん」運転開始から終了までの各サイクルのMOX燃料の使用実績及びMOX燃料装荷割合を図２に示す。

第３回燃料取替時からは，燃料の経済性向上の観点から燃焼度を上げるため，核分裂性物質量を初期の約1.4～1.5%（タイプA燃料）から約1.9～2.0%（タイプB燃料）に増加させた燃料集合体を

表１　「ふげん」燃料の主要仕様

種類／項目		標準燃料				特殊燃料		照射用燃料			
		MOX燃料		ウラン燃料		特殊燃料		36本燃料	セグメント燃料	ガドリニア燃料	
		タイプA	タイプB	タイプA	タイプB	タイプA	タイプB	－	－	タイプⅠ	タイプⅡ
ペレット	材質	ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット		二酸化ウラン焼結ペレット		二酸化ウラン焼結ペレット		ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット	ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット	ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット及びガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレット	
	外径 形状	約14.4mm 両端球面ディッシュ・チャンファ付		約14.4mm 両端球面ディッシュ・チャンファ付		外層：12.8mm 内層：8.3mm 両端球面ディッシュ・チャンファ付		約12.4mm 両端球面ディッシュ・チャンファ付	約12.4mm 両端球面ディッシュ・チャンファ付及びチャンファ付中空ペレット	約12.4mm 両端球面ディッシュ・チャンファ付	
	高さ 初期密度	約18mm 理論密度の約95%		約18mm 理論密度の約95%		外層：約13mm 内層：約9mm 理論密度の約95%		約13mm 理論密度の約95%	約13mm 理論密度の約95%	約13mm 理論密度の約95%	
	核分裂物質量（wt%）	内層：約1.5 中間：約1.5 外層：約1.3	内層：約2.3 中間：約2.3 外層：約1.8	内層：約1.5 中間：約1.5 外層：約1.5	内層：約1.9 中間：約1.9 外層：約1.9	内層：約2.5 外層：約1.5	内層：約3.2 外層：約1.9	内層：約3.2 中間：約3.2 外層：約1.7	内層：約3.7 中間：約3.7 外層：約2.2	平均約3.5	平均約3.2
被覆管	材質	ジルカロイ－2		ジルカロイ－2		ジルカロイ－2		ジルカロイ－2	ジルカロイ－2及びジルコニウムライナ付ジルカロイ－2	ジルカロイ－2及びジルコニウムライナ付ジルカロイ－2	
	外径 肉厚	約16.5mm 約0.9mm		約16.5mm 約0.9mm		外層：約13.0 内層：約8.5 外層：約0.8 内層：約0.6		約14.5mm 約0.9mm	約14.5mm 約0.9mm	約14.5mm 約0.9mm	
燃料棒	有効長さ ヘリウム封入圧	約3.7m 約1.0kg/cm²・a		約3.7m 約1.0kg/cm²・a		約3.5m 約1.0kg/cm²・a		約3.6m 約3.0kg/cm²・a	約3.6m 約3.0kg/cm²・a	約3.6m 約3.0kg/cm²・a	
燃料集合体	形式 全長 外径 燃料棒数	三層同心円状クラスタ形 約4.4m 約112mm 28本		三層同心円状クラスタ形 約4.4m 約112mm 28本		二層同心円状クラスタ形 約4.4m 約112mm 28本		三層同心円状クラスタ形 約4.4m 約112mm 36本	三層同心円状クラスタ形 約4.4m 約112mm 36本	三層同心円状クラスタ形 約4.4m 約112mm 36本	
設計条件	最高燃焼度	約20,000MWd/t		約20,000MWd/t		約30,000MWd/t		約35,000MWd/t	約30,000MWd/t	約40,000MWd/t	約30,000MWd/t
	最大線出力密度	574W/cm (17.5kW/ft)		574W/cm (17.5kW/ft)		492W/cm (15.0kW/ft)		492W/cm (15.0kW/ft)	394W/cm (12.0kW/ft)	492W/cm (15.0kW/ft)	427W/cm (13.0kW/ft)
断面図											

装荷した。

「ふげん」に装荷したプルトニウムの総重量はメタル換算で約1,850kgであり，そのうち核分裂性プルトニウムの累積量は約1,360kgであった。

使用済燃料の取出燃焼度については，タイプB燃料集合体の使用により第７回燃料取替時から取出燃焼度は増加し，「ふげん」標準燃料の取出平均燃焼度は約12,880MWd/tとなり，最大値は19,617MWd/tであった。またMOX燃料とウラン燃料の取出燃焼度については有意な差が生じておらず，同程度の取出燃焼度を達成した。

照射用燃料の照射データについて表２に示す。

(1) 照射用36本燃料

「ふげん」では実証炉用燃料の照射特性を確認するため，1985年12月（第９サイクル）より照射用36本燃料３体を装荷し，そのうち１体は1990年度の計画停止時に，残りの２体については1992年度の第10回定期検査時に取り出された。なお，これらの燃料については，定期検査ごとに炉心より取り出して中間検査（外観・寸法検査等）を実施

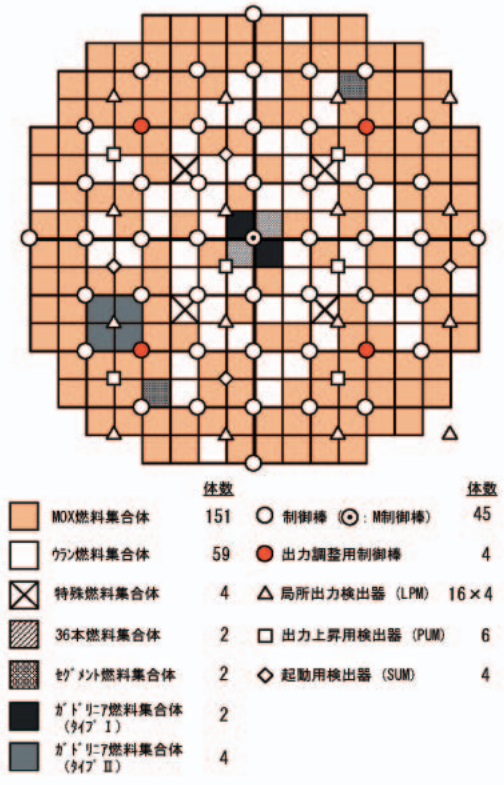


図１　第16サイクル炉心における燃料構成

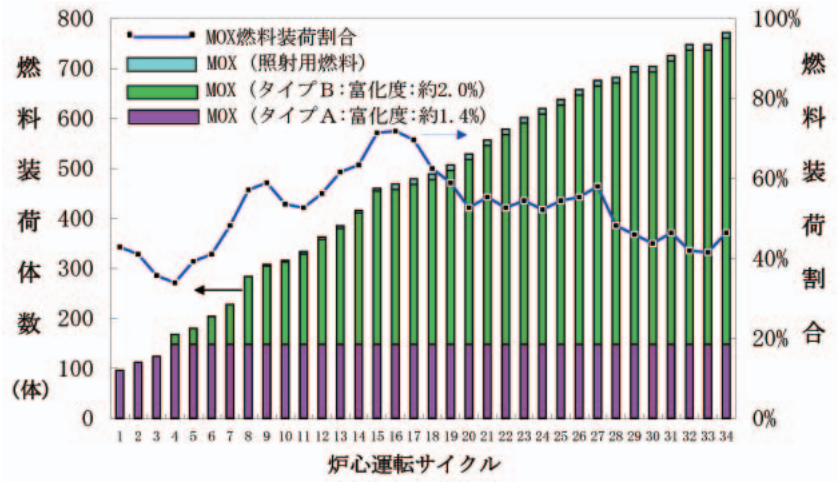


図２　「ふげん」におけるMOX燃料使用実績

表２　照射用燃料の照射データ

燃　料　種　別	燃料番号	炉心装荷位置	照 射 期 間	照射サイクル	到達燃焼度（MWd/t）
照　射　用　36　本　燃　料	PPFE03	19－69	1985年12月17日 ～1992年４月26日	第９サイクル ～第18サイクル	33,032
	PPFE04	21－69	1985年12月17日 ～1990年５月14日	第９サイクル ～第15サイクル	25,125
	PPFE05	21－71	1985年12月17日 ～1992年４月26日	第９サイクル ～第18サイクル	33,068
照射用セグメント燃料	PPFE06	13－59	1987年３月30日 ～1993年２月10日	第11サイクル ～第19サイクル	26,347
	PPFE07	27－81	1987年３月30日 ～1990年12月14日	第11サイクル ～第16サイクル	18,226
照射用ガドリニア燃料（タイプⅠ）	PPFE08	19－71	1990年６月４日 ～1994年12月24日	第16サイクル ～第22サイクル	29,501
	PPFE09	21－69	1990年６月４日 ～1997年１月13日	第16サイクル ～第25サイクル	39,821
照射用ガドリニア燃料（タイプⅡ）	PPFE10	11－65	1990年６月４日 ～1995年11月２日	第16サイクル ～第23サイクル	28,325
	PPFE11	09－65	1990年６月４日 ～1995年11月２日	第16サイクル ～第23サイクル	25,654
	PPFE12	09－63	1990年６月４日 ～1995年11月２日	第16サイクル ～第23サイクル	23,584
	PPFE13	11－63	1990年６月４日 ～1995年11月２日	第16サイクル ～第23サイクル	26,830

した。図３に燃料集合体伸びの燃焼度依存性を示した。その結果，伸び等の照射に伴う燃料挙動は，標準燃料と同様な傾向を示し異常な挙動はなかった。

(2) 照射用セグメント燃料

照射用セグメント燃料は，原子炉出力上昇により生じるPCIを低減させ原子炉出力上昇率の制限を緩和させることを目的とした高性能燃料の開発のために，「ふげん」でベース照射した後に照射試験炉で出力急昇試験等が実施できるように工夫した燃料である。当該燃料はジルコニウムライナ付被覆管とペレットの中心に貫通孔を設けた中空ペレット等を組み合わせた試験用短尺燃料棒（セグメント燃料棒）を36本クラスタ型MOX燃料集合体に組み込んだ燃料であり，1987年３月（第11サイクル）より２体を「ふげん」に装荷しベース照射を行なった。そのうち１体は1990年の第９回定期検査時に取り出し，残りの１体は1992年度計画停止時に取り出した。

取り出した燃料については照射後試験を実施するとともに，セグメント燃料棒については照射試験炉において出力急昇試験を行い，負荷変動時等

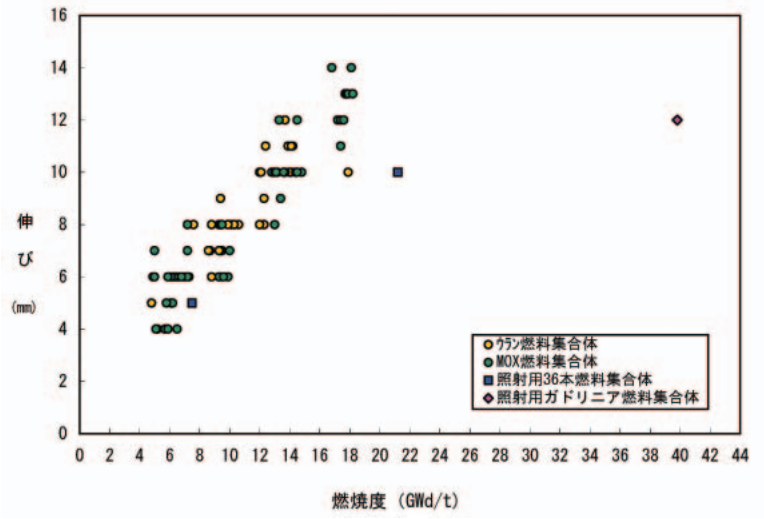


図３　燃料集合体伸びの燃焼度依存性

の燃料性能について確認した。ここで得られたデータはATR燃料設計コードに反映した。

(3) 照射用ガドリニア入り燃料

照射用ガドリニア入り燃料は，高燃焼度化を図った実証炉の取替燃料として計画された燃料であり，高燃焼度での燃料健全性及びガドリニアの燃焼特性確認のため1990年６月（第15サイクル）に装荷した。照射用ガドリニア入り燃料はタイプⅠとタイプⅡがあり，その炉心装荷位置は，それぞれ以下のように照射目的にあわせて，タイプⅠ燃料については炉心中央部に，タイプⅡについては炉心を四等分した第一領域の中心部にある局部出力検出装置（以下，LPM：Local Power Monitorと略す）を囲む位置とした。

タイプⅠ燃料については，燃焼途中及び燃焼後の健全性を評価するために照射後試験（以下，PIE：Post Irradiation Examinationと略す）に供する燃料として，寿命を通じて比較的高い線出力密度で照射でき，M制御棒で期待する線出力に調整可能であり，かつ燃焼途中での１体取出し後も領域出力のバランスに与える影響が小さい位置として炉心中央部に決定された。

タイプⅡ燃料については，炉心の第１領域に偏在させ，当該領域の固有値変化からガドリニア燃料の燃焼特性を評価する趣旨で，第１領域の中央部のLPM10-64を囲む位置が設定された。

2.2　プルトニウムリサイクル技術の実証

「ふげん」はATRの原型炉としてATRプラントシステムの成立性を実証するとともに，プルトニウム利用を含む我が国の核燃料サイクル技術の確立と向上を図るという重要な役割を果たしてきた。

プルトニウム利用の実用化には，

①原子炉におけるMOX燃料利用技術

②MOX燃料製造技術と検査技術

③MOX燃料輸送

④MOX燃料再処理技術

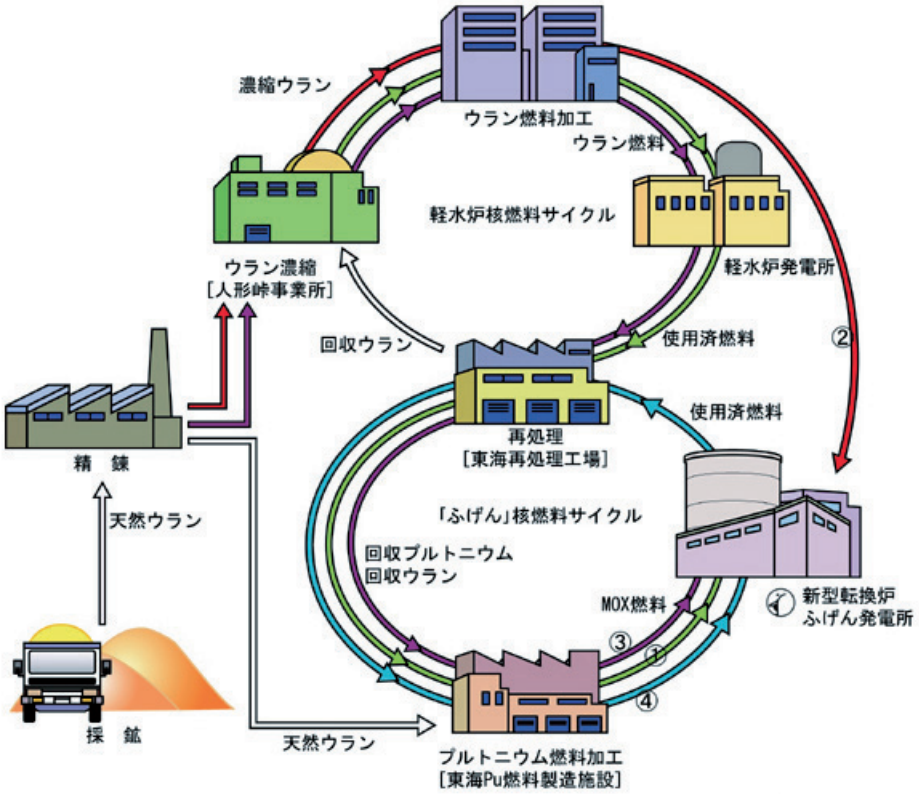
等が重要であるが，「ふげん」の運転を通してこれらの技術が確立，実証されたと言える。

MOX燃料は東海事業所プルトニウム燃料センターにおいて製造後，「ふげん」に装荷し，MOX燃料利用技術の実証を行ってきた。また「ふげん」で使用したMOX燃料を再処理して得られたプルトニウムを再利用してMOX燃料を製造し，再び「ふげん」に装荷しており図４に示すATRの核燃料サイクルの環を完結した。

「ふげん」MOX燃料用のプルトニウムは，初期には海外の再処理工場で抽出したものを使用していたが，1981年からは東海事業所再処理工場で軽水炉の使用済燃料から抽出されたプルトニウムを，マイクロ波加熱直接脱硝法によって転換したものを使用した。またMOX燃料のベースウランには天然ウランに加え，回収ウランも使用した。

一方ウラン燃料用の濃縮ウランも初期は輸入していたが，1982年からは人形峠事業所の濃縮プラントで製造された濃縮ウランも使用した。

このように「ふげん」は，国産プルトニウム，回収ウランに加えて国産濃縮ウランの使用実績も積み，我が国の核燃料サイクル技術の確立に大きく寄与した。



	核燃料サイクルの実績	
1981年 9月	軽水炉燃料からの回収プルトニウムを装荷	①
1982年12月	国産濃縮ウランを装荷	②
1984年 5月	軽水炉燃料からの回収ウランを装荷	③
1988年 5月	「ふげん」使用済MOX燃料からの回収プルトニウムを装荷	④

図４　核燃料サイクル

2.3　世界のプルトニウム利用実績

現在フランスやドイツなどのヨーロッパの国々を中心に軽水炉におけるプルトニウムリサイクル，いわゆるプルサーマルが進められている。2001年12月現在，全世界では3,543体のMOX燃料の軽水炉への装荷実績がある。その主な内訳はフランスが1,614体，ドイツが1,204体，スイスが276体及びベルギーが257体である。

「ふげん」は初臨界以来25年間の運転期間中に772体のMOX燃料利用実績を残した。これは，図５に示すとおり世界の軽水炉で装荷されたMOX燃料集合体数の約１／５に相当し，単一の炉としては世界で最大の装荷実績である。このような「ふげん」でのプルトニウム利用の実績は，我が国の原子力政策の基本である核燃料サイクルの確立に寄与するとともにプルトニウムの平和利用に対する国内外の理解を深めるのに大きく貢献した。

３．炉心特性と炉心管理コード開発

3.1 「ふげん」の炉心特性[5)]

「ふげん」は，我が国が独自に開発した重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉であり，炉心は冷却材と減速材が圧力管及びカランドリア管によって分離され，減速材には熱中性子吸収の少ない重水を用いている。このような炉心の構造上の特徴から「ふげん」の炉心特性としては以下のような特徴が挙げられる。（図６参照）

(1) MOX燃料をウラン燃料とほぼ同等に利用可能

核分裂に必要な熱中性子は，主に減速材である重水中で十分に減速され，圧力管内の燃料集合体に供給されるため，プルトニウムの共鳴吸収の影響を比較的受けにくく，核分裂性プルトニウム（^{239}Pu及び^{241}Pu）と核分裂性ウラン（^{235}U）の核的価値がほぼ等しくなる。このため，MOX燃料のプルトニウム同位体組成が異なっても，核分裂性プルトニウムと核分裂性ウランの和を一定にすれ

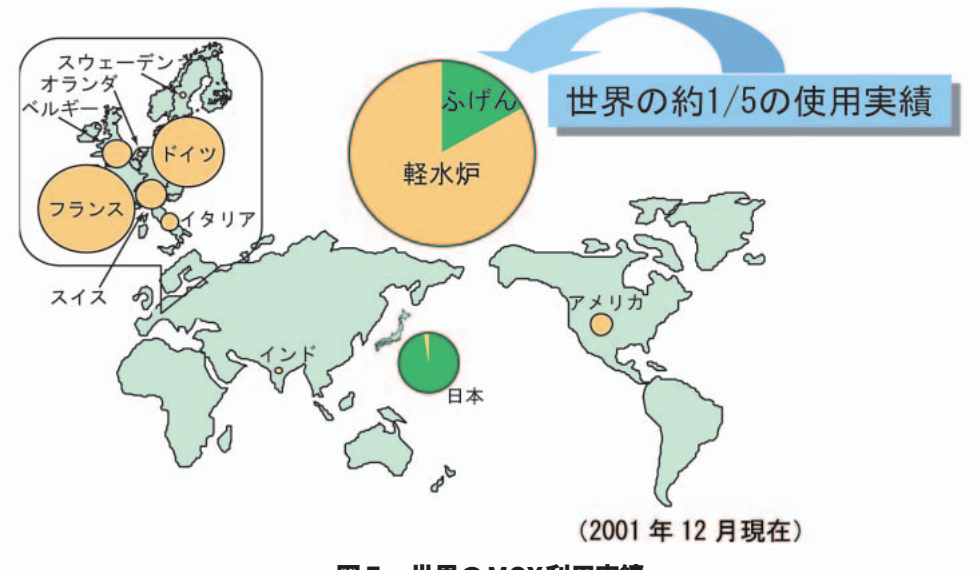


図５　世界のMOX利用実績

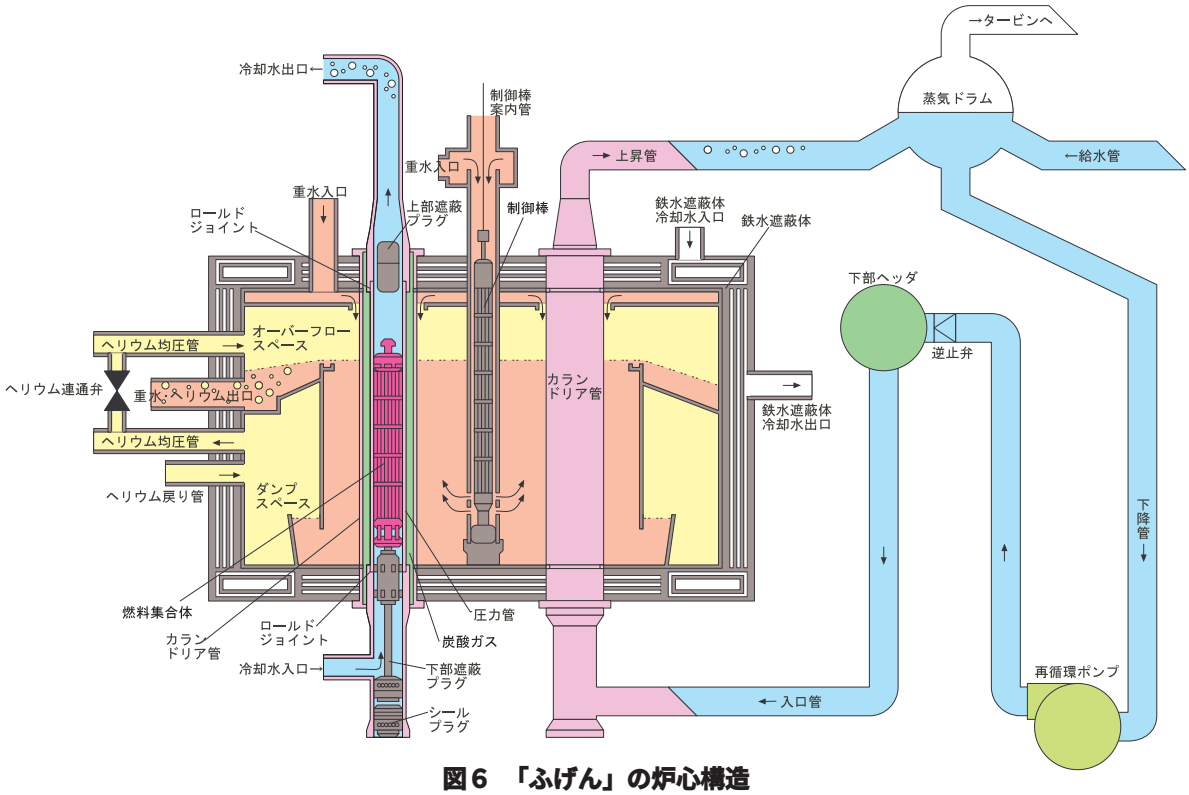


図６　「ふげん」の炉心構造

ばウラン燃料とほぼ同一の燃焼度が得られる。

(2) MOX燃料装荷による制御棒価値の変化は小さい

炉心の反応度は，49本の制御棒と重水減速材中の液体ポイズン（^{10}B）により制御している。制御棒は主として外乱による反応度変化の制御に使用し，重水中の^{10}B濃度調整は，燃焼による反応度低下の補償に使用する。制御棒は熱中性子が多く存在する重水減速材中に挿入されるので，MOX燃料装荷による制御棒価値への影響は小さく，MOX燃料装荷割合が大きく変わっても制御棒価値はほとんど変化しない。

(3) 冷却材ボイド係数は零近傍の値

冷却材である軽水は，重水に比較して熱中性子吸収が大きいため，中性子の有効利用と燃料の冷却に必要な量の観点から最適化されており，冷却

材ボイド率が増加した場合，中性子減速効果に及ぼす影響は小さく，軽水による熱中性子吸収の減少と相まって，冷却材ボイド係数は零近傍の値となる。

(4) 出力分布の平坦化を図りやすい

各運転サイクルの余剰反応度を主に重水中の^{10}B濃度調整により炉心全体として一様に制御していること，冷却材ボイド係数が零近傍の値であるため冷却材ボイド率分布の出力分布への影響が少ないこと，減速材が重水であるため炉心での中性子移動面積が大きいことにより，出力分布の平坦化を図りやすい。

(5) 外乱に対する原子炉出力制御が容易

冷却材ボイド係数が零近傍の値であるため，タービン系の外乱による蒸気圧力の変化に対しても原子炉出力の変動は小さい。また，出力係数は主に燃料体温度係数に支配されており，その絶対値が比較的小さいため，出力変化時に必要な反応度補償が小さく，負荷変動時の原子炉出力制御が容易に行える[6]。

3.2 プルトニウム利用に関する特性

(1) 中性子吸収断面積

核分裂性プルトニウム（^{239}Pu及び^{241}Pu）の中性子エネルギーと核分裂断面積の関係を見ると，図７に示すように約0.3eV付近のエネルギー領域において大きなピークを有しており，^{235}Uの断面積の特性と大きく異なっている。また，^{240}Puについては，図８に示すように約１eV付近に大きな吸収断面積のピークがある。このように，ウランとプルトニウムでは断面積の中性子エネルギー依存性が異なるため，一般に燃料組成が変化すると炉心特性も変化する。特に，^{240}Puの含有率変化による影響は大きい。

再処理から抽出されるプルトニウム組成は，炉型及び取出燃焼度により異なり，色々な割合で混在している。ATRは，軽水炉に比べて同一燃焼度を得るためのプルトニウム富化度が小さくて済むため，^{240}Pu濃度も低い。また，図７に示した熱中性子領域での中性子束分布を見ると，軽水炉よりATRの方がエネルギーの低い方により多く分布しており，かつ熱中性子に減速される途中，すなわち共鳴吸収領域のエネルギーにある中性子が燃料領域を通過する割合が軽水炉よりも小さい。このため，ATRは^{240}Pu等に中性子が吸収される割合が小さく，核分裂性プルトニウムを^{235}Uと同様の断面積（1/v特性）の領域で燃焼させることができる。

(2) ^{241}Amの蓄積

^{241}Amは，^{241}Puのβ崩壊（半減期約14.4年）により生成し，図９に示すようにその中性子吸収断面積は^{10}Bに匹敵する。図10に示すように，MOX燃料集合体中の^{241}Amに起因する炉心特性への影響は，再処理から燃料装荷までの遅れ時間または原子炉停止期間における「^{241}Puの崩壊＋中性子吸収

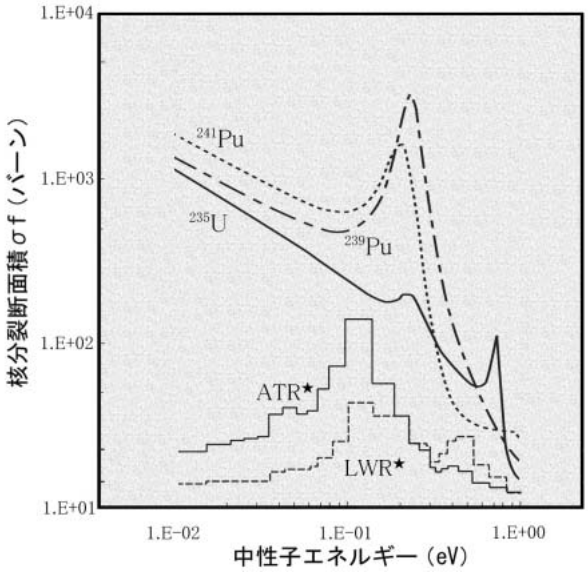


図７　^{239}Pu，^{241}Pu，^{235}Uの核分裂面積

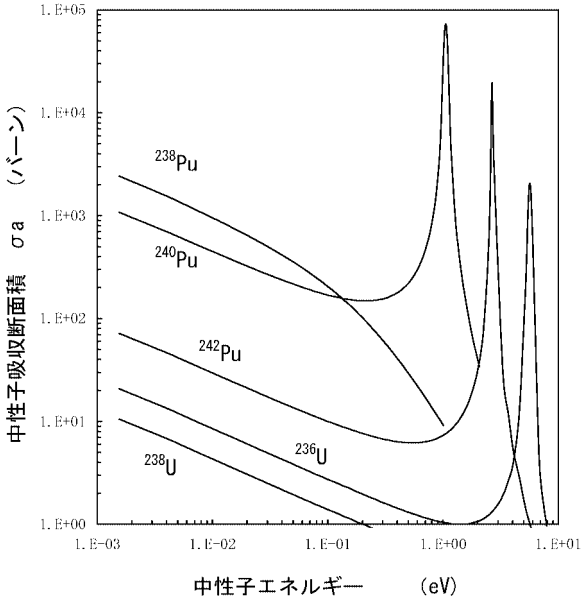


図８　^{238}Pu，^{240}Pu，^{242}Pu，^{236}U，^{238}Uの中性子吸収断面積

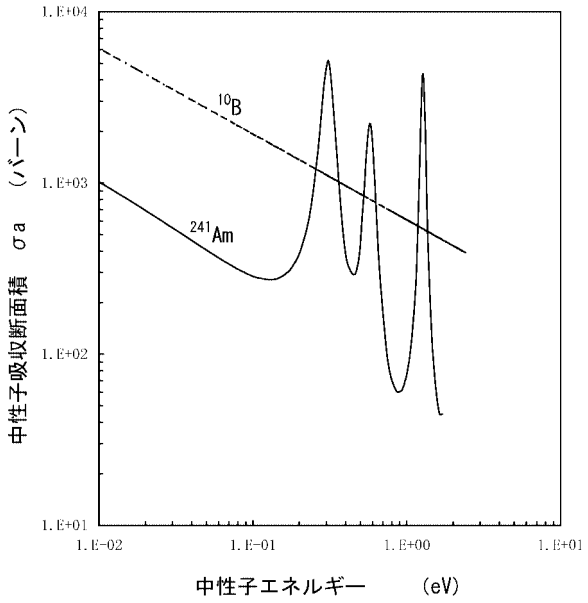


図９　^{241}Am及び^{10}Bの中性子吸収断面図

物質^{241}Amの蓄積」による反応度低下として現れ，プルトニウム利用において考慮しなければならない点の一つである。しかし，ATRの熱中性子領域における中性子束は，軽水炉よりもエネルギーの低い方により多く分布しており，減速過程において燃料領域を通過する割合が小さいため，軽水炉に比べて^{241}Amの共鳴吸収の影響を受けにくくなっている[7)]。

(3) 中性子再生率η

中性子再生率η（１個の中性子がある原子に吸収された際に発生する中性子の個数）は，核分裂を起こす中性子エネルギー及び核種によって異なった値となる。このηを考える場合，熱中性子炉では低エネルギー領域に着目する必要がある。図11に示すように低エネルギー領域でのηの値は，中性子エネルギーが0.03eV程度までの十分に減速された領域では，^{235}Uと^{239}Pu及び^{241}Puで同等の値となるが，それよりもエネルギーが高くなるに従い，^{239}Pu及び^{241}Puのηが^{235}Uと異なってくる。

中性子有効利用の観点からは，１個の中性子吸収で多数の中性子を再生させるため，特に^{239}Puのηの落ち込み部分を外して核分裂を起こさせる方がよい。ATRは軽水炉に比べて，核分裂を起こさせる中性子がエネルギーの低い領域に多く分布しており，^{239}Puのηが^{235}Uと同等の領域で燃焼させることができるため，核分裂性プルトニウムを^{235}Uとほぼ等価に扱うことができる。

(4) プルトニウム同位体組成比

再処理から抽出されるプルトニウムの組成は，炉型及び取出燃焼度により大きく異なり，色々な

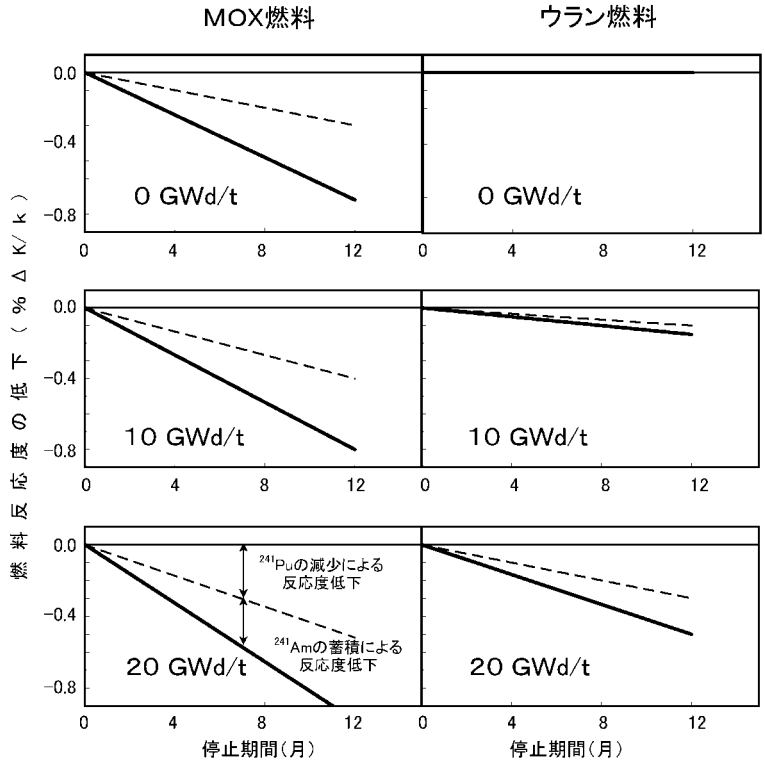


図10　^{241}Puの崩壊と^{241}Amの蓄積が燃焼度に及ぼす影響

割合（核分裂性プルトニウム割合で60～80%）で混在している。特に，高燃焼度の使用済燃料から抽出されたプルトニウムでは，^{239}Puの割合が減り，^{241}Pu，^{241}Pu及び^{242}Puの割合が多くなる。また，^{240}Puは１eV付近で大きな共鳴吸収を有している。

図12に軽水炉での核分裂性プルトニウムの同位体組成とプルトニウム富化度の関係を，図13にATRでの関係を示す。ATRは構造上，中性子減速を燃料から離れた重水中で行うこと，中性子スペクトルが軽水炉よりも柔らかいことから，非核分裂性プルトニウムの共鳴吸収による影響を受けにくいため，プルトニウム組成変化が炉心特性（制御棒反応度変化，燃焼度補償等）に与える影響が小さい。

一方，軽水炉で^{240}Puや^{242}Puを多く含むプルトニウムを利用する場合は，非核分裂性プルトニウム割合の増加による影響を受けるので，同一燃焼度を得るには，組成に応じた核分裂性プルトニウムの富化度調整が必要になる。

(5) 回収ウランの利用

^{235}Uが熱中性子を吸収すると約84%は核分裂するが，残り約16%は^{236}Uになるため，軽水炉の使用済燃料からの回収ウランには，約0.3～0.4%の^{236}Uが含まれている。これを再濃縮する場合には，製品ウラン中に^{235}Uとともに分離濃縮されるため，更に蓄積されることになる。^{236}Uは約５eV付近の中性子エネルギーに大きな中性子吸収断面積を持っており，^{236}Uを含んだ濃縮ウラン燃料は燃焼度が低下する。このため，燃焼度を等しくするには，^{236}U含有率のα（^{236}U反応度補償係数）倍だけ^{235}Uの濃縮度を高めなければならない。

ATRでは中性子が主に重水中で減速されることから，^{236}Uの共鳴吸収の影響が軽水炉に比べて小さいため燃焼補償のためのα値は小さい。そのた

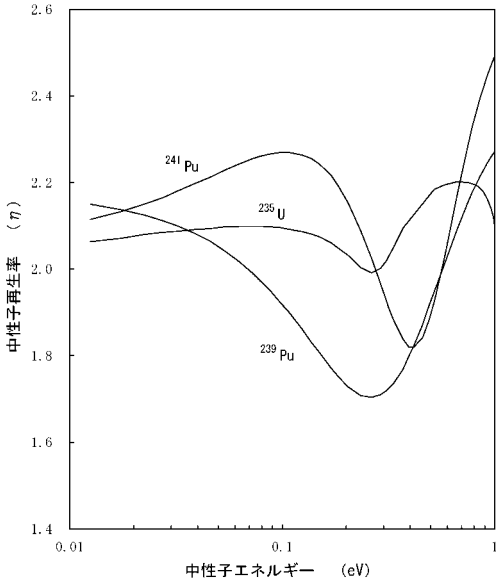


図11　中性子エネルギーと中性子再生率との関係

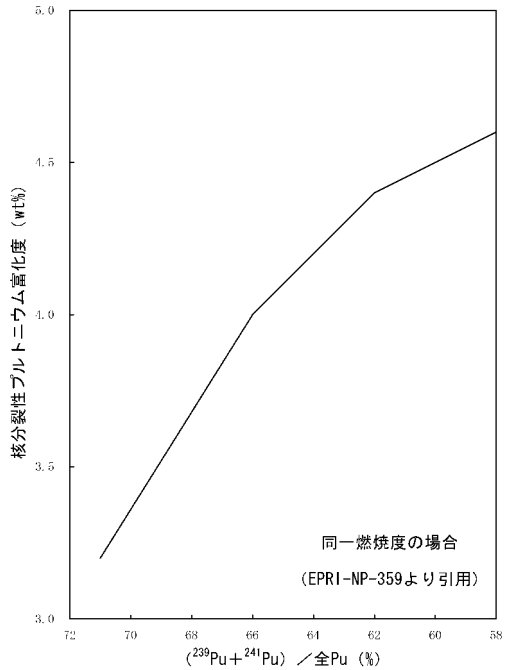


図12　軽水炉におけるPu-f富化度と同位体組成の関係

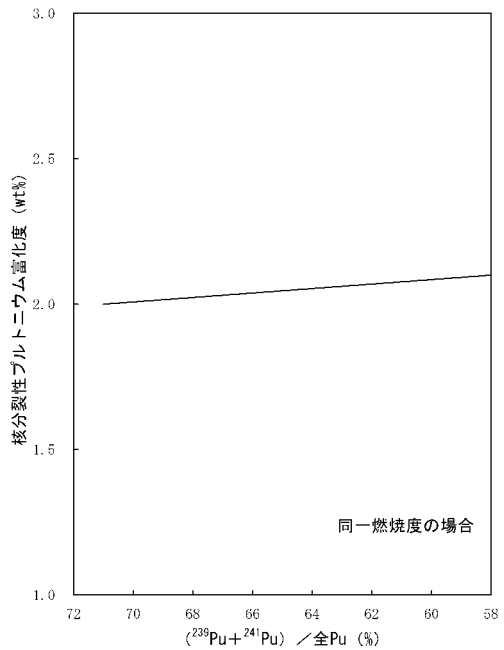


図13　ATRにおけるPu-f富化度と同位体組成の関係

め，ATRでは回収ウランをそのままMOX燃料の母材として，もしくは回収ウランを再濃縮してウラン燃料として利用することも容易である。

なお，ATRの使用済燃料からの回収ウラン中の^{236}U含有率は，軽水炉の使用済ウラン燃料からの回収ウランの場合よりも少ない。これは，MOX燃料の場合は^{235}U濃度が低いこと（特に劣化ウラン＋プルトニウムのMOX燃料の場合に顕著）及びウラン燃料であっても，軽水炉より濃縮度が小さいため^{236}Uの生成量が少ないことによる。

3.3 炉心管理コードの開発

「ふげん」の炉心管理は，燃料取替計画，制御棒パターン計画等の計画作成，それに基づいた運転及び運転を通して得られる各種運転データの収集，運転データと予測値との比較・評価を繰り返すことで確立されてきた。「ふげん」の炉心管理においては，「ふげん」が原型炉であることから，特に評価に重点を置き，その評価結果は「ふげん」の運転及び次の計画作成に反映した。

「ふげん」の主要な炉心管理コードシステムを図14に示す。まず，圧力管形状，カランドリア管形状，燃料集合体形状等の炉心データに基づき，格子核定数計算コードWIMS-ATRにより格子の核定数，集合体内出力分布等を求める。一方，炉心熱水力解析コードHAPIによりチャンネル流量とチャンネル出力の相関を求める。これらの出力を３次元核熱水力結合コードPOLESTARに入力し，３次元の炉心出力分布等を求める。その他，格子計算コードであるMETHUSELAH-Ⅱ，炉心計算コードであるLAYMONやCITATION，動特性計算コードであるFATRACやFULOS，MOX燃料組成管理システムMOFPS等を用いて「ふげん」の炉心管理を行ってきた。

以下に各コードの概要を述べる。

(1) 格子計算コード

１）METHUSELAH-Ⅱ

METHUSELAH-Ⅱは，クラスター型燃料集合体の単位格子平均核定数を各種炉心状態に対して計算するコードであり，イギリスのSGHWR（Steam Generating Heavy Water Reactorの略。イギリスで開発された重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉）の核設計のために開発された公開コードである。「ふげん」では許認可解析に使用した[8]。

２）WIMS-ATR

WIMS-ATRは，英国で開発された格子核定数計算コードWIMS-D及びWIMS-D4と，WIMS核データライブラリの改良等を行うとともに，「ふげん」及び大洗工学センターの重水臨界実験装置（DCA）における各種データに基づき，計算精度を評価したコードである。特に「ふげん」の冷却材ボイド反応度係数の計算値は，実側値と良く一致しており，ATR実証炉の炉心設計の冷却材ボイド反応度，冷却材ボイド反応度係数，ドップラー反応度及びドップラー反応度係数の計算に使用された。

(2) 炉心計算コード

１）LAYMON（ATROPOS）

米国で開発され，国内の軽水炉で実績を重ねた３次元核熱水力コードFLARE[9]をもとに「ふげん」

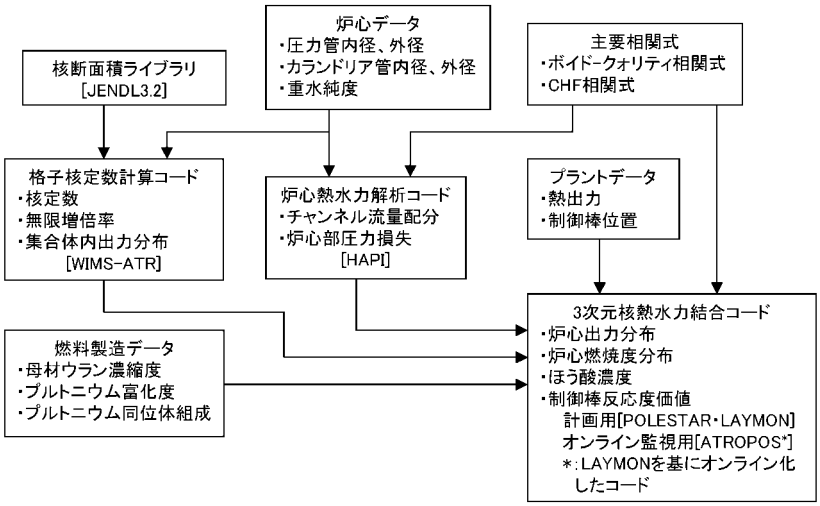


図14 炉心管理コードシステム

用に開発されたLAYMONは，「ふげん」の設計当初から使用した。またATROPOSはプロセス計算機に組み込まれたオンラインのLAYMONであり，炉内の出力分布，燃焼度，熱的制限値等の炉心に関係する運転パラメータの監視に利用した。

本コードは，燃料集合体の種類，燃焼度，ボイド率，液体ポイズン濃度に依存する核定数を用いて３次元出力分布を求め，軸方向出力分布の熱積分からクオリティ分布を求め，これをボイド率分布に換算し，ボイド率依存の核定数を求めるという手順を繰り返し，出力分布が収束するまで計算する。

２）CITATION

CITATIONはOAK RIDGE NATIONAL LABORATORYで開発されたコードである。本コードは，有限差分拡散理論に基づき任意の次元体系，エネルギー群数で中性子束に関する固有値問題を解くコードである。本コードにより，制御棒反応度及びボロン反応度等の各種反応度計算を実施した[10]。

３）POLESTAR

POLESTARは，「ふげん」の燃料取替計画作成及び運転実績評価のために開発された２群３次元核熱水力結合コードである。ノード分割は，炉心径方向は燃料格子ごとに，炉心軸方向は燃料格子と同程度の幅となるよう16分割としている。解法は，差分法及び不連続因子を組み込んだ近代ノード法を用い，主な出力には３次元中性子束分布，３次元出力分布，３次元燃焼度分布，臨界ボロン（^{10}B）濃度，制御棒反応度価値及び各種反応度係数等がある。更にキセノン動特性解析も可能であり，あらゆる炉心状態を模擬した計算が可能である[11), 12)]。

本コードの主な計算機能は以下のとおりである。

① 炉心燃料取替計画及び炉心燃焼計算
② 反応度係数計算（ボイド係数，ドップラー係数，出力係数等）
③ 出力変動時の炉心過渡計算
④ 臨界サーチ計算（^{10}B濃度，制御棒位置，出力レベルサーチ）

(3) 動特性計算コード

１）FATRAC

FATRACは，原子炉を含むプラント主要系統全体の動特性を解析するコードであり，主として通常運転で考えられる運転操作や外乱が原子炉冷却系統設備に加わったときのプラント安定性の評価，発電所の供用期間中に予想される「運転時の異常な過渡変化」発生時の安全性評価に用いられた。

「ふげん」の系統概略図を図15に，動特性解析モデルのブロック図を図16に示す。

解析モデルは，運転時の異常な過渡変化及びプラント安定性検討のための制御系設定変更に対する応答特性の両方に対して，過渡応答が計算できるように模擬されている。

２）FULOS

FULOSは，出力変更時のXe，Sm反応度変化，出力係数等から必要なポイズン濃度調整量を計算し，運転員の操作を支援する情報，すなわちポイズン注入・除去流量，注入・除去時間を計算するコードである。そのため本コードでは，反応度収支計算のほかにポイズン除去塔の除去能力，ポイズン注入弁通過流量等の特性についても模擬した。

(4) MOX燃料組成管理システム（MOFPS）

１）プルトニウム標準組成，補正方法について

「ふげん」に装荷されるMOX燃料集合体のプルトニウムは，東海事業所において主に軽水炉の使用済燃料を再処理して供給されるため，再処理された燃料の種類，燃焼度，再処理時期，回収ウランの使用等により，プルトニウム組成比，ウラン組成比，^{241}Am濃度などが異なる。「ふげん」のMOX燃料集合体は，製造時点で核分裂性プルトニウムと^{235}Uの合計が一定となるよう製造しているが，プルトニウム組成比等は様々なものが存在した。

一方，「ふげん」の炉心管理及び燃料管理には，燃料製造時の組成データ等が必要であり，特に１運転サイクルあたりの炉心の燃焼可能期間（以下，炉心寿命という）のより正確な予測のためには，^{241}Puのβ崩壊によるフィッサイル量の減少と，中性子吸収物質である^{241}Am蓄積の定量的な評価が必要であった。

このため，MOX燃料の燃料組成データを管理するプログラムシステム（MOFPS：Mixed Oxide Fuel Data Bank Processing System）を開発し運用した。また，MOFPSで計算された標準組成の差に基づき，炉心計算コード（POLESTAR）の基本ライブラリ（格子定数）を補正し，燃料製造時から炉心装荷までの期間や定期検査等による原子炉を停止した期間により格子定数を補正した。

２）炉心計算コードでの補正

① プルトニウム同位体組成

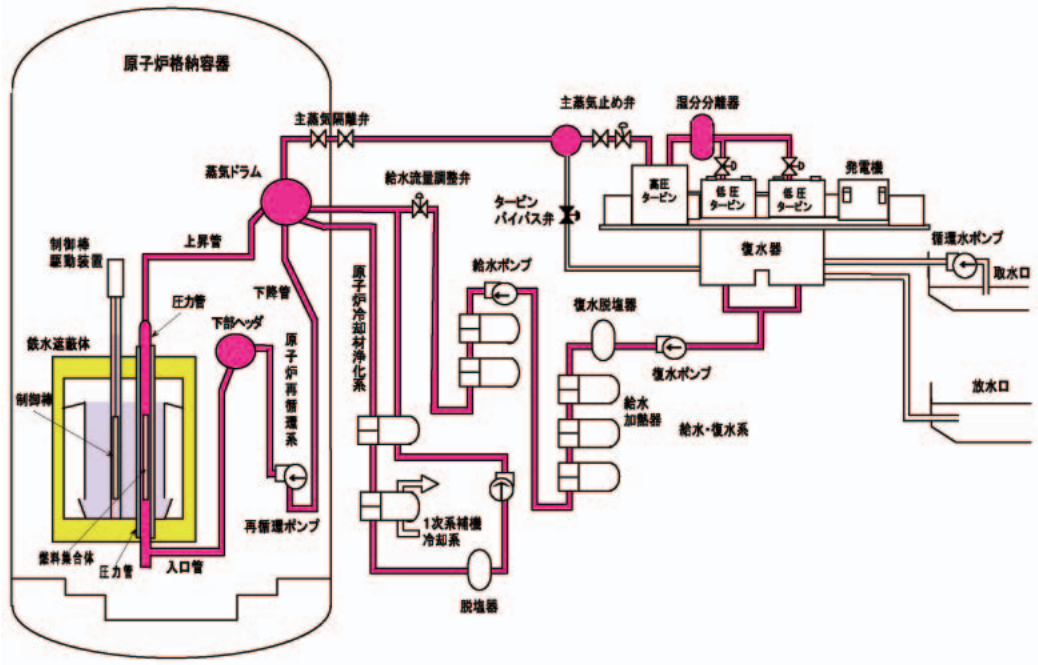


図15 「ふげん」の系統概略図

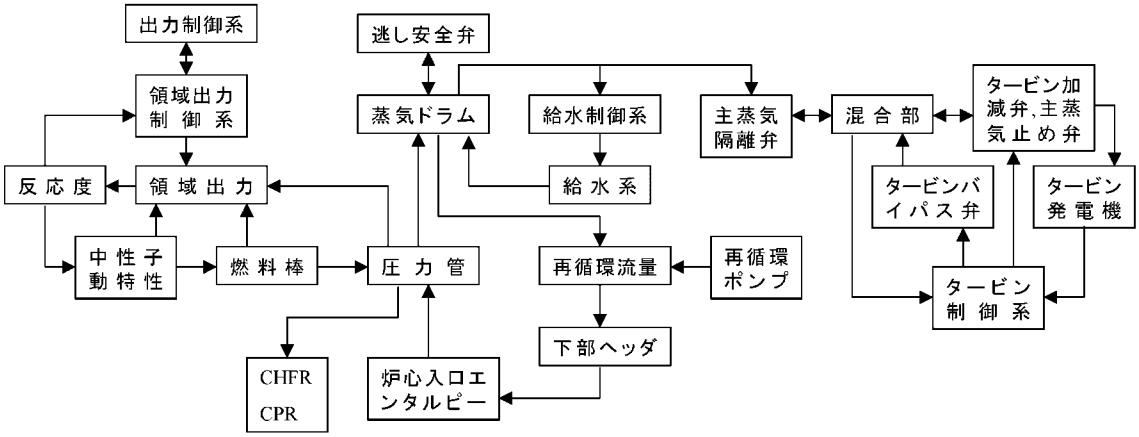


図16 系統全体の動特性解析モデル

「ふげん」に装荷されたMOX燃料のプルトニウム同位体組成を図17に示すが，プルトニウムを抽出した使用済燃料の燃焼度が高いほど，核分裂性プルトニウムの割合及び^{239}Pu割合は，ともに減少する。また，再処理までの冷却期間によって^{241}Puが崩壊し，核分裂性プルトニウム割合は減少するが，相対的な^{239}Pu割合は増加する。

「ふげん」が運転を開始した初期の炉心で使用していたタイプA-MOX燃料のプルトニウムは，核分裂性プルトニウム割合の比較的高いプルトニウムであったが，タイプB-MOX燃料のプルトニウムは，核分裂性プルトニウム割合が70数%のプルトニウムである。また「ふげん」の使用済MOX燃料を再処理して得られたプルトニウムを用いたMOX燃料の核分裂性プルトニウム割合は，約64%であった。

このようなプルトニウム同位体組成の変動をカバーできるように，図17に示す点線で囲んだ範囲についてプルトニウム同位体組成の格子定数に与える影響を評価し，基準プルトニウム同位体組成の時の格子定数を補正した。「ふげん」はMOX燃料の母材として天然ウランだけでなく，回収ウランも使用しているので，それについても同様の補正を実施した[13]。具体的には次式に示すように，任意のプルトニウム同位体組成の格子定数と，基準プルトニウム同位体組成時の格子定数の比で定

義されるプルトニウム組成補正係数を導入し考慮している。母材ウラン濃縮度についても，任意のウラン濃縮度の格子定数と基準ウラン濃縮度，すなわち，天然ウラン使用時の核定数の比で定義されるウラン濃縮度補正係数を導入し考慮している。また，これら補正係数は，プルトニウム組成の基準組成との差，燃焼度等の関数で表現している。

○プルトニウム組成補正係数

$\eta Pu(Pu, E) = \Sigma(Pu, E) / \Sigma(基準Pu, E)$

$\Sigma(Pu, E)$：任意のプルトニウム組成，燃焼度Eの格子定数

$\Sigma(基準Pu, E)$：基準プルトニウム組成，燃焼度Eの格子定数

E：燃焼度(GWd/t)

○ウラン濃縮度補正係数

$HU(U, Pu, E) = \Sigma(U, Pu, E) / \Sigma(基準U, Pu, E)$

$\Sigma(U, Pu, E)$：任意のウラン濃縮度，任意のプルトニウム組成，燃焼度Eの格子定数

$\Sigma(基準U, Pu, E)$：基準ウラン濃縮度，任意のプルトニウム組成，燃焼度Eの格子定数

E：燃焼度(GWd/t)

② ^{241}Puの崩壊と^{241}Amの蓄積

新燃料の製造から装荷までの期間による^{241}Puの減少，^{241}Amの蓄積による燃料反応度の低下を図18に示す。一般に，使用済燃料から回収されたプルトニウムが成型加工され，炉心に装荷されるまで2～3年が経過するので，その大きさは約2％$\Delta k/k$となる。

また，定期検査等のため原子炉を長期間停止すると，同様に^{241}Amの蓄積により燃料反応度は低下する。MOX燃料の場合はウラン燃料の場合に比べて全核分裂性物質に占める^{241}Puの割合が大きいため，停止期間による燃料反応度の低下も全燃焼期間を通じて大きい。

これらの影響を考慮するために，製造から装荷までの期間T，炉停止期間Tcの履歴をもつ燃料の格子定数と基本核定数の比で定義される^{241}Pu崩壊・^{241}Am蓄積の影響補正係数fを導入し考慮している。更に，このfは次式に示すように燃料の製造から装荷までの期間による影響補正係数f1，炉停止期間による影響補正係数f2，再起動後の燃焼による影響補正係数f3を合わせたものとなっている。

○^{241}Pu崩壊・^{241}Am蓄積の影響補正係数

$f(T, Tc, E) = \Sigma Am(T, Tc, E) / \Sigma(E)$

ΣAm：T，Tcの履歴，燃焼度Eの格子定数

Σ：燃焼度Eの基本格子定数

E：燃焼度(GWd/t)

$f = \{1 + f1(T)\}\{1 + f2(Es, Tc) + f3(Es, \Delta E, Tc)\}$

f１：燃料の製造から装荷までの期間(T)による影響補正係数

f２：炉停止期間(Tc)による影響補正係数

f３：再起動後の燃焼による影響補正係数

Es：炉停止時の燃焼度(GWd/t)

ΔE：再起動後の燃焼度(GWd/t)(＝E- Es)

３）ウラン及びプルトニウム組成の変化

「ふげん」で使用したMOX燃料について各サイクルのウラン及びプルトニウム組成（^{235}U割合，

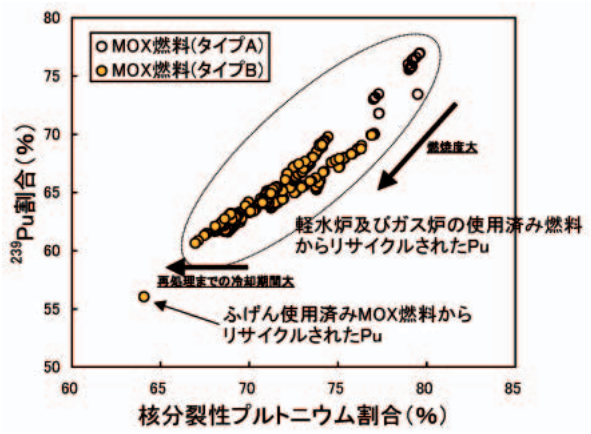


図17　核分裂性プルトニウム組成実績

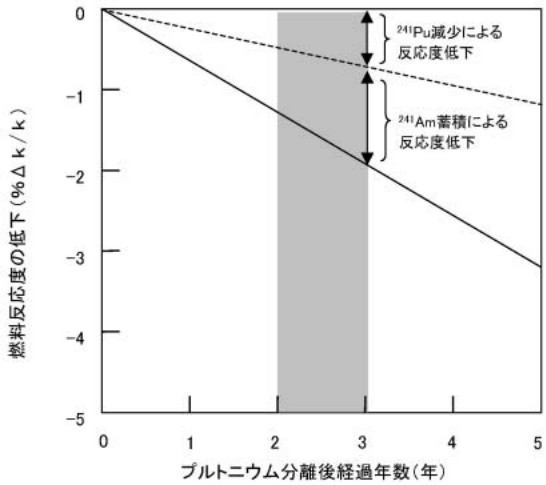


図18　燃料装荷前における燃料反応度の低下

核分裂性プルトニウム割合，^{241}Am割合）の変化についてまとめた。

また第13サイクルでは「ふげん」で照射した34体のMOX燃料を東海再処理工場で再処理し，得られたプルトニウムを用いて再び新MOX燃料４体を製造し，「ふげん」に装荷した。この４体のMOX燃料（PPFPTF, PPFPTG, PPFPTH, PPFPTJ）の組成について表３に示す。

① ^{235}U割合

各サイクルにおけるMOX燃料中の^{235}U割合の推移を図19に示す。当初は天然ウランを使用していたが，第８サイクルより再処理して取り出した回収ウランを使用している。また，第21～26サイクルにかけて^{235}U割合が増えているのは，高濃縮ウランを使用した「常陽」用FBR燃料の製造工程で発生した乾式回収MOX粉を利用しているためである。

② 核分裂性プルトニウム割合

各サイクルにおける核分裂性プルトニウム割合の推移を図20に示すが，サイクルの進行により核分裂性プルトニウムの割合が減少している。これは，主に再処理された軽水炉の燃料集合体の燃焼度が上昇していることによる。

表３ 再処理プルトニウムにより製造されたMOX燃料の組成（集合体平均）

(wt%)

集合体番号	PPFPTF･PPFPTG･PPFPTH･PPFPTJ
	タイプB
^{232}U	0.000
^{233}U	0.000
^{234}U	0.010
^{235}U	0.724
^{236}U	0.010
^{238}U	99.256
^{238}Pu	0.763
^{239}Pu	56.205
^{240}Pu	31.295
^{241}Pu	7.765
^{242}Pu	3.973
Pu-f	1.299
Pu＋U	88.110
^{16}O	11.884
^{241}Am	0.012

Pu-f: (^{239}Pu＋^{241}Pu)÷(Pu＋U)×100.0
Pu＋U: (Pu＋U)÷(PuO_2＋UO_2)×100.0
^{16}O: (^{16}O)÷(PuO_2＋UO_2)×100.0
^{241}Am: (^{241}Am)÷(PuO_2＋UO_2)×100.0

③ ^{241}Am割合

各サイクルにおける^{241}Am割合の推移を図21に示すが，核分裂性プルトニウム割合の減少により^{241}Am割合は増えている。

なお，「ふげん」のMOX燃料製造は，製造時の核分裂性物質（Pu＋U）割合を一定にすることとしており，プルトニウム組成が劣化し，^{241}Am割合

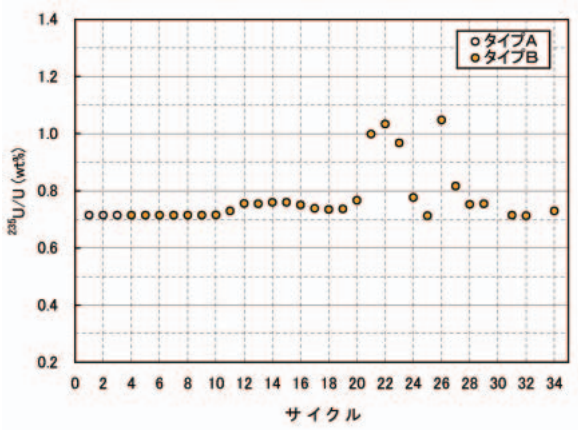


図19 各サイクルごとの^{235}U割合（集合体平均）

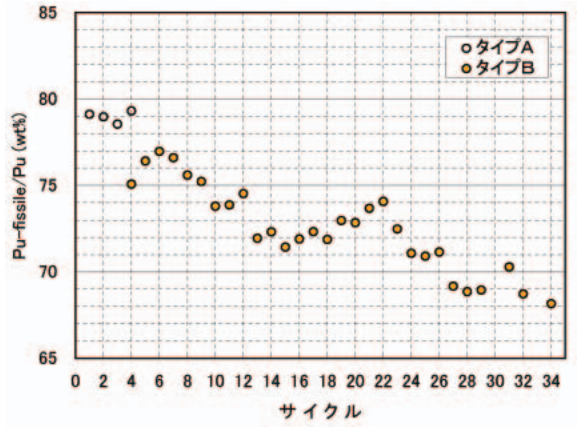


図20 各サイクルごとのPu-fissile割合（集合体平均）

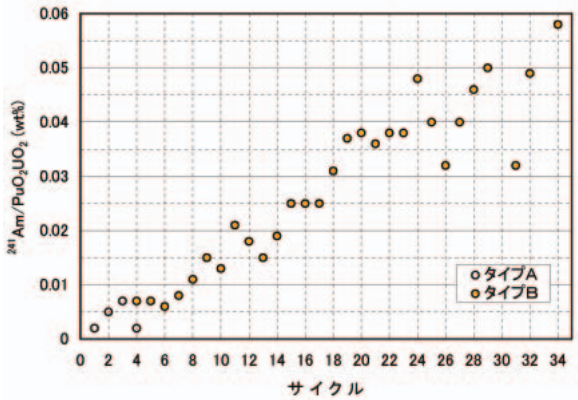


図21 各サイクルごとの^{241}Am割合（集合体平均）

が増えた場合でもその補償はないため，燃料取替計画を策定する際に補正を行うことにより対応した。

3.4 炉心管理コードの精度評価

「ふげん」の運転実績から得られたデータに基づき，炉心管理コードの精度評価を以下の８項目について行った。

(1) 炉内出力分布評価
(2) 領域出力分布評価
(3) 集合体出力分布評価
(4) 臨界固有値*評価
(5) 炉心寿命評価
(6) 冷却材ボイド反応度係数評価
(7) 出力係数評価
(8) 制御棒反応度価値評価

これらの評価内容の詳細を以下に示す。

(1) 炉内出力分布評価

「ふげん」では図22に示すとおりLPMを炉内に16体装荷している。１本のLPMは４個の素子からなり，それぞれの素子は電極に^{234}Uと^{235}Uが塗布された核分裂電離箱である。１月に１回の頻度でLPM校正を行い，出力較正用検出装置（以下，PCM：Power Calibration Monitorと略す）を炉心内のすべてのLPMチャンネルに挿入して出力分布（中性子束分布）測定を行った。

図23に第31サイクル初期にPCMにより測定したLPM位置における軸方向出力分布の例を計算値とともに示す。同図において，第９ノード位置で出力分布が歪んでいるのは，この位置にアルミ製防振板が設置されているためである。

PCMにより測定した炉内出力分布の実測値と計算値との比較を図24（ATROPOSとの比較），図25（POLESTAR差分法との比較），図26（POLESTAR近代ノード法との比較）に示す。

ATROPOSによる計算誤差は約10%以内であり，プロセス計算機による炉内出力分布監視が十分な精度をもって行われてきたことを確認した。また，燃料取替計画作成に使用しているPOLESTAR差分法及び近代ノードによる計算誤差は約６%以内であり，POLESTARの解析精度がATROPOSに比較して向上していることを確認した。

(2) 領域出力分布評価

「ふげん」では90度回転対称の炉心構成を原則としており，炉心を第１領域から第４領域までの４つの領域に分けた領域出力及び冷却材ループの半

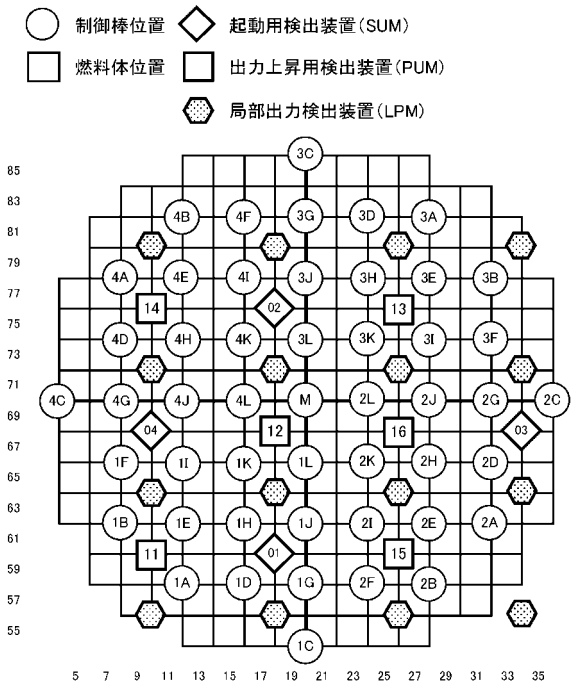


図22 「ふげん」炉心構成

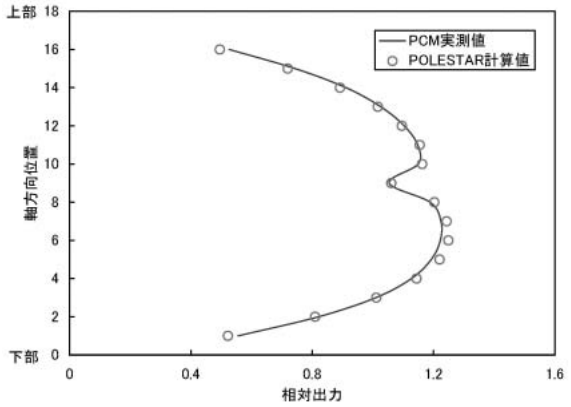


図23 第31サイクル初期のLPM位置における軸方向出力分布

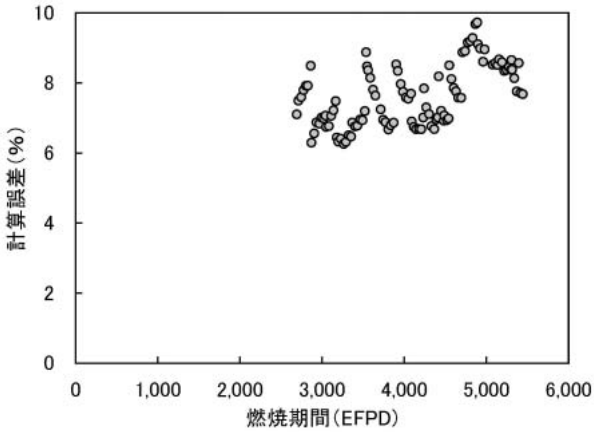


図24 ATROPOS計算値のPCM実測値に対する誤差

＊臨界固有値：臨界とは一般に実効増倍係数(k_{eff})が１の状態のこと。「ふげん」炉心においては制御棒反応度や重水中^{10}B濃度反応度を考慮した臨界予測点を臨臨界固有値と呼んでいる。

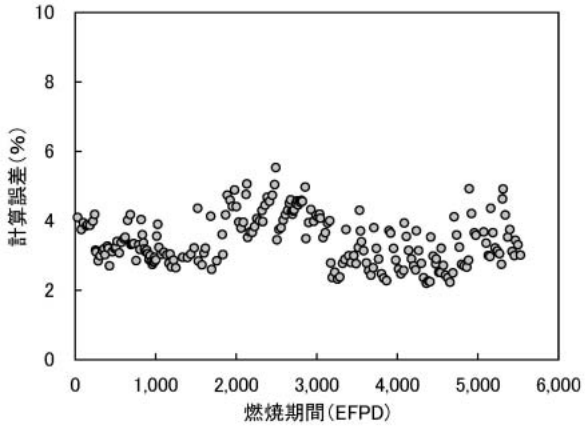


図25　POLESTAR（差分法）計算値のPCM実測値に対する誤差

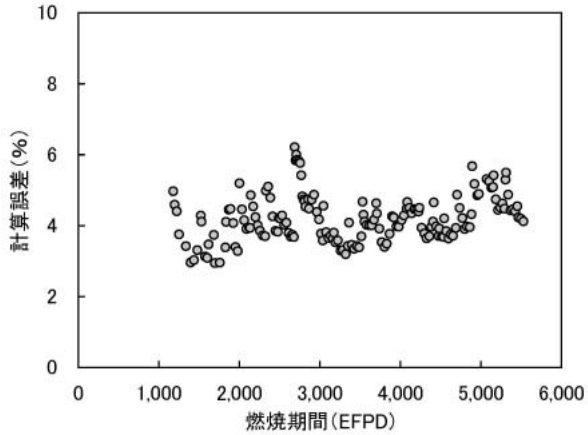


図26　POLESTAR（近代ノード法）計算値のPCM実測値に対する誤差

炉心に分けたループ出力（Aループ：第１・４領域，Bループ：第２・３領域）を領域出力検出装置（以下，RPM：Region Power Monitorと略す）により監視している。

LPM素子の中性子照射による感度劣化の影響により，RPM指示値も低下することから１週間に１回の頻度で各領域の熱出力を基準としてRPM校正を行っており，RPM校正により得られた領域出力及びループ出力の実測値と計算値との比較を図27（ATROPOSとの比較），図28（POLESTAR差分法との比較），図29（POLESTAR近代ノード法との比較）に示す。

実測値とATROPOSによる計算値の差は，領域出力については約2.0%以内，ループ出力については約1.5%以内であることから，プロセス計算機による領域出力及びループ出力監視が十分な精度をもって行われてきたことを確認した。

また，燃料取替計画作成に使用しているPOLESTAR差分法及び近代ノード法と実測値の差は，領域出力については約3.5%以内，ループ出力については約1.8%以内であった。

(3) 集合体出力分布評価

１）γスキャニング測定

①　概要

γスキャニング測定は，サイト内の使用済燃料

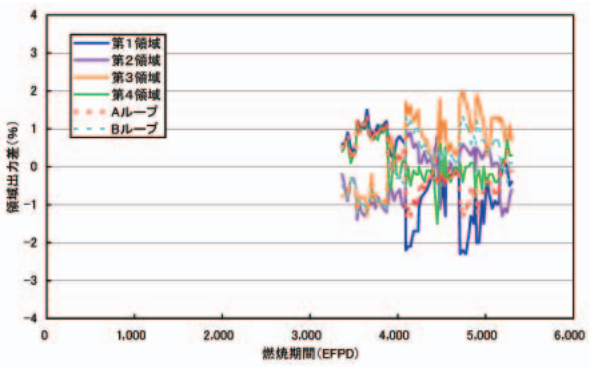


図27　領域出力のATROPOS計算値との差

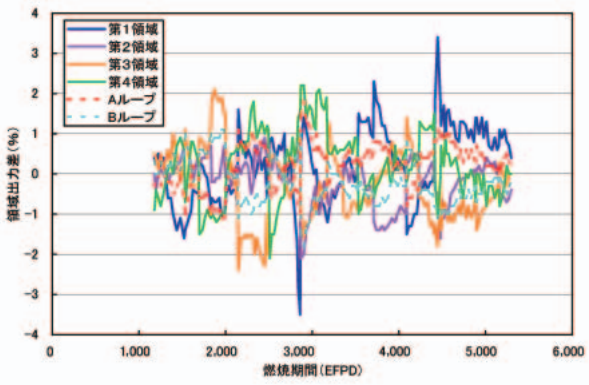


図28　領域出力のPOLESTAR（差分法）計算値との差

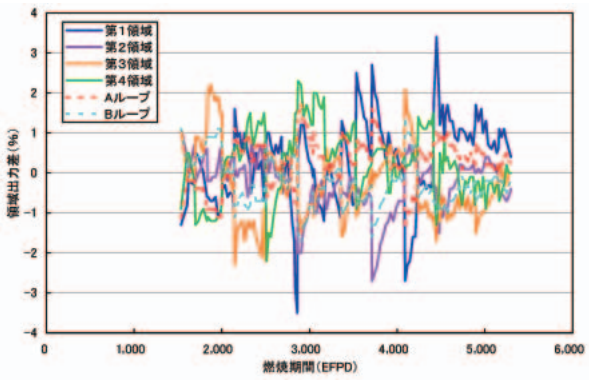


図29　領域出力のPOLESTAR（近代ノード法）計算値との差

プール内において炉心から取り出した燃料集合体の出力分布及び燃焼度分布の測定を行い，得られた結果を炉心設計コード（POLESTAR）等に反映させ，これらの精度向上に資することを目的としている。

「ふげん」では1987年度に装置の機能確認を行い，1988年度に燃料集合体１体の燃焼度測定を実施した。

1990年度計画停止時(第15サイクル運転終了後)には，標準燃料の出力分布及び燃焼度分布測定を行った。測定した燃料集合体は出力分布測定が６体，燃焼度測定が６体の計12体である。また，第９回定期検査時（第16サイクル運転終了後）には，照射用ガドリニア燃料タイプⅠ２体，照射用ガドリニア燃料タイプⅡ４体，標準ウラン燃料２体の出力分布測定を行った[14)]。

② 測定方法及び測定核種

γスキャニング装置は図30に示すように，サイト内の使用済燃料プール内で使用され，測定の都度，装置をプール内の特殊燃料取扱架台上にセットし，プールサイドより遠隔操作でデータ収集やコリメータスリットの選択等の作業を実施する。測定対象燃料集合体を燃料検査装置にセットし，

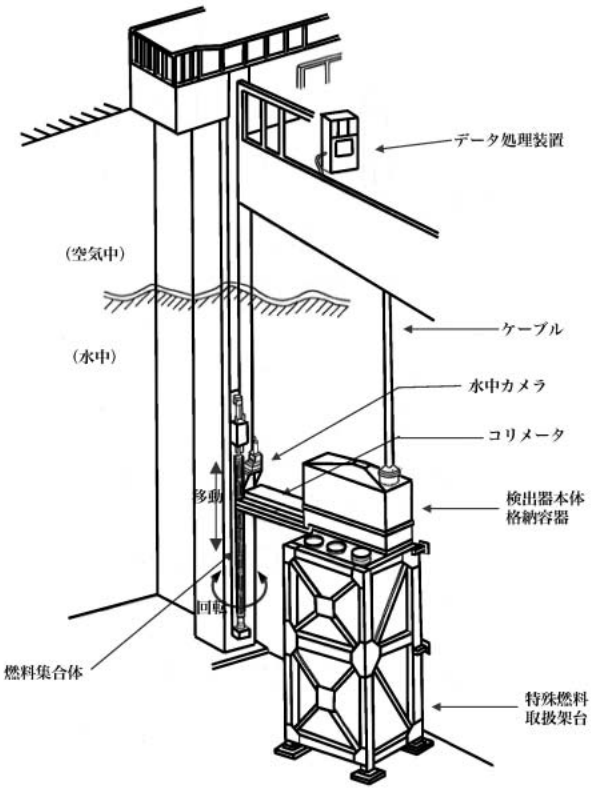


図30 γスキャニング装置

この検査装置で燃料集合体を上下移動や回転をさせて測定する。測定核種としては出力分布測定には短半減期の^{140}La（半減期：1.678日），燃焼度分布測定には長半減期の^{137}Cs（半減期：30.04年）を選定している。短半減期核種（La）は原子炉停止直前の核分裂状態を示しており，過去の燃焼履歴とは無関係であることから，停止直前の出力分布を表している。これに対し，長半減期核種（Cs）は燃焼期間を通じて燃料集合体内に蓄積していくことになるので，一時的な出力分布には左右されず，過去の出力分布の積分値である燃焼度を表している。

２）炉心設計コード（POLESTAR）の精度評価

① 1990年度計画停止時γスキャンによる評価

軸方向相対出力分布の測定結果例を図31に，軸方向相対燃焼度分布の測定結果例を図32に示す。また，径方向出力分布（燃料集合体の半径方向の相対出力分布）の実測値と計算値の比較を図33に，径方向燃焼度分布の実測値と計算値の比較を図34に示す。

POLESTAR差分法の軸方向出力分布予測精度は二乗平均誤差で約1.7%，径方向出力分布予測精度については約4.5%であり，軸方向燃焼度分布予測精度は二乗平均誤差で約1.9%，径方向燃焼度分布は約3.4%であった。（表４参照）

POLESTAR近代ノード法の軸方向出力分布予測精度は二乗平均誤差で約2.8%，径方向出力分布予測精度については約3.7%であり，軸方向燃焼度分布予測精度は二乗平均誤差で約1.8%，径方向燃焼度分布は約2.3%であった。（表４参照）

これによりPOLESTAR近代ノード法の解析精度が差分法と同程度であることを確認した。

② 第９回定期検査時γスキャンによる評価

軸方向相対出力分布の測定結果例を図35に，径方向出力分布の実測値と計算値の比較を図36に示す。

POLESTAR差分法の軸方向出力分布予測精度

表４ γスキャン測定によるPOLESTARコードの精度評価結果

			差分法	近代ノード法
1990年度計画停止時γスキャン	出力分布誤差*(%)	軸方向	1.7	2.8
		径方向	4.5	3.7
	燃焼度分布誤差*(%)	軸方向	1.9	1.8
		径方向	3.4	2.3
第９回定期検査時γスキャン	出力分布誤差*(%)	軸方向	2.5	2.0
		径方向	7.6	1.8

*誤差：二乗平均誤差（２σ）

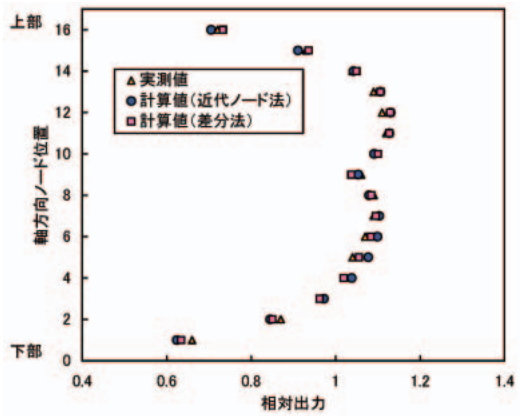


図31　軸方向出力分布のγスキャン実測値と計算値の比較(例：P9P)

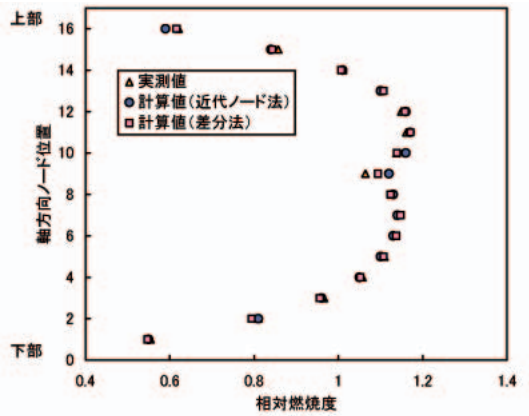


図32　軸方向燃焼度分布のγスキャン実測値と計算値の比較(例：P3W)

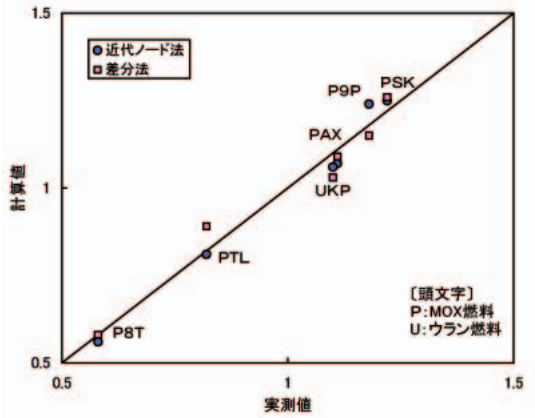


図33　径方向出力分布のγスキャン実測値と計算値の比較

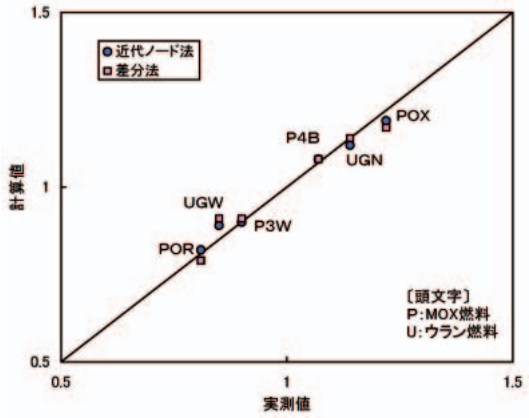


図34　径方向燃焼度分布のγスキャン実測値と計算値の比較

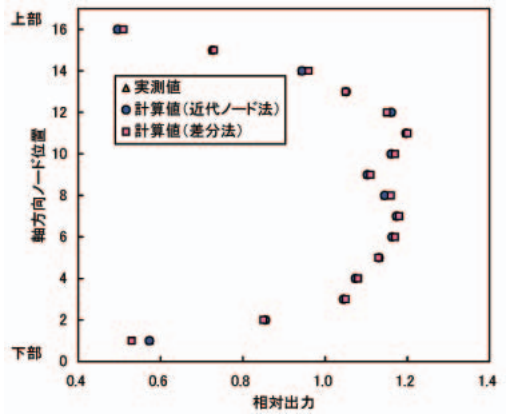


図35　軸方向出力分布のγスキャン実測値と計算値の比較(E09)

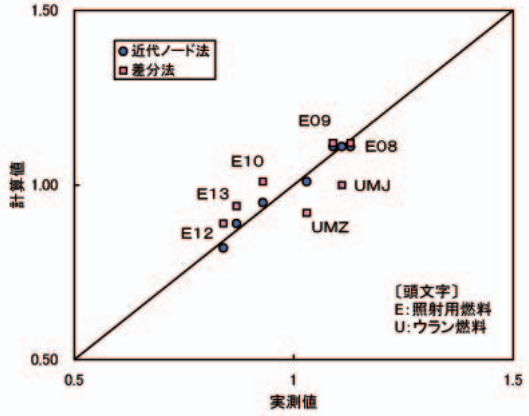


図36　径方向出力分布のγスキャン実測値と計算値の比較

は２乗平均誤差で約2.5%，径方向出力分布予測精度については約7.6%であった。また，POLESTAR近代ノード法の軸方向出力分布予測精度は２乗平均誤差で約2.0%，径方向出力分布予測精度については約1.8%であった。(表４参照)

これにより，POLESTAR近代ノード法の照射用ガドリニア燃料に対する解析精度がPOLESTAR差分法に比較して向上していることを確認した。

(4) 臨界固有値評価

運転中の臨界固有値のATROPOS，POLESTAR

差分法，POLESTAR近代ノード法による解析値の度数分布図をそれぞれ図37，図38，図39に示す。

ATROPOSによる臨界固有値（解析予測値）は0.999±0.003であり，POLESTAR差分法では0.991±0.002，POLESTAR近代ノード法では1.000±0.002であった。

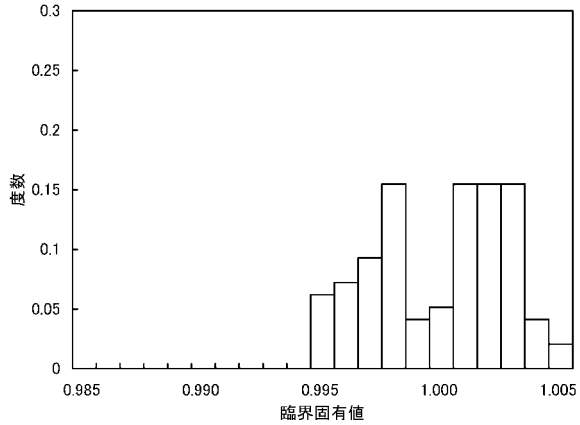


図37　ATROPOS臨界固有値の度数分布

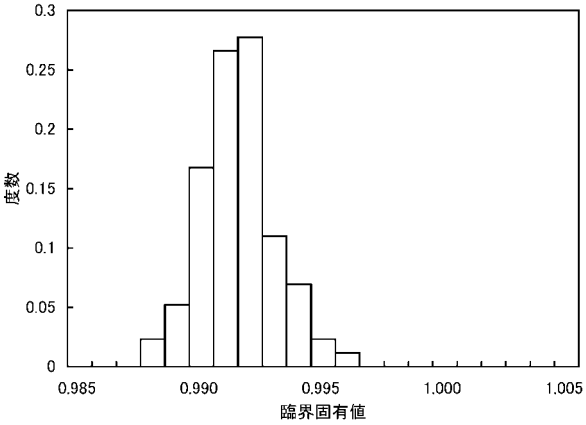


図38　POLESTAR(差分法)臨界固有値の度数分布

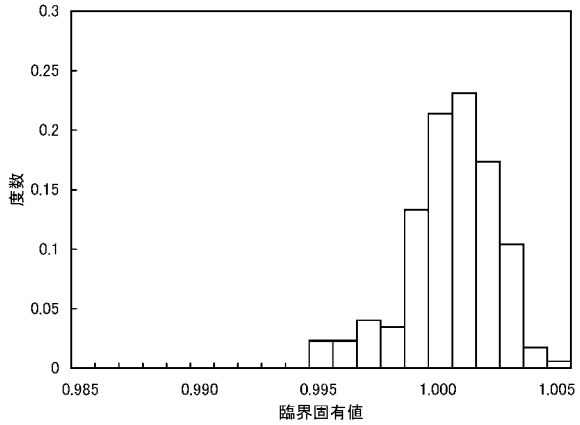


図39　POLESTAR(近代ノード法)臨界固有値の度数分布

ATROPOSコードではMOX燃料における初期Pu組成，初期Am蓄積量の変動による影響が考慮されていないことから，臨界固有値の変動幅がPOLESTARコードに比較して大きく，炉心寿命評価の観点からは若干精度が悪くなる。

また，POLESTAR近代ノード法では，差分法に比較して臨界固有値の平均値が理論値であるほぼ１となっており，変動幅も同程度であることから，炉心寿命の評価には，不連続因子を考慮した近代ノード法が有効であることを確認した。

(5) 炉心寿命評価

「ふげん」では燃焼に伴う余剰反応度を，重水中の^{10}Bで補償しており，燃焼に伴う余剰反応度の減少により重水中の^{10}Bを除去し，重水中^{10}B濃度がゼロ近くになった時点で燃料取り替えを実施する。「ふげん」では，この余剰反応度がなくなるまでの燃焼可能期間を，炉心寿命と呼んでいる。図40に第31サイクルの^{10}B濃度変化を示す。

重水中^{10}B濃度を精度よく予測すること，すなわち炉心寿命の予測は運転計画・燃料取替計画を立案する上で重要となる。重水中^{10}B濃度の実測値と計算値との比較を図41（POLESTAR差分法との比較），図42（POLESTAR近代ノード法との比較）に示す。

POLESTAR差分法では，重水中^{10}B濃度を実測値に対して低めに評価する傾向があることから，炉心寿命を実際よりも短く評価することとなる。

POLESTAR近代ノード法では，重水中^{10}B濃度の予測精度は図42に示すように±0.2ppmであり，これは運転日数に換算して約１週間に相当し，効率的な燃料取替計画を作成することが可能であった。

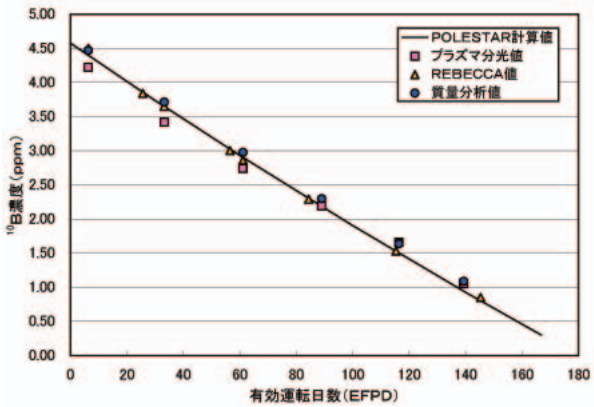


図40　第31サイクル炉内^{10}B濃度変化の予測と実測値

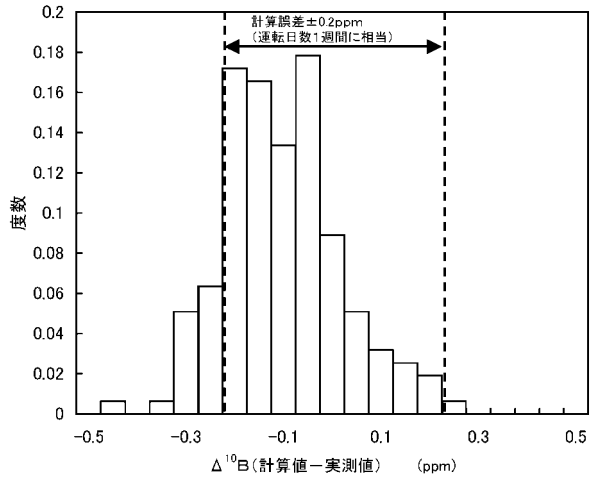


図41　重水中^{10}B濃度のPOLESTAR（差分法）計算値と実測値の差

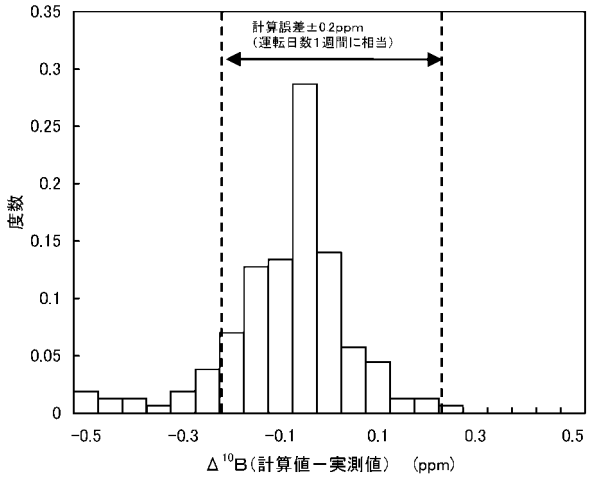


図42　重水中^{10}B濃度のPOLESTAR（近代ノード法）計算値と実測値の差

(6) 冷却材ボイド反応度係数評価

「ふげん」では原子炉の起動・停止時に炉出力約40%で再循環ポンプ（以下，RCP：Recirculation Coolant Pumpと略す）の速度を切り替える。RCP速度切替え時のプロセス量の変化より，冷却材ボイド反応度係数を評価することができた。図43に第15サイクル原子炉起動時のRCP速度切り替え（低速から高速）時におけるプロセス量の変化を示した。RCPを低速から高速に切り替えると，再循環ポンプ流量は約2倍に増加し，それに伴い炉心の冷却材ボイド率は急減する。このボイド率の変化に伴い，原子炉出力も変化するが自動出力制御棒の制御により原子炉出力は一定に保持される。この時の制御棒位置の移動量より求めた制御棒反応度価値（Δρ）と炉心のボイド率変化（ΔV）より冷却材ボイド反応度係数を評価することができた。

RCP切り替え時の冷却材ボイド反応度係数の評価結果を図44に示す。タイプB炉心（第8サイクル以降）の冷却材ボイド反応度係数の解析値は-2.65×10^{-5}～4.00×10^{-5}［Δk/k/%void］，実測推定値は-2.77×10^{-5}～3.57×10^{-5}［Δk/k/%void］の範囲で推移していた。

解析値と実測推定値の差は，-1.31×10^{-5}～2.59×10^{-5}［Δk/k/%void］であり，冷却材ボイド反応度係数解析精度は$\pm3.0\times10^{-5}$［Δk/k/%void］であった。

(7) 出力係数評価

「ふげん」では原子炉停止時に制御棒をステップ状に挿入し，この時のプロセス量の変化より出力係数を評価することができた。第15サイクルの原子炉停止時に，制御棒を約5%ステップ状に挿

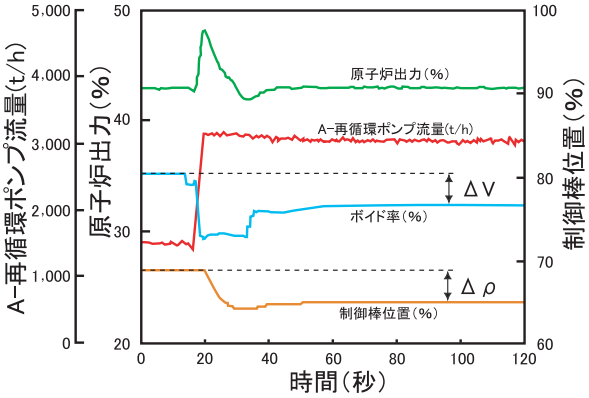


図43　RCP速度切替（低速から高速）時におけるプロセス量の変化
（第15サイクル原子炉起動時）

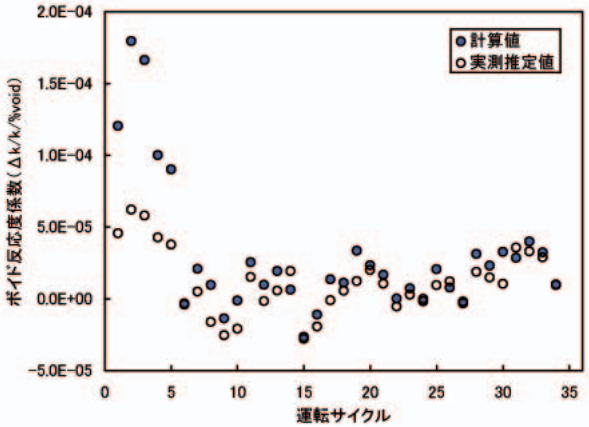


図44　再循環ポンプ切替え時のボイド反応度係数評価結果

入した時の原子炉出力の変化を図45に示した。制御棒を挿入すると原子炉出力は降下するが，その後ある一定の出力で整定する。この制御棒の挿入量より求めた制御棒反応度価値（Δρ）と出力の変化量（ΔP）より出力係数を評価することができた。

原子炉停止時の出力係数の評価結果を図46に示す。タイプB炉心（第８サイクル以降）の出力係数の解析値は-7.08×10^{-5}～-6.15×10^{-5}［Δk/k/%power］，実測推定値は-7.69×10^{-5}～-5.75×10^{-5}［Δk/k/%power］の範囲で推移していた。

解析値と実測推定値の差は，-6.73×10^{-6}～1.36×10^{-5}［Δk/k/%power］であり，出力係数解析精度は$\pm1.5\times10^{-5}$［Δk/k/%power］であった。

(8) 制御棒反応度価値評価

「ふげん」では，制御棒を重水中の^{10}B濃度で置換することにより制御棒反応度価値を測定している。図47に第９サイクル初期において，炉心中央部にあるM制御棒を重水中の^{10}Bで置換して求めた制御棒反応度価値を示す。制御棒の微分反応度価値，積分反応度価値共によく再現されている。M制御棒を制御棒位置23%から78%まで引抜いた時の制御棒の積分反応度価値は0.469%Δk/kであり，一方，解析値は0.475%Δk/kであることから解析誤差は1.3%であった。他のサイクルについても±10%の精度で評価できた。

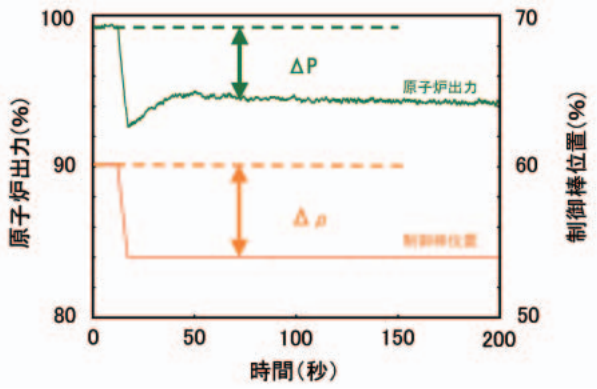


図45　制御棒挿入時の原子炉出力の変化
（第15サイクル原子炉停止時）

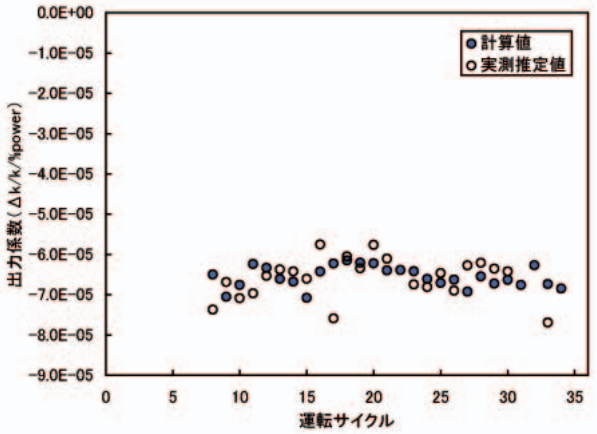


図46　原子炉停止時の出力係数評価結果

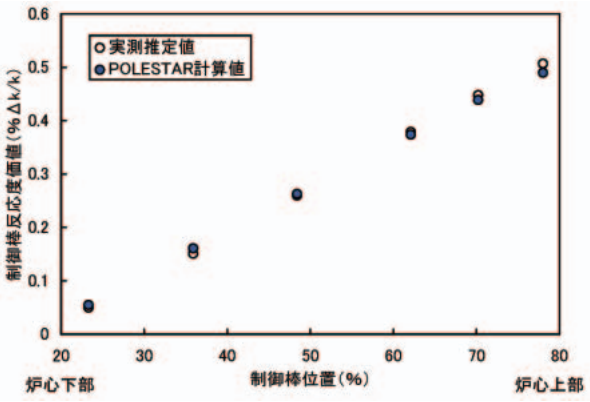


図47　M制御棒反応度価値（第９サイクル初期）

４．「ふげん」用MOX燃料の開発と製造

4.1　燃料設計・燃料開発

「ふげん」燃料の開発では，先行していた軽水炉燃料の知見や技術基盤を有効に利用することとし，開発の重点をMOX燃料，燃料集合体の円筒構造といった新型転換炉に特有の技術課題の解決に置いた。「ふげん」燃料は，外径約16.5mmのMOX燃料要素28本を３層に配列した燃料集合体であり，集合体最高燃焼度は20GWd/tである。

また，「ふげん」の次の段階として，新型転換炉実証炉に向けて，一層の経済性向上を図るため，燃料要素を細径化・多数本化した36本型，54本型のMOX燃料集合体の開発にも取り組んだ。36本型燃料については，開発をほぼ完了し，「ふげん」において集合体平均燃焼度38GWd/tまで照射し，燃料の健全性を実証した。さらに集合体最高燃焼度として55GWd/tまでの高燃焼度化を目指した54本型燃料についても燃料集合体の基本設計を終了し，「ふげん」での実証試験の準備を進めたが，実証炉計画の中止，「ふげん」の運転停止の決定によって1997年に開発を中止した。

これらの開発では，国内外の試験研究炉や「ふげん」を用いてMOX燃料に関する様々な照射試験を実施し，通常の運転時や万一の事故時における原子炉内でのMOX燃料のふるまいに関する知

見やデータが得られている。これらの試験を通じて，新型転換炉燃料の性能や安全性が確認された他，得られた成果は，類似の条件で使用される軽水炉MOX燃料に対する安全審査にも活用された。新型転換炉用として開発された４種類の燃料集合体の構造と仕様を図48，表５に示す。以下，各燃料集合体の設計及び開発の概要を記す。

(1) 原型炉燃料の設計開発[15)]

「ふげん」の冷却材条件等の燃料使用条件はBWR燃料とほとんど同じであることから，被覆

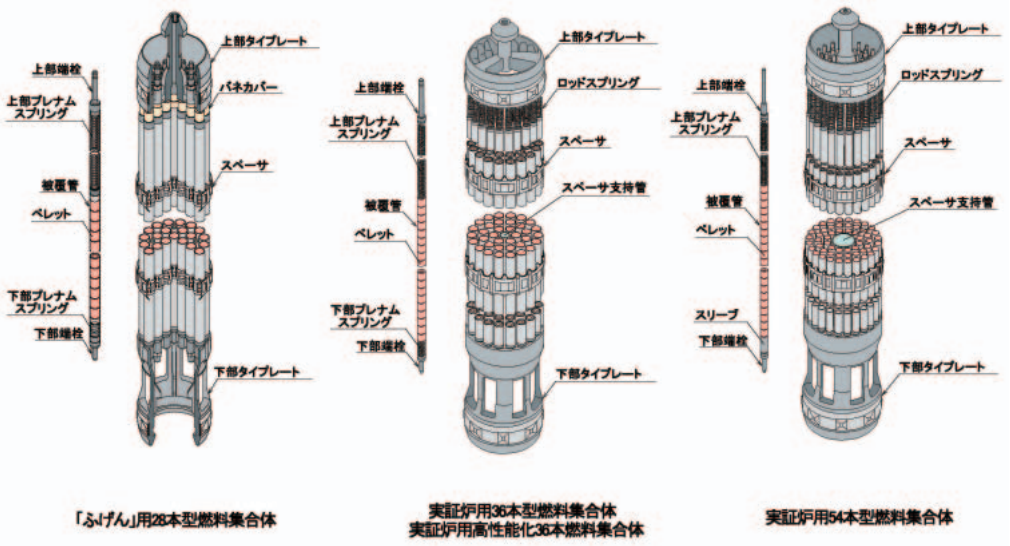
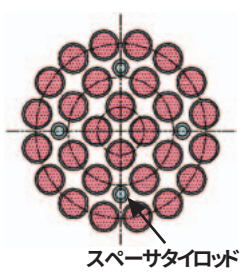
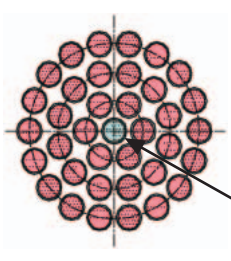
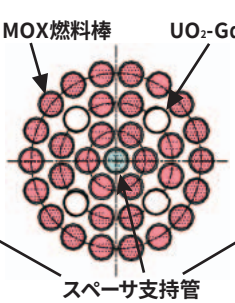
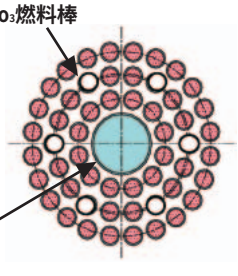


図48　新型転換炉用MOX燃料集合体構造の比較

表５　新型転換炉用MOX燃料集合体の仕様比較

	「ふげん」用28本燃料	実証炉用36本燃料	実証炉用 高性能化36本燃料	実証炉用54本燃料*1
最高集合体燃焼度 (GWd/t)	20	35	38	55
最大線出力 (kW/m)	57.4	49.2	49.2	44
運転パターン	約６ヶ月×６バッチ	12ヶ月×４バッチ	12ヶ月×４バッチ	15ヶ月×４バッチ
平均チャンネル出力 (MW)	2.49	2.98	3.13	3.13
燃料棒外径 (mm)	16.46	14.5	14.5	10.8
Puf 富化度*2 (wt%)	内・中間層　1.6 外層　1.1	内・中間層　3.4 外層1.1(内側炉心) 外層1.6(外側炉心)	内・中間層　3.3～4.2 外層　1.3～2.1 軸方向富化度分布付	内・中間層4.4(内側炉心) 内・中間層5.4(外側炉心) 外層2.2(内側炉心) 外層2.7(外側炉心)
燃料棒配置				

＊１　検討段階
＊２　天然ウランを利用したMOX燃料の場合のPuf富化度；($^{239}Pu+^{241}Pu$)/(Pu+U)，取替燃料相当

管等の燃料要素用構成部材はBWR燃料に準じて選定されており，燃料ペレット溶融防止，被覆管の許容応力設定，塑性歪み限界等の燃料要素の設計基準についてもBWR燃料に適用されたものに準じて設定した。また，燃料設計手法についてもBWR燃料のそれを参考にMOX燃料の物性を考慮して適用した。

一方，軽水炉燃料と比較すると，新型転換炉燃料の特徴として，円筒クラスタ型であること，MOX燃料を用いていることが挙げられる。これらに関連する開発試験として，燃料集合体の試作開発，炉外試験，伝熱流動特性試験，照射試験を，大洗工学センターに試験施設を設置するなどして重点的に実施した。これらの試験について，設計への反映例を挙げながら，順次説明する。

1）燃料集合体の試作開発及び炉外試験

燃料集合体の試作開発と炉外試験の目的は，燃料集合体組立技術の確立とフレッティング腐食特性，構造耐久性，振動特性等の集合体特性を確認することであり，計6回の試作の間に各種の試験を実施し，その成果を次期試作に反映しながら進めた。

一例として，スペーサ保持力はフレッティング腐食に強い影響を与えるので，大洗工学センターの部品機器試験室（CTL）で炉外試験を行い，その最適化を図った。第2次試作体のCTLでの耐久試験でスペーサタイロッドに曲がりが認められたため，スペーサタイロッドの材質をステンレスからジルカロイに変更するとともに，スペーサとの摺動機構を採用した。

2）燃料集合体伝熱流動試験

原型炉燃料集合体のバーンアウト特性を確認する伝熱流動特性試験は，大洗工学センターの流動伝熱試験室（HTL）で実施した。

この試験結果から原型炉燃料集合体の限界熱流束（CHF）相関式を作成し，設計で使用した。また，燃料開発の初期段階で，燃料集合体の偏心やスペーサ間隔によるバーンアウト特性への影響を明らかにし，これらの成果を燃料集合体外周構造やスペーサ間隔の最適化に反映した。

3）照射試験

「ふげん」燃料のための照射試験は，MOX燃料及び円筒クラスタの照射特性確認を目的として，日本原子力研究所（以下，「原研」という）のJMTR（原研大洗研究所にある軽水減速・冷却タンク型の汎用型材料試験炉。Japan Materials Testing Reactorの略），ノルウェーのHBWR（ノルウェーのハルデンにある重水減速・重水冷却型の試験研究炉，Halden Boiling Water Reactorの略），イギリスのSGHWRを用いて実施した。

初期の照射試験では，ペレット形状，スペーサによる燃料要素の支持方法等をパラメータとし試験結果は，これらの構造設計に反映した。またSGHWRでは，標準燃料集合体の実規模照射試験を行い，集合体構造を含めた燃料設計全体の妥当性を確認した。

さらに「ふげん」にて照射された初装荷燃料集合体と取替燃料集合体の計2体の燃料集合体について，照射後試験を実施し照射挙動を確認したところ，予測通りの照射挙動を示しており，また異常な変形，破損も発生しておらず，燃料設計手法の妥当性が確認された。

照射及び照射後試験から得られたデータは逐次，燃料設計コードによる解析と対比し，挙動特性の解明と健全性の確認を行うとともに設計手法の確立などに反映してきた。

(2) 実証炉用36本燃料の設計開発[15]

実証炉燃料は，集合体当たりの燃料要素本数を「ふげん」の28本から36本へと増加させることで，熱的裕度を確保しつつ燃料集合体出力を増加し，炉心の小型化により建設コストの低減を図ることを目指したものである。また，集合体最高燃焼度についても「ふげん」での実績20GWd/tをもとに，当時の軽水炉燃料の動向を踏まえて，核燃料サイクル費の低減のため35GWd/tまで増加させることとした。

実証炉燃料の更なる高性能化を図ったものが実証炉用高性能化36本燃料集合体である。これは，軸方向に富化度分布をつけた燃料要素を採用することにより，軸方向ピーキング係数を抑え，平均チャネル出力を増加させている。また，ウラン－ガドリニア入り燃料要素を採用することにより，新旧燃料の出力ミスマッチを抑制し，高燃焼度化を図っている。

実証炉燃料の設計開発は「ふげん」で用いた手法を踏襲して進められ，試作試験，熱水力特性試験，耐久性試験等が行われた。また，「ふげん」用に開発した燃料設計コードATFUELに，燃焼度の増加に合わせて，Vitanzaらが提唱するFPガス放出モデル[16]を組み込む等の改良を行うとともに，

BWR燃料の照射試験データ，実証炉用36本燃料集合体の照射試験データ，ノルウェーのHBWRでの燃料温度，燃料要素内圧等の計装データを用いて妥当性を検証した。

実証炉用36本燃料の照射試験としては，試験用の燃料集合体を設計，製作し，スペーサ支持管を有する燃料要素36本構造の燃料集合体の炉内での照射挙動，健全性を確認するため，イギリスのSGHWRと「ふげん」にて計６体の36本型燃料（前述，照射用36本燃料）が照射され，うち５体については照射後試験が行われた。その結果，燃料破損，燃料要素の異常な変形や腐食等が認められず設計燃焼度までの健全性が実証された。また，FPガス放出率等は設計の予測範囲内にあり，設計手法の妥当性が確認された。高性能化36本燃料集合体についても，試験用燃料集合体（前述，照射用ガドリニア燃料）を設計，製作し，６体の照射試験を「ふげん」にて行い，うち１体の照射後試験が2001年度より開始されている。

さらに，HBWRでの負荷追従照射試験及び出力急昇試験，原研のNSRR（日本原子力研究所東海研究所にある軽水減速・冷却プール型の反応度事故時の安全研究用原子炉。Nuclear Safty Research Reactorの略）での反応度投入試験を実施して，日負荷追従運転時，出力過渡時，反応度投入事故時での実証炉用MOX燃料の燃料ふるまいを確認するとともに，破損限界を把握した。

(3) 実証炉54本燃料の設計開発[15)]

実証炉用54本燃料集合体は，実証炉運転開始後の取替燃料として段階的に投入することを目指して開発が進められたもので，軽水炉の高燃焼度燃料に比肩する55GWd/tを集合体最高燃焼度とした。

設計開発は，実証炉用36本燃料の設計開発と同様に試作試験，熱水力特性試験，耐久性試験等が行われ，原型炉での照射試験を実施するための安全審査を受ける段階まで開発を進めたが，実証炉建設計画の中止，さらに「ふげん」の限定された期間での運転見通しを受け，照射試験は実施されなかった。

4.2 MOX燃料製造技術

1965年，アメリカのNUMEC社の設計で建設されたプルトニウム燃料第一開発室において当時の原子燃料公社におけるMOX燃料製造技術の開発がスタートした。ここでのプルトニウムの取扱いに関する経験，燃料製造試験結果等に基づき，「ふげん」用ライン（以下ATRライン）と，高速実験炉「常陽」用ラインを有するプルトニウム燃料第二開発室を建設した。ATRラインは，1972年，製造能力30kgMOX/日での重水臨界実験装置（DCA）用MOX燃料製造により運転を開始した。ATRラインにおける年間製造能力は当時約５トンMOXであったが，DCA燃料の製造後，「ふげん」用燃料を製造するため製造能力を60kgMOX/日に増強し，年間製造能力は約10トンMOXとなった。

(1) 製造フロー

燃料製造は，ペレット製造，燃料要素加工及び集合体組立の３つの工程から成る。「ふげん」燃料集合体製造フロー（第32回取替燃料（その２）製造時）を図49に示す。

ペレット製造工程では，原料プルトニウム，原料ウラン及び乾式回収粉末の三種類の原料を燃料仕様に基づき秤量する。秤量後，粉末をボールミルにより均一に混合し，潤滑剤を添加した後，無造粒で直接グリーンペレットに成型する。焼結の前に，ペレット中の潤滑剤を除去するためにグリーンペレットの予備焼結を行う。その後，焼結に続いて，直径と表面粗さの仕様を満たすよう湿式研削法により研削し，寸法，密度及び外観等の検査を行う。ペレット製造時に発生したスクラップは，焙焼・還元処理を行い，乾式回収粉末としてリサイクルする[17)]。

燃料要素加工工程では，まず定尺切断した被覆管に下部端栓をTIG溶接法で溶接する。被覆管の開口部に管口マスクを取り付け，官庁検査に合格したペレットをプレナムスプリング，断熱ペレット等の部材とともに充てんする。管口部の除染後，ペレットに吸着した水分を除去するため，真空チャンバ内で脱ガス処理を施し，その後雰囲気をヘリウムに置換する。ヘリウム雰囲気中で上部端栓をTIG溶接し，連結するオープンポートボックス内で表面の除染を行う。燃料要素加工工程では被覆管の外観，寸法検査，溶接部のX線検査，表面汚染検査，ヘリウムリーク検査等の検査を実施する。

集合体組立工程は，下部タイプレート，スペーサタイロッド及びスペーサで構成されるスケルトンの組立から始まる。組み立てたスケルトンに内層，中間層，外層の各燃料要素を順に挿入し，ロッドスプリング，バネカバー，上部タイプレートを取り付け，ロックナットで締め付ける。全長，

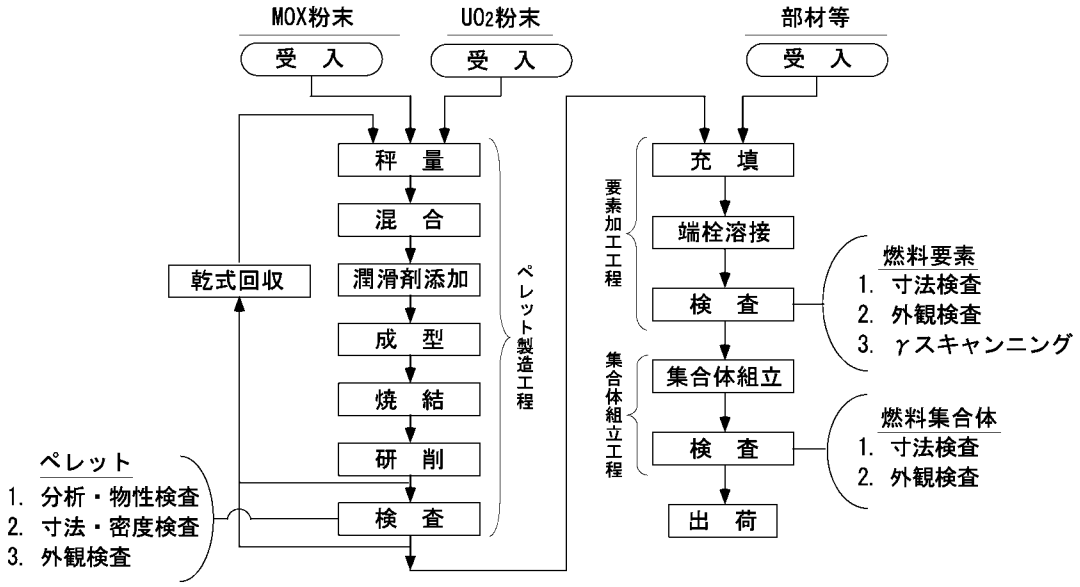


図49　ふげん燃料製造工程概略フロー

曲り，ねじれ等の測定後，集合体の洗浄を行い，燃料集合体が完成する。

以下,各工程における技術開発成果について示す。

(2) ペレット製造技術

1）粉末工程

ATRラインの粉末工程の主な特徴は，ボールミルによる一段混合と，無造粒による成型である。

「ふげん」燃料製造開始時は，混合されたMOX粉末を均一にする目的で２段混合法を採用していた。２段混合法の第一段階ではVI型混合機を，第二段階ではボールミルを用いていた。

ATRラインにおけるMOX燃料製造の初期，ステンレス鋼をボールミルポットとボールの材質として使用していたが，ボール表面とポット内面にMOX粉末の付着を引き起こした。この問題を解決するため，ポット内面にシリコンゴムライニングを施すとともに，ライニング材混入による不純物の増加を抑制するため，ボール材質をアルミナに変更する改良を行った。加えて,混合性能が良く，容量が大きいボールミルに更新した。この新しいボールミルの混合性能の確認後，ATRラインに一段混合法を導入した。

このボールミルによる粉砕混合によって凝集形態をとる原料粉末の粒子は分散，均質化されるため，海外から調達したPuO_2粉末，当時の動燃事業団が独自に開発したマイクロ波加熱直接脱硝法による混合転換粉末，規格外品からの回収粉末，ウラン粉末等の多様な原料粉末の組み合わせにおいても安定した収率でのペレット製造が可能となった。また，続く潤滑材を添加混合する工程において，均質化された原料粉末は容易に団塊化し，特別な造粒工程を設けなくとも，ペレット成型時の充てんに必要な流動性を有する粉体を得ることができた[18), 19)]。図50に「ふげん」MOX燃料の原料の構成割合例を示す。

2）ペレット成型

グリーンペレットの密度と直径は焼結後のペレットの品質を制御するための重要なパラメータである。各製造ロットの成型初期の段階で，成型圧力等の成型条件を決定するためサンプル採取を行い，グリーンペレットの密度と寸法を測定した。「ふげん」燃料製造後期におけるグリーンペレット密度の標準偏差は0.2g/cm^{3}よりも小さく，非常に安定していた。

3）焼　結

焼結は密度，O/M比等のMOX燃料ペレットの品質を決定する重要な工程である。ATRラインでは，予備焼結と焼結に円筒形のバッチ炉を使用した。このタイプの炉は，製造能力は小さいが，均熱性に優れ，メンテナンスが容易である。

焼結炉はグローブボックスの底に連結され，グローブボックスの天井に設置したホイストクレーンによりグリーンペレットを炉に装荷した。焼結雰囲気は５％水素と95%窒素の混合ガスであり，潤滑剤を除去する予備焼結炉は，200℃/hの昇温速度で昇温，800℃で２時間保持した後，自然冷

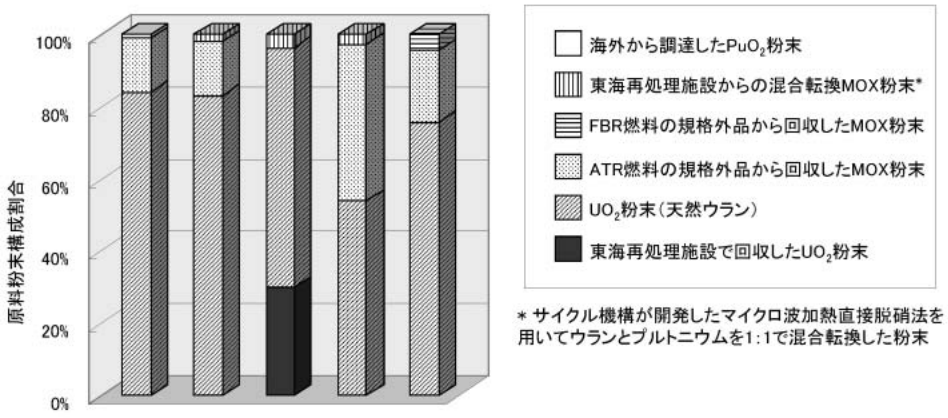


図50 「ふげん」MOX燃料の原料粉末の構成割合の例

却させる条件で運転した。また焼結炉は，昇温速度400℃/hで昇温，約1700℃で２時間保持した後，降温速度600℃/hで降温するという条件で運転した。

各製造ロットの焼結ペレット密度の標準偏差は約0.3%T.D.であり，焼結ペレット密度の仕様（95±2.0%）の公差に比べて十分小さい値であった。

４）仕上げ

センタレス研削は仕上工程において最も重要な工程である。「ふげん」燃料製造では，すべて湿式研削法でペレットの研削を行った。研削後のペレット外径の標準偏差は６μmより小さく，仕様（14.4±0.03mm）の公差に対し十分小さい値であった。なお，研削粉末は冷却水とともに集め，遠心分離機により回収し，焙焼・還元後に供給原料の一部としてリサイクルした。

外周研削後，寸法と密度の測定を実施した。燃料製造の初期においては，手作業で測定を行っていたが,測定作業中の被ばく量を減少させるため，また，測定精度を向上させるためレーザによる自動測定に切り替えた。この経験に基づき，レーザによる測定がプルトニウム燃料第三開発室において採用されている。

(3) 加工組立技術

１）燃料要素加工工程

燃料ペレットの充てんに当たって被覆管の開口部に取り付ける管口マスクは，被覆管内部へペレットを充てんする際に被覆管開口部の汚染を防止するためのものであり，「常陽」及び「もんじゅ」燃料などのMOX燃料製造にも使用されている。図51に管口マスクの概略図を示す。

管口マスクは被覆管と同径のステンレス管を加工し，管の一端に薄い箔部を設けたものである。被覆管にこの管口マスクを取り付け，熱収縮チューブにより固定してからペレットの充てんを行う。

管口マスクは1972年のDCA燃料製造開始時から使用していた。当時，箔部の厚さは約0.04mmと薄かったため，製作時のコストが高く，取扱い時に箔部が変形することがあり，さらにテーパ先端部が鋭角になっていたためビニルバッグを破損させる可能性があるなどの問題点があった。

このため，数回の改良を加え，箔部についてはペレット充てん性に影響を与えず，かつ取扱い時の箔部変形を防ぐように厚さ約0.07mmとした。また，ペレット充てん時のガイドとなるテーパ先端部については，鋭角部をなくした形状とした。これらの改良により，被覆管開口部の除染作業に要する時間を大幅に短縮することが可能になり，また管口マスク取扱い時の安全性が向上した。

脱ガス・上部端栓溶接は，燃料要素の品質に最

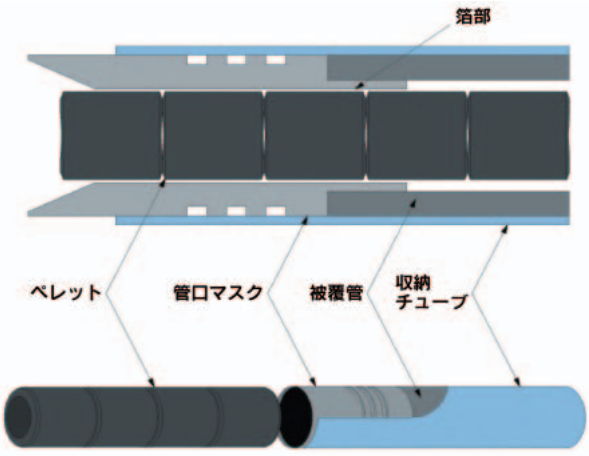


図51 管口マスク

も大きな影響を及ぼす工程の一つであり，溶接部の欠陥発生件数が加工工程の歩留りを大きく左右する。この中で最も大きな問題がブローホールの発生であった。

ブローホールの発生には大きく２つの原因があった。一つは，溶接電源を供給する被覆管チャック部の「カーボンブラシ」の磨耗により，ブラシと接触しているディスク側への押し付け力が不足し，電圧降下が起きたためにブローホールが発生するというものであった。この対策として，ブラシの押し付け方法を，磨耗しても常時ディスクに一定圧で接触するようバネ式に変更した。図52に被覆管チャック部概略図を示す。

もう一つは被覆管端面部の仕上げ精度の問題であった。通常，被覆管端面部の形状は端栓嵌合部に合わせR形状に仕上げるが，仕上げバイト先端のR部の磨耗によりテーパ状になり，被覆管と端栓嵌合部に通常より大きな隙間が発生し，これがブローホールの原因となっていた。図53に被覆管と端栓嵌合部の概略を示す。この対策として，仕上げバイトの使用回数を厳しく管理するとともに，被覆管端面部の仕上げがR形状に加工されているか溶接前に端面の形状測定を全数実施するようにした。

２）燃料集合体組立工程

燃料集合体組立時に最も注意すべきことは，燃料要素の規定の層以外への誤挿入である。これを防止するため，燃料要素を規定の層以外に入れようとしても，下部タイプレートの穴に下部端栓が入らないようにタイプレート穴及び端栓細径部の

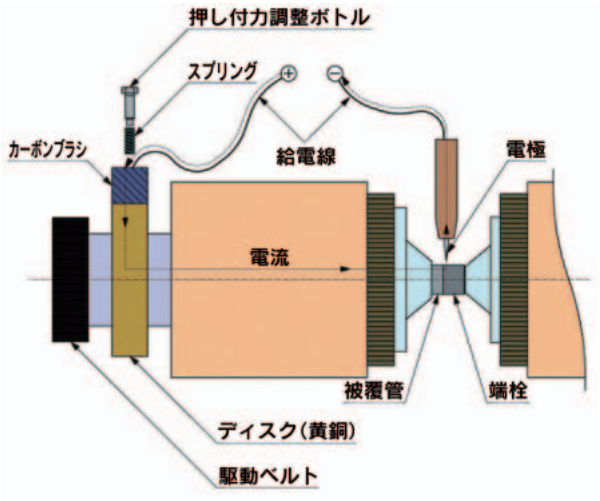


図52　被覆管チャックの概要

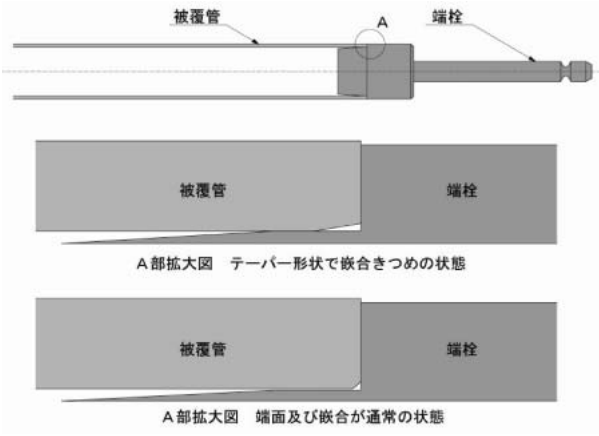


図53　被覆管と端栓の嵌合部の概略

径を変え，また，内層，外層の区別が一見して分かるように内層の上下部端栓細径部に溝を入れて誤挿入防止を図った。

(4) 検査技術及び品質保証システム

「ふげん」用MOX燃料製造過程において，ペレット，燃料要素，集合体の各段階で寸法・密度測定，外観検査，化学分析，物性検査，X線検査，リーク検査等の様々な検査を行った。

MOX燃料特有の検査であるプルトニウムスポットの測定技術については，プルトニウムから放射されるα線によるニトロセルロースフィルムの黒化を利用するαオートラジオグラフィ法を実用化し，プルトニウムスポットの分布を観察した。図54は焼結後ペレットのプルトニウムスポット分布の代表的なものである。なお，プルトニウムスポットの最大寸法の測定は，すべての製造ロットに対して実施した。

MOX燃料製造に係わる品質保証システムは，1975年の「ふげん」初装荷燃料の製造開始に合わせて導入した。当時の動燃事業団においては，「ふ

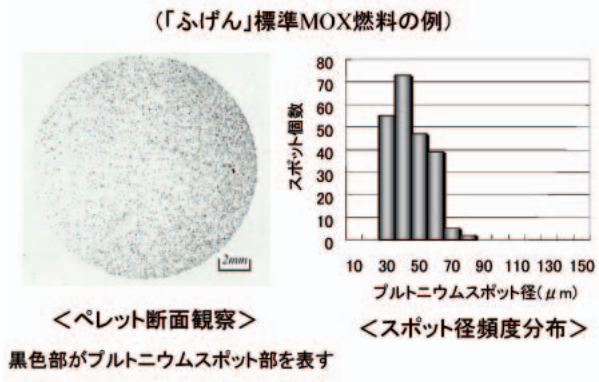


図54　プルトニウムスポットとその分布

げん」初装荷燃料の製造に先立ち，品質保証計画の確立のため，本社及び東海事業所（プルトニウム燃料部及び技術部）からなる品質保証委員会を1974年７月に設置し，約６カ月間にわたって検討を行った。また，この検討の中で，米国エヌ・ユー・エス社（NUS）から，動燃内の品質保証に関する組織，品質保証文書及び製造施設のレビュー並びに品質保証計画書に関するコンサルテーションを受けた。さらに文書類のレビューが行われた後，1974年12月にMOX燃料製造に係わる品質保証システムを確立し，本システムに基づく「ふげん」初装荷燃料の製造を開始した。

1998年10月のサイクル機構設立後，東海事業所の受注製品等に係る品質保証基本計画書が改正（ISO9000シリーズの要求事項の取入れ）され，MOX燃料集合体の品質保証計画書も大幅な見直しが行われた。

2000年４月には，ISO9001（品質システム－設計，開発，製造，据付け及び付帯サービスにおける品質保証）の取得宣言を行い，同年10月からISO9001規格に基づく品質システムの運用を開始し，2001年３月に認証を取得した。

以降，本システムによる品質保証活動はFBR用燃料製造も含め，継続的に運用されている。

4.3 「ふげん」燃料製造実績

「ふげん」MOX燃料製造量の累計は，約139トンMOXとなり，「ふげん」燃料ペレットの製造収率は約90%以上を維持し，量産規模で安定してMOX燃料が製造できることを実証した。図55にATRラインにおけるMOX燃料製造実績を示す。

「ふげん」に装荷されたMOX燃料集合体を含むATRラインで製造したすべてのMOX燃料には，１体の燃料破損もなかった。

また，ATRラインにおいては，サイクル機構の再処理で様々な使用済燃料から回収したプルトニウムを「ふげん」MOX燃料用原料として利用した。1987年には「ふげん」使用済MOX燃料から回収したプルトニウムで「ふげん」燃料を製造し，翌1988年に「ふげん」に装荷され，ATR燃料サイクルの輪を閉じることができた。これは，核燃料サイクル技術開発を進めてきたサイクル機構の大きな業績の一つであると考える。

５．再処理実績

5.1 はじめに

東海再処理施設は，我が国初の再処理施設として仏国の技術をベースに設計され，1971年から1974年にかけて主要な施設を建設した。

1975年より化学試験，ウラン試験を行い，1977年の日米再処理交渉を経て1977年９月より原研のJPDR（動力試験炉）の使用済燃料を用いてホット試験を行った。2002年12月末現在の累積処理量は，「ふげん」燃料約70.4トン（うちMOX燃料約

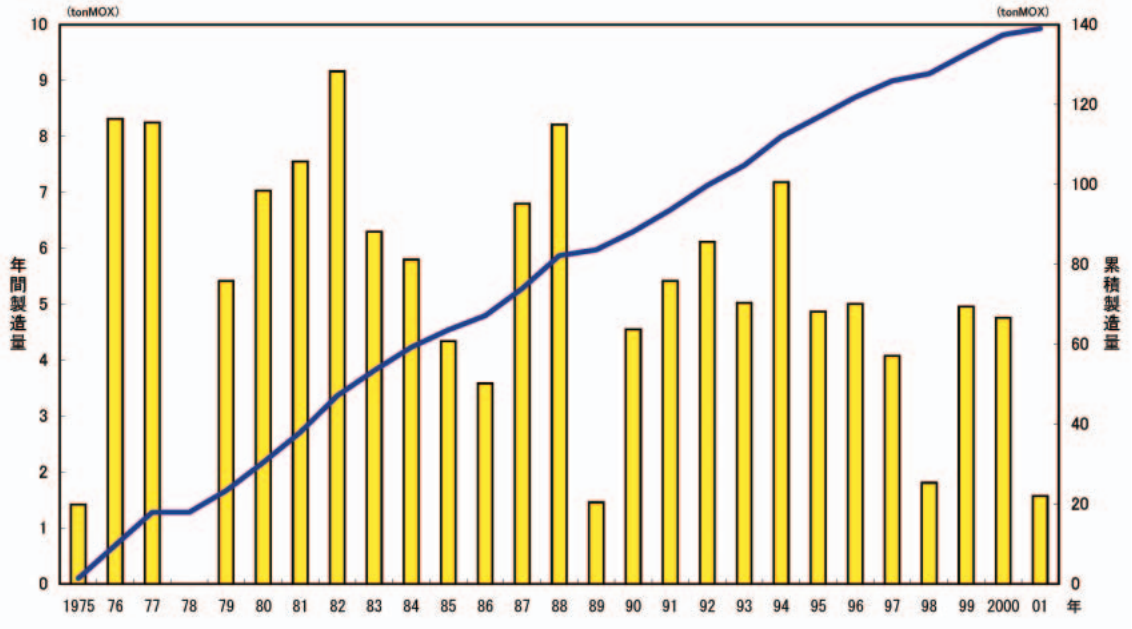


図55　ふげん燃料製造実績

2002 年 3 月末

10.5トン）を含め，約1,009トンに達している。（図56参照）

また，東海再処理施設においては①放出放射能の低減化，②回収ウランの脱硝技術開発，③マイクロ波加熱によるウラン・プルトニウムの混合転換技術開発，④厳しい腐食環境においても適用可能な高信頼性機器の開発，⑤高線量機器の遠隔点検補修技術開発，⑥低放射性廃液の安定固化技術開発，⑦高レベル廃液のガラス固化技術開発，⑧その他，運転保守方法の改良，コンピュータを用いた工程管理などの技術開発を行った。

これらの技術開発及び遭遇した様々な課題の克服は，国内技術を結集して行われたものであり，東海再処理施設におけるプラント規模での再処理技術の開発・実証を通じて，機械的前処理と溶媒抽出の組み合わせにより軽水炉及び「ふげん」の使用済燃料の再処理が十分可能であることを実証するとともに，再処理技術の国内定着に寄与してきたと考えている。

さらに，核不拡散条約や日･IAEA保障措置協定に基づく厳正な保障措置・核物質防護を実施するとともに，保障措置技術開発にも取り組んでいる。

5.2 「ふげん」燃料再処理

(1) 概要

1）「ふげん」燃料再処理のための設置変更

東海再処理施設では，当初は軽水炉使用済燃料を処理対象としていたが，「ふげん」の安定運転及び将来のプルサーマル燃料再処理の技術開発に資するため，「ふげん」の使用済燃料を処理対象に加えることとした。

このため，1984年８月20日に再処理施設の設置変更承認を申請した。この変更申請は，まず当時の科学技術庁にて，引き続き原子力安全委員会にて審議され，1985年７月30日付けで内閣総理大臣の承認を受領した。

2）処理実績

1985年11月にふげん使用済燃料を受け入れて以降，2002年12月末現在まで約109.8トンの「ふげん」使用済燃料を受け入れた。このうち，MOXタイプA燃料は約22.8トン，MOXタイプB燃料は約15.8トンである。

「ふげん」燃料の再処理は，1986年11月の86－2キャンペーンでのMOXタイプA燃料約5.2トンの処理を始めとして，2002年12月末までに約70.4トンを再処理した。このうち，MOXタイプA燃料は約10.5トンである。

(2) 再処理の方法

1）再処理工程の概要（図57参照）

原子炉から取り出された使用済燃料集合体はキャスクに収納され東海再処理施設に運ばれる。集合体は燃料取出プールに水没した状態でキャスクから取り出し，次のせん断処理までの間，燃料貯蔵プールに一時貯蔵する。

せん断処理においては，集合体を１体ずつコンベアにてせん断処理工程のセルに送り，せん断装置にて集合体ごと約４cmの小片にせん断する。

せん断された燃料小片は，分配器を経て３基の溶解槽に装荷され，硝酸を加え加熱して被覆管内

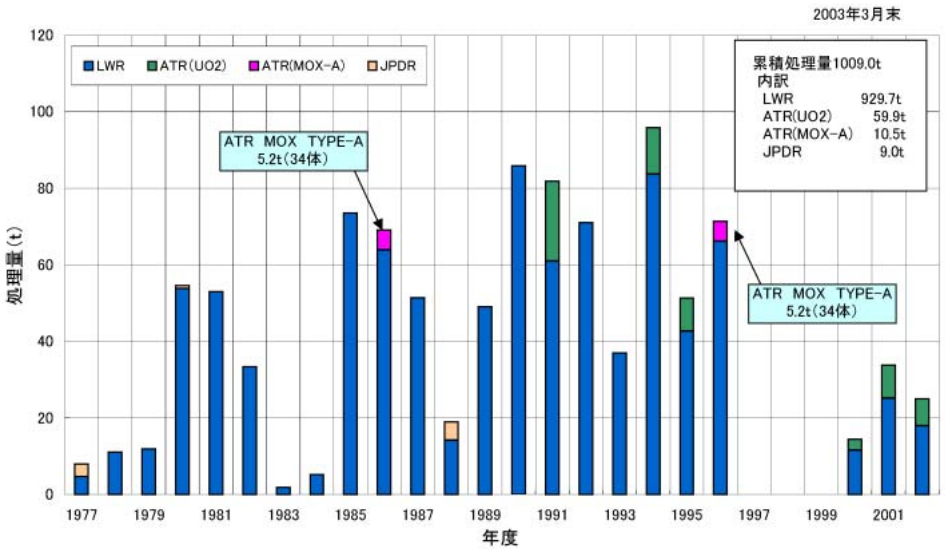


図56　使用済燃料の再処理実績

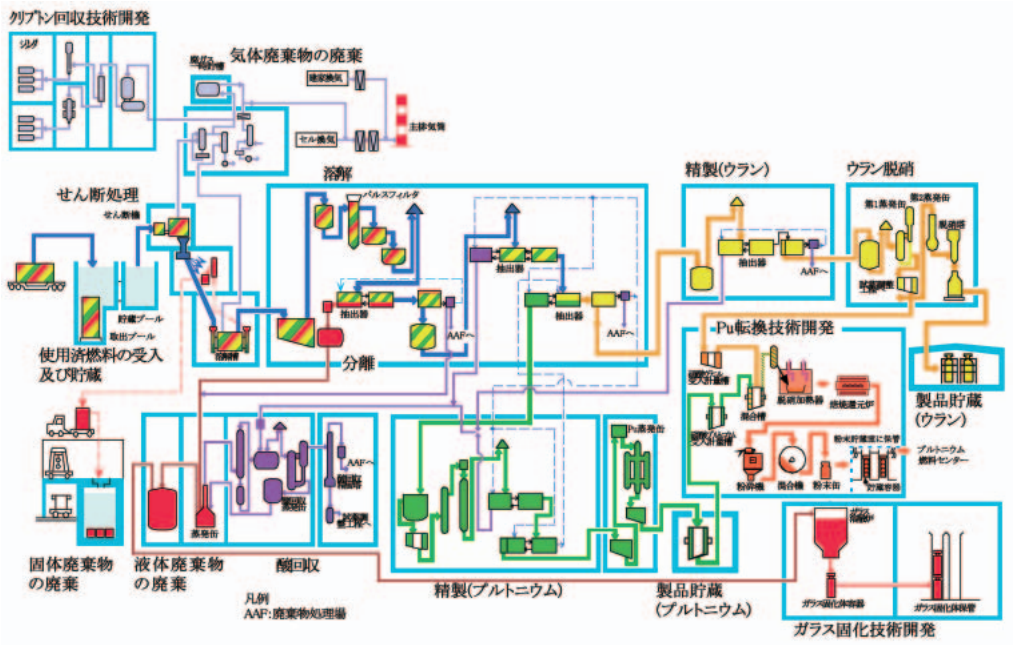


図57　東海再処理施設工程図

の燃料が浸出溶解される。溶解液には少量の不溶解残渣が含まれているので，清澄工程のパルスフィルタでろ過し，不溶解成分を除去する。ろ過された溶解液は濃度調整を行った後，分離精製工程へ送ってウラン及びプルトニウムを回収する。

溶解液の分離精製には，抽出溶媒としてTBP（リン酸トリブチル）を用い，抽出器には多段のミキサセトラを用いている。ろ過され濃度調整された溶解液は，分離第１サイクル（共除染工程）に送られ，大部分の核分裂生成物が除去される。次に，ウラン，プルトニウムを含む溶液は，分離第２サイクル（分配工程）においてプルトニウムの原子価を調整する試薬（還元剤）を添加することによってウランとプルトニウムを分離する。分離したウラン溶液及びプルトニウム溶液は，それぞれの精製サイクルにおいてさらに精製される。

精製したウラン溶液は，蒸発缶（２段）により蒸発濃縮し，脱硝塔で三酸化ウラン粉末に脱硝し，専用の容器に収納して貯蔵庫に保管している。

精製したプルトニウム溶液は，蒸発缶により蒸発濃縮して専用の貯槽に貯蔵したのち，東海再処理施設のプルトニウム転換技術開発施設においてウラン溶液と混合し，ウラン・プルトニウム混合粉末（MOX粉末）に転換し，「ふげん」燃料及び「もんじゅ」や「常陽」などの燃料製造に供されている。

集合体のせん断によって発生する集合体のエンドピース，及び溶解後に溶け残る被覆管などは，専用の容器に収納して高放射性固体廃棄物として保管している。

分離第１サイクルなどから発生する高放射性廃液は，蒸発缶により蒸発濃縮し，高レベル廃液として専用の貯槽に貯蔵している。その一部は，東海再処理施設のガラス固化技術開発施設において，ガラス固化試験に供されている。

再処理施設において発生する水相の低放射性廃液は，その放射能濃度に応じて蒸発濃縮・凝集沈殿処理を行い，放射性物質の濃度が基準値以下であることを確認したのち海洋へ放出している。処理後の濃縮廃液及び沈殿物は，専用の貯槽に貯蔵している。

油相の低放射性廃液（使用済の廃溶媒）は，廃溶媒処理技術開発施設に送り，エポキシ固化などの技術開発に供されている。

低放射性の固体廃棄物は，可燃性，難燃性，不燃性に分類している。焼却する廃棄物は，焼却施設において焼却し，焼却灰及び焼却しない廃棄物は容器に封入し低放射性固体廃棄物貯蔵庫に保管している。

２）「ふげん」燃料の再処理方法

「ふげん」燃料の核物質量は，集合体あたり約150kgであり，燃料の種類から，低濃縮ウラン燃料とMOX燃料に大別される。さらにMOX燃料

は，核分裂物質量により，MOXタイプA燃料及びMOXタイプB燃料に分けられる。各々の再処理施設への受入基準は表６に示す。

「ふげん」燃料再処理方法の決定においては，燃料の集合体形状及び燃焼による性状に基づいた検討を行った。

「ふげん」燃料の集合体断面は軽水炉燃料の角形ではなく円形であり，燃料の端末部分の形状が軽水炉燃料と異なっている。このため，集合体を取扱う使用済燃料受入貯蔵及びせん断工程では，ふげん燃料専用のつかみ具，治具等を設けることにより対応した。

化学処理工程以降のプロセス検討においては，低濃縮ウラン燃料，MOXタイプA燃料及びMOXタイプB燃料とも燃焼度が低く，冷却日数も長いことから，１日あたりのふげん燃料再処理による入量放射能量（１日あたりに処理する使用済燃料中の放射能量）は軽水炉燃料再処理に比べて約１/６以下であり，プロセス上問題にはならない。しかしながら，MOXタイプB燃料は，炉装荷時から核分裂性プルトニウムを約1.3%内蔵しており，燃焼によるプルトニウムの減少を考慮しても軽水炉燃料再処理時におけるプルトニウム量を上回ることになる。これに対応するためには，プルトニウム取扱い工程等の能力増強のための施設改造が必要になる。施設改造を行わずにMOXタイプB燃料を処理するため，１日あたりの処理量を低く制限し，さらに溶解液に硝酸ウラニル溶液を加えてウラン及びプルトニウム濃度を軽水炉燃料相当に調整した後，分離精製工程に供給することとした。

このような検討の結果，低濃縮ウラン燃料は１日あたり最大0.7トン（金属ウラン換算），MOX燃料は年間最大10トン（金属ウラン・プルトニウム換算）MOXタイプA燃料は１日あたり最大0.7トン（金属ウラン･プルトニウム換算）MOXタイプB燃料は１日あたり最大0.43トン（金属ウラン・プルトニウム換算）の処理ができることとなった。

表６　ふげん使用済燃料の受入基準

燃料の種類	低濃縮ウラン	MOXタイプA	MOXタイプB
燃料集合体１体あたりの最高燃焼度（MWd/t）	30,000	20,000	20,000
１日あたり処理する使用済燃料の平均燃焼度（MWd/t）	17,000	12,000	17,000
燃料集合体１体あたりの初期ウラン濃縮度または初期核分裂物質量（wt%）	2.3	1.4	2.0
比出力（MW/t）	20	20	20
冷却日数（年）	2	2	2

(3)「ふげん」MOX燃料再処理の成果

「ふげん」MOXタイプA燃料の再処理を通じて得られた主要な成果・知見は次のとおりである。（表７参照）

① 「ふげん」燃料は安定してせん断できる。
② 溶解特性は，軽水炉燃料と同様に良好である。
③ 溶解液の清澄特性は，軽水炉燃料と比べ顕著な差はなく，安定して清澄できる。
④ ウラン，プルトニウム，核分裂生成物の抽出特性は，軽水炉燃料と同様に良好であり，安定して抽出できる。
⑤ 回収されたウラン，プルトニウム製品は，各々に要求される品質を十分満足するものである。

以上のことより，ふげんMOXタイプA燃料は軽水炉燃料と同様に安全に安定して再処理できることを確認した。

今後は，よりプルトニウム含有量が多く，放射線強度も高く，燃焼度の高いMOXタイプB燃料の再処理実証試験を行う計画であり，これらの結果はプルサーマル燃料再処理の実用化に貢献できるものと考えている。

5.3　混合転換

(1) 回収Pu転換

使用済燃料の再処理によって分離精製されたプルトニウム及びウランを原子炉の燃料として再利用するためには，再処理技術，燃料製造技術と並んで混合酸化物への転換技術の開発が不可欠である。

1965年代から1975年代の東海再処理施設の建設，ホット試験と並行して，当初はシュウ酸沈殿法によるプルトニウム単体転換技術の開発を計画し準備を進めていた。1977年４月に発表された米国の新原子力政策に基づく日米再処理交渉の結果プルトニウム単体転換は核不拡散の点から好ましくないので，準備していた単体転換施設の建設を延期し，プルトニウムをウランとともに酸化物に転換する混合転換技術の研究開発を開始した。

混合転換法として，二酸化ウラン燃料の製造において実績があるアンモニア共沈法と，動燃事業

表7　ふげんMOXタイプA燃料再処理によって得られた成果･知見

工　程	調　査　項　目	視　　点	結　果　の　概　要	結　　論
せん断	・せん断に要する駆動力 ・燃料せん断粉末の性状	・燃料が小型であることから,駆動力は軽水炉燃料よりも低いことの確認 ・部品磨耗や作動不調に及ぼす影響	・駆動力は軽水炉燃料よりも低い ・BWR燃料と同様	軽水炉燃料と同様に安定してせん断できる
溶　解	・溶解速度 （単位時間あたりの溶解量） ・溶解率　　・溶解時間	燃料製造方法の違いによる溶解性の調査	軽水炉燃料に比べ有意な違いはない	軽水炉燃料と同様に溶解性は良好である
清　澄	・ろ過速度 （単位時間あたりのろ過流量） ・ろ過速度低下割合	不溶解残渣の性状の違いによるフィルタの目詰まり傾向の調査	軽水炉燃料と比べ顕著な差はない	軽水炉燃料と同様に安定して清澄できる
抽　出	・U，Pu損失量 ・主要FPの抽出挙動 ・TRUの抽出挙動	MOX燃料の抽出フローシートの適用性確認	・U，Pu損失量は，軽水炉同様に大変低い ・主要FPの除染係数は軽水炉同様に非常によい ・ウラン製品中のTRUは検出限界以下であった	軽水炉燃料同様に安定して抽出できる

詳細は動燃技報　「ふげん」MOX燃料の再処理，No.69　1989.3　参照

FP：核分裂生成物
TRU：超ウラン元素

団が開発したマイクロ波加熱直接脱硝法（以下,「MH法」という。）についてプルトニウムを用いた比較評価試験を計画した。

(2) 混合転換技術開発試験設備（2kgMOX設備）

プルトニウム燃料第二開発室にMH法とアンモニア共沈法による混合転換技術開発試験設備（以下,「2kgMOX設備」という。）を設置し，1979年4月からウラン試験を行い，同年7月からは東海再処理施設から,硝酸プルトニウム輸送容器(収納量4ﾘｯﾄﾙ，約1kgPu）により受け入れた硝酸プルトニウム溶液を用いた研究開発を開始した。

比較評価試験の結果，MH法はアンモニア共沈法に比べて工程が単純で廃棄物の発生量も少なく，得られるMOX粉末もペレット製造に適していることが明らかになった。

沈殿法や流動床脱硝法などの混合転換法と比べたMH法の特長は以下の通りである。

① 沈殿法のように，溶液調整（酸濃度，原子価など）が不要であり，沈殿剤を使用しない。

② このため，廃液の発生量が少なく（シュウ酸沈殿法の約1/4），廃液中のPu量も少なく，金属塩などを含まないため，廃液処理が容易。

③ 流動床脱硝のようにキャリアガスを必要としないので，廃気発生量が少ない（流動床脱硝の約1/10)。

④ マイクロ波加熱は，電気抵抗加熱あるいは蒸気加熱方式に比べて装置が小型でシンプルである。

⑤ 得られるMOX粉末の特性がペレット製造に適している。

⑥ プルトニウムとウランが分子レベルで均一に混合されているため，プルトニウムスポットが少ない。

⑦ MOXペレットの照射によるFPガスの放出率が低い。

⑧ MOXペレットの硝酸に対する溶解度についても通常のウラン燃料と変わらない。

MH法による混合転換技術開発を継続しつつ，転換したMOX粉末を「ふげん」用原料粉末として供給すべく，1979年8月から1983年4月までの間，Pu:U混合比1：1の混合転換試験を実施し，1,104kgのMOX粉末を製造した。

さらに，1983年4月から1984年11月までの間には，高速実験炉「常陽」MK-Ⅱ用原料粉末として供給するため，Pu：U混合比20：1の混合転換試験を実施し，360kgのMOX粉末を製造した。

(3) プルトニウム転換技術開発施設

当初はシュウ酸沈殿法によるプルトニウム単体転換技術の開発を計画し準備を進めていたが，日米再処理交渉の結果を受けて，混合転換施設とするための再設計を1978年12月より開始した。

プルトニウム転換技術開発施設（以下,「転換施設」という。）の設計においては，2kgMOX設備における試験結果を取り入れ，MH法を採用するとともに，再処理施設本体のプルトニウム回収量

に見合う10kgPu＋U/日（5 kgPu/日）の処理能力を持つように計画した。さらに，被ばくの低減，臨界事故の防止，環境への影響の低減，保障措置，計量管理についても配慮した設計となっている。転換施設は，東海再処理施設の分離精製工場に隣接して設置することとし，原料の硝酸プルトニウム溶液は分離精製工場から配管によって供給することとした。硝酸ウラニル溶液の供給は，分離精製工場から配管による供給と外部からの容器による供給が可能な構造となっている。

転換施設は，1980年８月に着工し，1983年２月に建設を完了している。また，転換したMOX粉末を燃料製造工程へ輸送するため，転換施設の建設と並行してPUCON型輸送容器（収納量12kgMOX）を開発，製作している。

1983年４月より再処理施設にて回収された硝酸ウラニル溶液800㍍（280kgU）を用いたウラン試験を行っている。回収されたウラン粉末約220kgは，「ふげん」用燃料４体に使用されている。

プルトニウム試験は，1983年10月に分離精製工場から硝酸プルトニウム溶液約300㍍（約50kgPu）を受け入れることにより開始し，1986年８月には使用前検査合格証を受領した。合格証受領以降，本格的な技術開発運転を開始している。

今までに，図58に示すとおり，約13.2トンのMOX粉末を製造している。

(4) 転換の方法

転換施設の主要工程は，図59に示すように溶液の受入混合工程，転換工程及び粉末取扱・貯蔵工程よりなっている。

硝酸プルトニウム溶液及び硝酸ウラニル溶液は東海再処理施設の分離精製工場より配管にて移送される。１回あたり，硝酸プルトニウム溶液約300㍍と硝酸ウラニル溶液約１m³を移送することができる。硝酸ウラニルは外部からの受入も可能である。

溶液の受入混合工程では，移送された溶液を受入・計量し，これをPu：U混合比１：１になるように混合する。

この混合溶液を約８㍍分取してマイクロ波加熱器内の丸盆状の脱硝皿に供給し，マイクロ波加熱器を発振し，カルメラ状の脱硝体を得る。１回の脱硝操作で，約２kgPu＋Uが脱硝される。脱硝体は破砕した後，焙焼還元炉内で焙焼し，二酸化物を得る。二酸化物は粉砕して粒度を調整し，ロット混合ののち粉末缶に充てんする。

粉末缶は貯蔵容器に収納して一時保管した後，燃料製造工程へ払い出す。

各工程で発生する廃気は，酸吸収塔，洗浄塔などで洗浄し，高性能フィルタでろ過された後，再処理施設の主排気筒より放出される。

廃液は，蒸発濃縮，凝集沈殿などの処理を経て分離精製工場に払い出し，固体廃棄物は再処理施設の低放射性固体廃棄物貯蔵庫にて保管している。

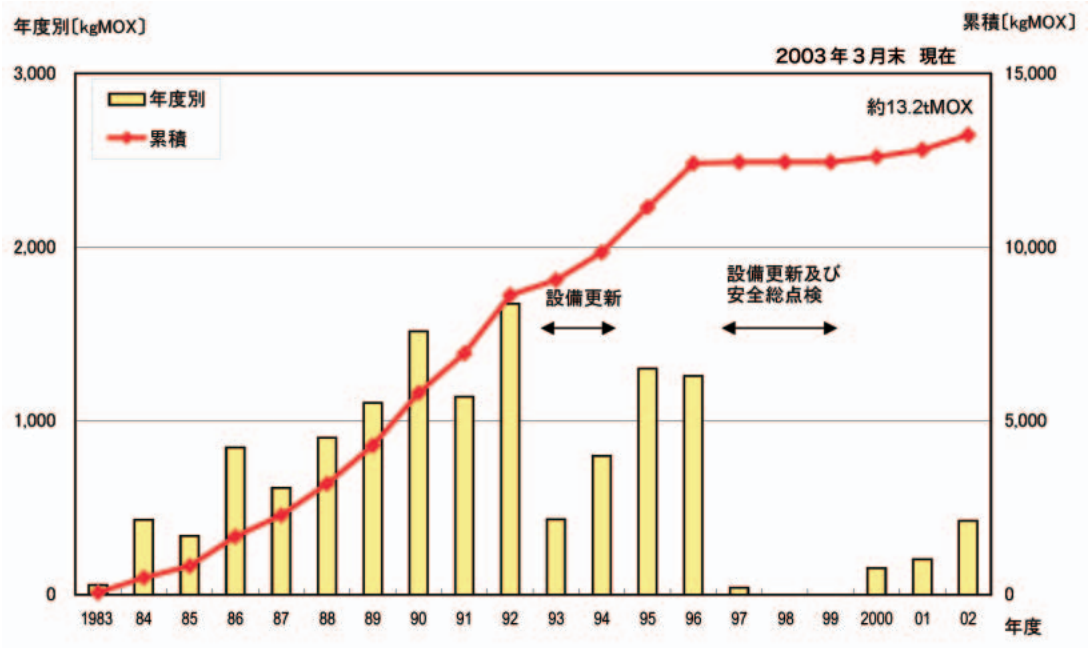


図58　プルトニウム転換技術開発施設における年度別混合転換MOX量

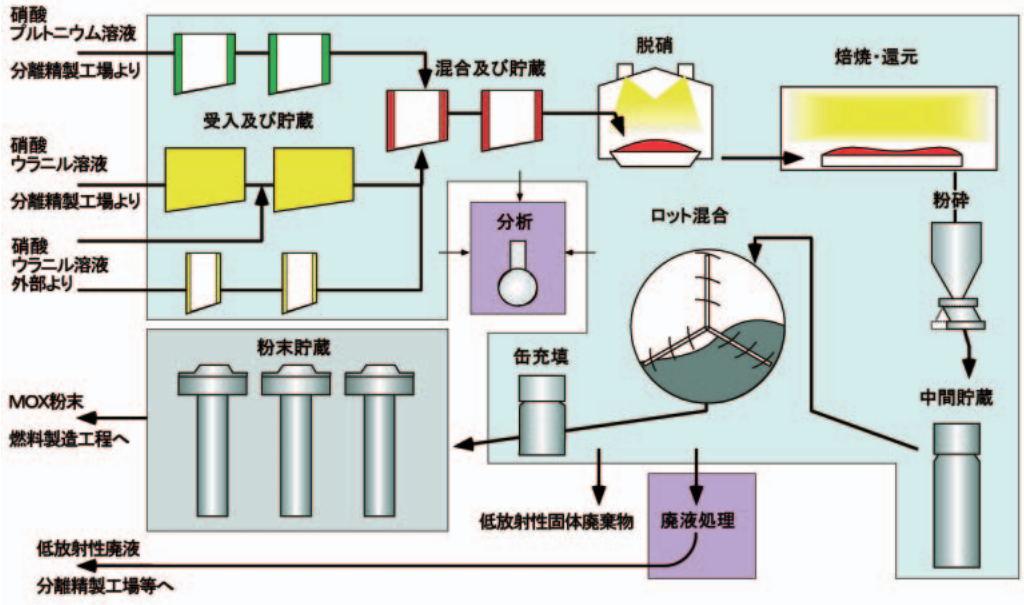


図59　プルトニウム転換技術開発施設の工程フロー

(5) 混合転換技術開発の成果

2 kgMOX設備及び転換施設における混合転換技術開発の成果は次の通りである。

① 動燃が独自に開発したMH法により2 kgMOX設備では約1.5トン,転換施設では2002年12月末までに約13.2トンのMOX粉末を製造した。これにより,「ふげん」,「もんじゅ」や「常陽」の新型炉開発,並びに燃料製造技術開発に寄与した。

② ふげんウラン燃料及びMOXタイプA燃料の再処理により得られたプルトニウムも軽水炉燃料プルトニウムと同様に混合転換できることを実証した。

最後に1986年11月の86－2キャンペーンでのMOXタイプA燃料約5.2トンの再処理によって得られたプルトニウムは,1987年1月から2月にかけて転換施設において混合転換され,4体の新燃料集合体の原料となった。この4体の燃料は,1988年5月に「ふげん」に装荷されている。

ここに「ふげん」を中心とする核燃料サイクルの環が完成した。

6．結　言

「ふげん」は25年にわたり,MOX燃料使用による安定運転を継続し(平均設備利用率:62.2%),初の国産発電プラントとしてATR型炉の技術的成立性を実証するとともに,核燃料サイクルの環を初めて完結するなど,核燃料サイクルの中核的役割を担い,技術的かつ政策的にもプルトニウム利用の国内基盤を醸成させてきた。また,「ふげん」のプルトニウム利用実績は,わが国のプルトニウム平和利用に対する国内外の理解を深めることにも貢献してきた。

ATR実証炉の建設が遅延する間,有力なプルトニウム利用戦略のひとつである軽水炉でのプルトニウム利用(プルサーマル)計画が進展し,ATRでのプルトニウム利用を軽水炉が代替し得る見通しが得られたことや経済性などの理由により,ATRプロジェクトは中止となり,原型炉「ふげん」も2003年3月で運転を終了し,2003年9月末には新型転換炉の開発業務を終了することとなった。

「ふげん」の核設計手法はBWRの手法に基づいており,基本的には同様である。その手法に基づいてMOX燃料利用炉心の核設計を「ふげん」で実証した実績はBWRにおけるプルサーマルの礎になるものと考えられる。また,「ふげん」の炉心管理に従事した技術者は「もんじゅ」へと展開し,プルトニウム利用技術を継承していく。このように「ふげん」の成果は,有効に活用されることが期待されている。

参考文献

1) 石川正樹,飯島隆,他:“新型転換炉ふげん発電所におけるMOX燃料の仕様実績について”,JNC TN3410 2000-002(2000)
2) 弟子丸剛英,古林俊幸,他:“新型転換炉「ふげん」の炉心管理”,動力炉技報,No. 44(1982)
3) 山内一:“新型転換炉におけるウラン・プルトニウム

混合酸化物燃料の開発と使用実績”,動燃事業団第19回報告と講演の会予稿集（1986）
4）新型転換炉ふげん発電所　動力炉建設運転本部:“炉心特性と炉心管理技術”，動燃技報，No.69，p.16～p.21（1989）
5）松本光雄，小綿泰樹，他：“「ふげん」の炉心設計と特性”，動燃技報，No.65（1988）
6）M.Saito, et al.：“Core Management in the Fugen Power Station”, 10th Pacific Basin Nuclear Conference（1996）
7）Y.Shiratori, et al.：“Operating Experience with MOX Fuel Loaded Heavy Water Reactor”, Journal of Nuclear Science and Technology Vol.30, No.1, p.78～p.88（1993）
8）M.J.Brinkworth, et al.：“METHUSELAH-Ⅱ, A Fortran Program and Nuclear Data Library for the Physics Assessment of Liquid Moderated Rectors”, AEEW-480（1966）
R.Alpiar：“A Universal Assessment Programme for Liquid Moderated Rector Cells”, AEEW-R135（1964）
9）D.L.Delp, et al.：“FLARE, A Three-Dimensional Boiling Water Reactor Simulator”, GEAP-4598（1964）
10）T.B.Fowler, et al.：“Nuclear Reactor Core Analysis Code CITATION”, ORNL-TM-2496, Rev.2（1969）
11）H.Kato, et al.：“Core-Management Analysis of the Fugen Heavy-Water-Moderated Plutonium-Uranium Mixed Oxide Reactor”, Nuclear Science and Engineering 87, 361-380（1984）
12）白鳥吉武，松本光雄他：“「ふげん」炉心管理コード（POLESTAR）の精度評価”,動燃技報　No.78(1991)
13）T.Iijima, et al.：“Twenty-Four Year's Experience of Industrial-Scale Plutonium Use in the Fugen Nuclear Power Station”（2003）
14）白鳥吉武，林卓他:“γスキャニング装置によるATR燃料の出力分布測定結果”，動燃技報No.84（1991）
15）研究開発課題評価委員会：平成13（2001）年度研究開発用課題評価（事後評価）報告書　課題評価「新型転換炉用MOX燃料の高性能化」，JNC TN1440 2002-007（2002）
16）C.Vitanza, E.Kalstad, et al.：“Fission Gas Release from UO_2 Pellet Fuel at High Burn-up”, ANS Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Portland, Oregon, April 29-May 3（1979）
17）出口守一，三浦満，他：“ATR原型炉「ふげん」燃料の製造と技術開発（動燃技報No.88別冊）”，核燃料サイクル機構技術資料，TN8410 93-215（1993）
18）T.Okia, K.Asakura, et al.：“OPERATIONAL EXPERIENCES IN MOX FUEL FABRICATION FOR ADVANCED THERMAL REACTOR,“FUGEN””, International Symposium on MOX Fuel Cycle Technologies for Medium and Long Term Deployment（1999）
19）岸本洋一郎：「ふげん」のMOX燃料製造実績，再処理実績，原子力eye，No.1（2003）

資料番号：20別冊ー4

技術報告

圧力管検査技術と健全性評価

石塚　信男　　中井　浩三　　高山　宏一

敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所

The Pressure Tube Inspection and Integrity Evaluation in Fugen

Nobuo ISHIZUKA　　Kouzou NAKAI　　Koichi TAKAYAMA

Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

25年間運転された新型転換炉「ふげん」の炉心を構成する圧力管の健全性について評価を実施した。

我が国で初めてZr-2.5%Nb熱処理材を採用した圧力管について，サイクル機構が独自に開発した検査装置を使用しての供用期間中検査（ISI；圧力管等内表面肉眼検査），モニタリング（内径の変化，超音波探傷による欠陥の有無等の追跡調査）を計画的に全６回実施した。ジルコニウム合金の圧力管は中性子照射によるクリープ現象が確認されていることから，ふげんでは圧力管モニタリングを実施し，圧力管の健全性を評価している。さらにこの検査と時期を併せて特殊燃料体に装荷された圧力管材料の監視試験片を取り出しての破壊靭性値，引張強度及び水素濃度測定の照射後試験を計画的に実施した。検査，試験の評価結果から照射された圧力管に異常はなく，また各種の照射後試験からは材料強度上も使用に全く問題がないことが確認された。さらに十分な余寿命も確認された。

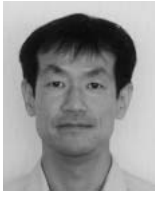
We have confirmed the integrity of pressure tubes that composed the reactor core through the 25-year operation of Fugen.

For the pressure tubes, which employed heat-treated zirconium 2.5wt% niobium alloy as material for the first time in Japan, a total of six in-service inspections (ISI; macroscopic inspection of inner face of pressure tubes, etc.) including monitoring (follow-up survey of change in diameter and defects using ultrasonic flaw detection) were carried out, using inspection devices developed by Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC). Since irradiation creep phenomenon of pressure tubes made of heat-treated zirconium 2.5wt% niobium alloy was recognized, and pressure tube monitoring was implemented to confirm their integrity. In addition, post irradiation examinations (PIEs) to get fracture toughness value, tensile strength and hydrogen concentration value were implemented at the same time as the pressure tube monitoring using pressure tube specimen loaded in special fuel assembly. Based on the evaluation results of ISI and monitoring, integrity of irradiated pressure tubes were confirmed. Various PIEs also verified the material strength for the utilization. Satisfactory length of residual life time of pressure tubes was also confirmed.

キーワード

ATR，ふげん，圧力管，Zr-2.5%Nb合金，検査装置，供用期間中検査，モニタリング，クリープ，照射後試験

ATR, Fugen, Pressure Tube, Zr-2.5%Nb Alloy, Inspection Equipment , In Service Inspection, Monitoring, Creep, Post Irradiation Examination



石塚　信男
保修課
ふげん発電所設備の保守に関する業務に従事

中井　浩三
技術課
ふけん発電所における技術関係の調整に従事

高山　宏一
保修課長
ふげん発電所設備の保守に関する業務に従事

１．圧力管検査装置

「ふげん」では，原子炉を構成している圧力管集合体に数種類の検査を遠隔自動で行う検査装置を独自に開発し，定期的に実機に適用することにより，圧力管集合体の健全性を体系的に確認している。

「ふげん」の原子炉は，燃料体を装荷する224本の圧力管集合体が，格子状に並べられている。個々の圧力管集合体は，ジルコニウム・ニオブ（Zr-2.5wt%Nb）合金製の圧力管本体と，ステンレス鋼製の上部延長管・下部延長管で構成され，全長約９ｍである。また，圧力管本体の形状は，長さ約５ｍ，内径117.8mm，肉厚4.3mmとなっており，圧力管集合体のそれぞれは，同一の形状，寸法，材料，及び品質管理で製作されている。

圧力管集合体は，細長い管状のものであることから，その検査装置は「ふげん」の燃料集合体の大きさまで小型化され，燃料交換機を利用して圧力管集合体への取付・取外しが遠隔操作で行えるようになっている。また，検査装置が装着される圧力管集合体の内部には，高放射線環境（約３×10^3Sy/h（γ線））の水が満たされており，装置は水中で駆動するとともに，電子部品を含めてすべて，照射試験により耐放射線性を確認したものを用いており，遠隔自動により高精度の検査が可能な装置としている。図１に検査要領概念を示す。

(1) 装置の基本性能

圧力管検査装置には，Ⅰ号機（UT-ID），Ⅰ号機（VT），及びⅡ号機の３種類，並びにこれらの改良型がある。「ふげん」ではこれらの装置によって圧力管集合体の圧力管本体部の超音波探傷検査，内径測定，長さ測定，及び上部・下部ロールドジョイント部の超音波探傷検査が行えるとともに，圧力管集合体全体の内表面肉眼検査を行うことができる。

図２に圧力管検査装置Ⅰ号機の概略図を示す。検査装置本体は，検査機構，駆動機構，電子回路，シールプラグ等で構成され，内部使用部品の小型化を達成したことによって，装置の外径を約110mm（燃料集合体の大きさ）まで縮少した。これにより，燃料交換機を利用した圧力管集合体への装置の挿入取付･取外しが可能となった。また，検査装置への信号ケーブルの着脱も，検査作業時に燃料交換機上に設置するマニュピレータで行い，検査装置の取扱いから検査作業の実施まで，一貫した遠隔自動操作化を実現した。

圧力管検査装置の特徴をまとめると，次のとおりである。

① 装置の圧力管への装着から検査実施まで，すべての作業の遠隔自動化が図られた。

② 装置は水中仕様であり，検査の際に原子炉冷却材である水を抜く必要がないようにした。

③ 各々の検査機構部には，校正機構等が内蔵されており，装置を圧力管集合体内部に挿入させ

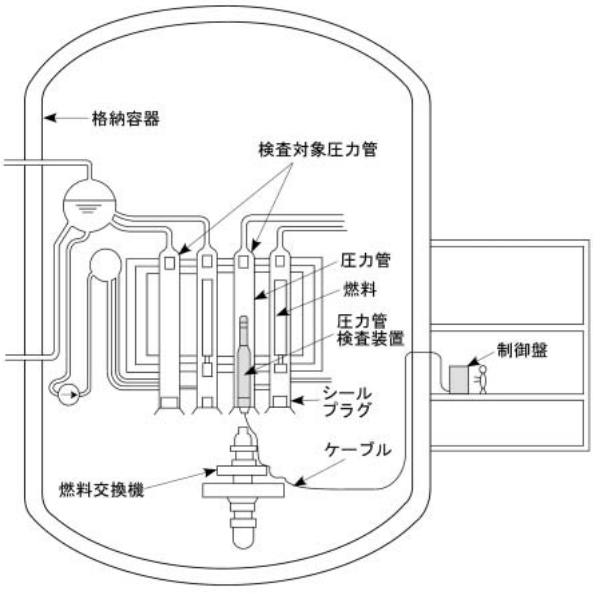


図１　検査要領概念図

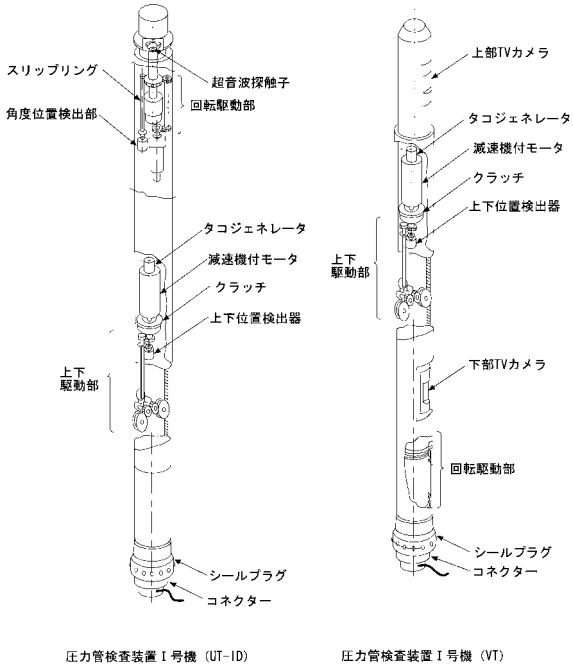


図２　圧力管検査装置Ⅰ号機の概略

たまま，機能確認と校正が行える。

圧力管検査装置は，装置の小型化に伴って，検査機能別に３種類に分割されているが，その後の改良型も含めて，基本的な構造は同じである。以下に，Ⅰ号機（UT-ID），Ⅰ号機（VT），及びⅡ号機について，装置の性能を述べる。表１に装置の主要仕様，図３に圧力管検査装置の検査範囲図を示す。

(2) 超音波探傷検査機能

超音波探傷としては，Ⅰ号機（UT-ID）による圧力管本体部の検査，及びⅡ号機による上部・下部ロールドジョイント部の検査を実施している。この検査は，超音波を利用して圧力管の内面，外面，及び内部に生じた疵を検出するものであり，軸方向及び円周方向の疵が検出できるよう検査装置には方向の異なる２個の探触子を設けてある。探触子から発射された超音波は，冷却材（軽水）の中を伝わって圧力管材料に入射し，圧力管の内面と外面とで反射しながらジグザグに進んでいく。この時，進行経路に疵が存在すると，超音波はそこで反射し，進んできた経路を通って探触子に戻ってくる。この反射波を検出することにより，疵の有無が検出される。図４に周方向及び軸方向の超音波探傷原理を示す。

超音波周波数や超音波入射角等の探傷条件は，疵の検出性能に大きく影響するため，モックアップ試験により圧力管部材にて最適な感度となる探傷条件を調査し，超音波周波数10MHz，入射角26°，探傷角45°の条件を定めた。この結果，疵の検出性能としては，深さ0.05mmの人工欠陥が検出できるものである。

圧力管本体部の探傷を行う。号機（UT-ID）は，検出器が回転しながら軸方向に移動することによって，超音波ビームの探傷軌跡がオーバラップす

表１　圧力管検査装置の主要仕様

Ⅰ号機（UT-ID）	Ⅰ号機（TV）	Ⅱ号機
検査機能 (1) 圧力管本体超音波探傷検査（UT） ・探傷方式：水侵式斜角探傷法 ・入射，探傷角：入射角26°，探傷角45° ・周　波　数：10MHz ・探 触 子 数：軸方向欠陥検出用 １チャンネル ：周方向欠陥検出用 １チャンネル ・欠陥検出能：深さ0.05mm×長さ５mmの人工欠陥をSN比10dB以上で検出できる。 ・検 査 範 囲：圧力管本体直管部 (2) 内径測定（ID） ・測 定 方 式：超音波式 ・測 定 精 度：±20μm ・検 査 範 囲：圧力管本体直管部 ・他　機　能：圧力管内表面の横断面形状の測定ができる。 (3) 検査時間：約１時間／１体	検査機能 (1) 内表面肉眼検査（VT） ・検 査 方 式：耐放射線白黒工業用テレビカメラ ・識 別 機 能：深さ0.2mm×長さ2.0mm×幅0.1㎜ の人工欠陥が識別できる。 ・視　　野：縦35mm×横45mm ・検 査 範 囲：圧力管本体直管部，上部下部ロールドジョイント 部及び下部延長管溶接部 (2) 検査時間：約１時間30分／１体	検査機能 (1) 上部下部ロールドジョイント(R/J)部超音波探傷検査 ・探 傷 方 式：水侵式斜角探傷法 ・入射，探傷角：入射角26°，探傷角45° ・周　波　数：10MHz ・探 触 子 数：上部,下部R/J部一各３ch （内訳）：軸方向欠陥検出用 １チャンネル ：周方向欠陥検出用 １チャンネル ：角度調整用 １チャンネル ・欠陥検出能：深さ0.05mm×長さ3mmの人工欠陥をSN比10dB以上で検出できる。 ・検 査 範 囲：上部R/J部－40㎜ ：下部R/J部－50㎜ (2) 長さ測定 ・測定方法：接触センサー方式 ・検出器数：上部，下部－各１個 ・測定精度：±１㎜ ・検査範囲：圧力管長さ4790～4830㎜ (3) 検査時間：約１時間／１体
駆動機構 (1) 上下駆動機構 ・駆 動 方 式：ラック＆ピニオン式 ・駆 動 速 度：30mm/min ～300mm/min ・位置検出精度：±１㎜ (2) 回転駆動機構 ・駆 動 方 式：平歯車方式 ・回 転 速 度：0.1～１rps ・位置検出精度：±２°	駆動機構 (1) 上下駆動機構 ・駆 動 方 式：ラック＆ピニオン式 ・駆 動 速 度：200mm/min ～800mm/min ・位置検出精度：±１㎜ (2) 回転駆動機構 ・駆 動 方 式：平歯車方式 ・回 転 速 度：１rpm ・位置検出精度：±２°	駆動機構 (1) 上下駆動機構 ・駆 動 方 式：ラック＆ピニオン式 ・ストローク：930mm ・駆 動 速 度：３or５mm/sec (2) 回転駆動機構 ・駆 動 方 式：平歯車方式 ・回　　転　角：720度 ・回 転 速 度：12or24度/sec ・位置検出精度：±２°
使用条件 ・環　　境：原子炉冷却水 ・照射線量率：３×10^{5}R/h（γ線） ・使 用 圧 力：０～４kg/cm^2 ・使 用 温 度：10～40℃	使用条件 ・環　　境：原子炉冷却水 ・照射線量率：３×10^{5}R/h（γ線） ・使 用 圧 力：０～４kg/cm^2 ・使 用 温 度：10～40℃	使用条件 ・環　　境：原子炉冷却水 ・照射線量率：３×10^{5}R/h（γ線） ・使 用 圧 力：０～４kg/cm^2 ・使 用 温 度：10～40℃

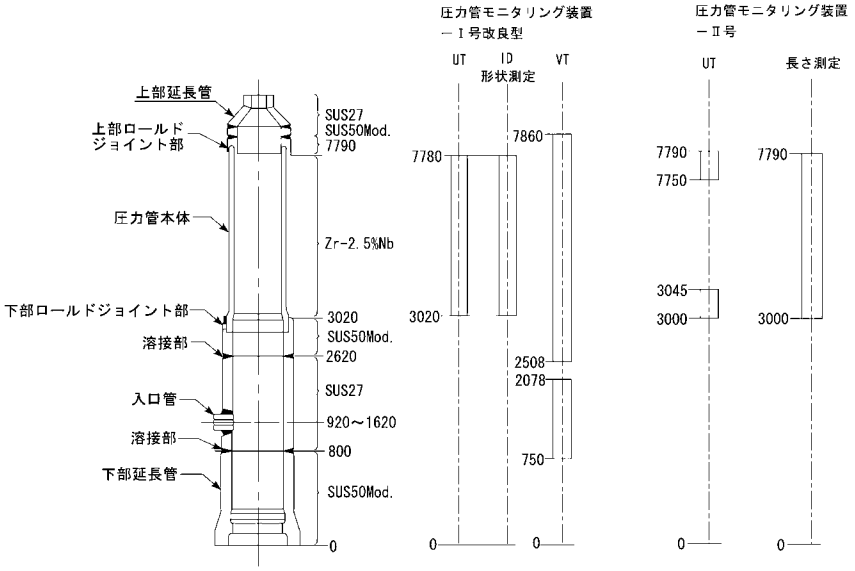


図３　圧力管検査装置の検査範囲

るよう３mmピッチの螺旋を描くようにしている。

　またⅡ号機の上部・下部ロールドジョイント部については，検査部の形状が広がっていることから，図５のロールドジョイント部の探傷メカニズムに示すように，水平距離調整用探触子を設け，自動的に探傷角度を補正する機能を持たせている。疵の検出性能確保の観点から１回転１mmピッチの階段状の探傷モードにしており，いずれも高速度による一連の探傷が自動で可能である。また，自動以外に，手動モードで任意の箇所の探傷も行える機能を有している。さらに欠陥を検出する探触子の前方には，発射された超音波の一部が戻ってくるように反射体を設けており，その反射波を検知することで検査中における装置の異常の有無が，常時確認できるようになっている。

(3) 内径測定機能

　圧力管部材は，原子炉運転中に中性子照射を受け，内部に高温・高圧の冷却材が流れることから，照射クリープ現象によって１年間に最大100μm程度，内径が膨らむものと予測された。この現象を把握し評価する目的で内径測定を実施しており，極めて小さな変化量を正確に，かつ高速度で測定できるよう，非接触の超音波方式を開発し，その精度を±20μmまで向上させた。

　測定原理は，図６に示すように，２個の超音波探触子を180度対称に配置し，発射された超音波

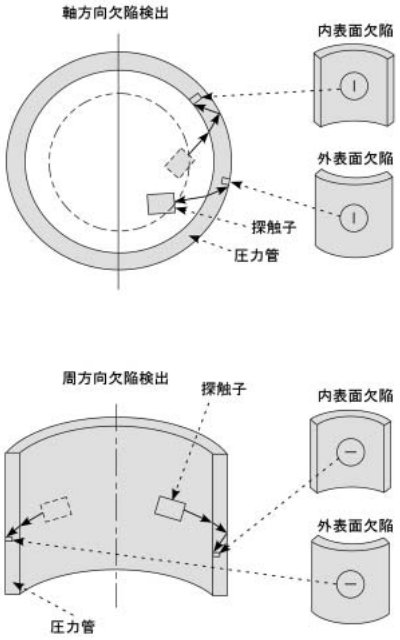


図４　Ⅰ号機の超音波探傷原理

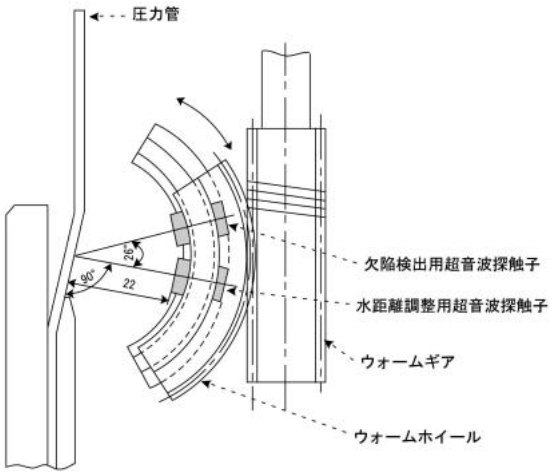


図５　ロールドジョイント部の探傷メカニズム

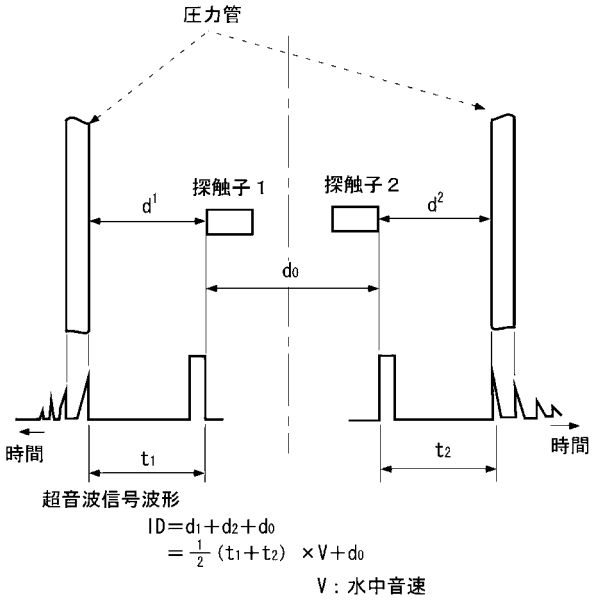


図６　内径測定原理

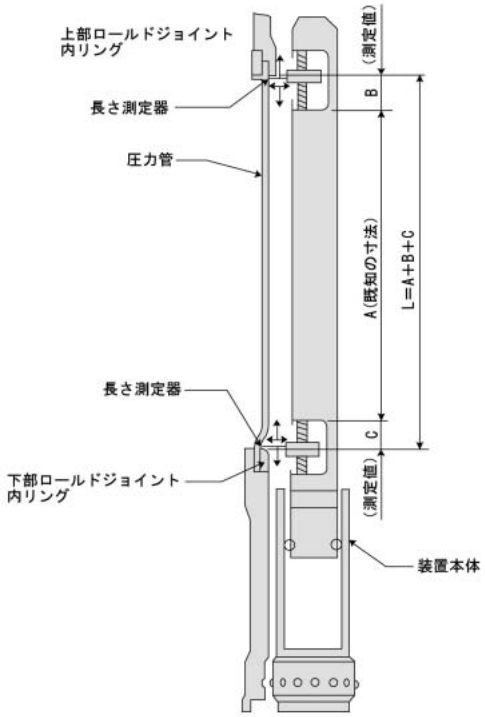


図７　長さ測定原理

が部材に当たって戻ってくるまでの時間から内径を算定する。また高精度の測定を可能とするため，次のような工夫を凝らした。

① 水中での超音波の音速は水の密度に影響されるため，水温補正用の探触子を別に設け，自動的に水温補正を行う。

② 超音波ビームが測定箇所の一点に当たるよう，探触子は高周波（15MHz）の点集束型を採用している。

③ 校正に用いる基準ゲージは，熱膨張の極めて少ない石英ガラスで製作した。

④ 測定探触子が必ず圧力管の中心に位置するよう，測定ヘッドのガイド機構は，120度間隔で設けた３個のガイドが同一の荷重で連動して押し出される構造とした。

なお，内径測定機構は，Ⅰ号機（UT-ID）の超音波探傷検査ヘッド内に組み込まれており，超音波探傷検査と同時に内径を測定できるため，検査・測定時間の短縮が図られている。

(4) 長さ測定機能

圧力管部材の照射クリープ現象は軸方向にも影響するため，長さ測定を実施している。図７の長さ測定原理に示すように，接触センサー（長さ測定器）を用いて上部・下部ロールドジョイント接合部の段差の位置を測定するもので，センサー駆動部間に基準ゲージを内蔵し，それにセンサーの移動量を加えて長さを算出するものである。

測定精度向上のためにⅡ号機本体を６ブロックに分割し，各ブロック毎に温度測定器を取付けて自動的に温度補正を行う機能を設けることによって，±１mmの高精度での測定を可能とした。

(5) 内表面肉眼検査機能

内表面肉眼検査装置には，工業用テレビカメラシステムを使用し，耐放射線性や観察性能の面で改良を加えた。検査ヘッドは，テレビカメラ，レンズ，ミラー，照明ランプ等で構成され，圧力管集合体の内表面全面が観察できるよう，Ⅰ号機（TV）装置本体の上部と下部の２箇所に設置されており360度全面の検査が可能になっている。図８に示す表面肉眼自動検査モードでは，対象圧力管の全面が連続して検査される。

なお，観察性能は検査対象部の明るさ（ハレーションを含む）に大きく左右されるので，観察窓の上下・左右の４箇所に照明ランプを設け，それぞれ独立して明るさの調整及び点灯・消灯が行えるようにした。

検査範囲は下部延長管の溶接部下から上部延長管の溶接部までの圧力管集合体のほぼ全域である。

２．圧力管検査実績

圧力管検査装置が「ふげん」に備えられた1983年より，圧力管集合体の検査を定期的に実施している。

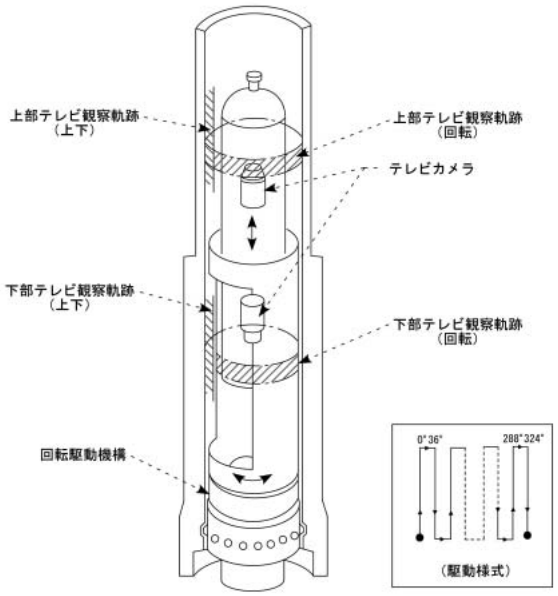


図８　内表面肉眼自動検査モード

検査対象とする圧力管集合体は，燃料取替計画と実績，運転前検査実績及び圧力管材のクリープ現象による変化量の経時追跡等を考慮して，供用期間中検査10年計画に基づき，それぞれの検査時期毎に選定した。表２に圧力管検査の実績を示す。

また，圧力管検査装置には大きなトラブルもなく，これを使用した検査期間は10日程度で，定期検査時のプラント停止期間への影響もない。また，被ばく線量も極めて小さく，検査装置の実用性が十分に発揮された。

主な検査作業のトラブルとしては第14回定期検査において，検査装置のシールプラグにクラッドが噛み込んだことにより冷却材が漏えいした。その原因究明及び対策のために約２週間の工期延長となった。

(1) 超音波探傷検査

圧力管設計時において，脆性特性を検討した初期欠陥と同じ大きさ（長さ5.0mm×深さ0.4mm）の基準欠陥を有する人工欠陥を用いてＵＴ校正・感度調整を実施し，検査では80%以上の欠陥部反射波について信号を解析評価することとした。

Ⅰ号機（UT-ID）による圧力管本体部の超音波探傷検査，及びⅡ号機による上部・下部ロールドジョイント部の超音波探傷検査においては，40%以上の記録すべき反射波は一つも認められず，その健全性を確認した。検査結果は，データ処理装置によりすべて磁気テープ，パーソナルコンピュータ等に収め保管するとともに，図形化される。図９に，超音波探傷検査記録の例として，ロールドジョイント部の模擬欠陥の測定結果の例を示す。

(2) 内径測定

圧力管の内径測定を実施し，最大クリープ変形量を，圧力管のクリープひずみに対する評価基準の制限値2.5%と比較評価した。図10に，内径測定結果の例を示す。

内径測定の都度，運転前検査時の測定結果と比較して，クリープ現象による周方向変化量と中性子照射量の関係を求め評価した。この結果，クリープひずみは，安全設計における判定基準値の2.5%に至っておらず十分余裕がある。

また，圧力管部材のクリープ現象による変化量の実測値は，図11の周方向クリープひずみと中性子照射量との関係に示すように，設計評価式による予測値と非常に良く一致していることが確認された。

(3) 長さ測定結果

長さ測定については，運転前検査でデータ採取

表２　圧力管検査の実績

検査装置の種類	年度	1983	1985	1986	1988	1989	1990	1992	1993	1994	1995	1997	1998	2000	2001
	定検回数	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	第14回	第15回	第16回	第17回
(1) Ⅰ号機（UT-ID） 圧力管本体の ・超音波探傷検査 ・内径測定		10体				15体 改良型		８体 改良型		15体 改良型		５体 新型			15体 最新型
(2) Ⅰ号機（VT） 圧力管本体の ・内表面肉眼検査		10体				15体 改良型		８体 改良型		15体 改良型		15体 新型			15体 最新型
(3) Ⅱ号機 ・下部ロールドジョイント部の超音波探傷検査 ・圧力管本体長さ測定				３体			６体								

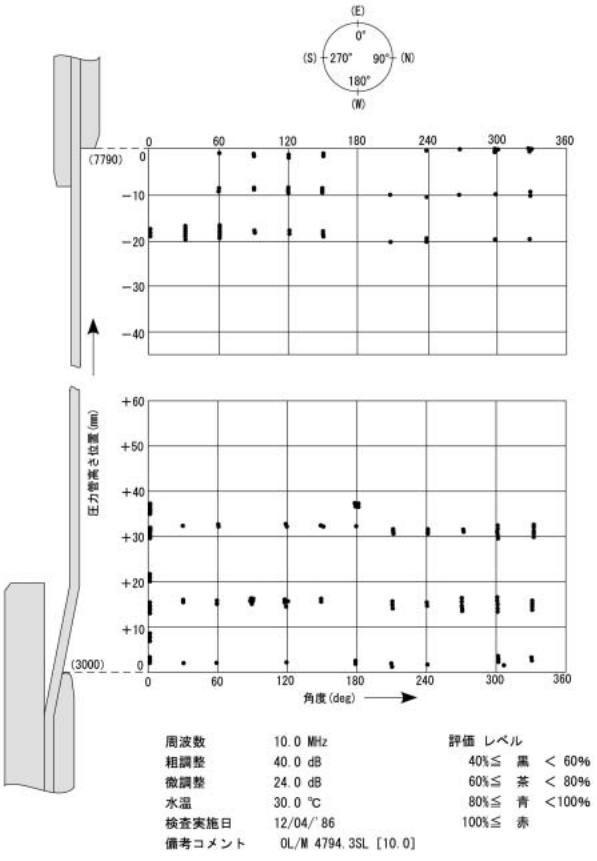


図９　超音波探傷検査記録の例（ロールドジョイント部の模擬欠陥）

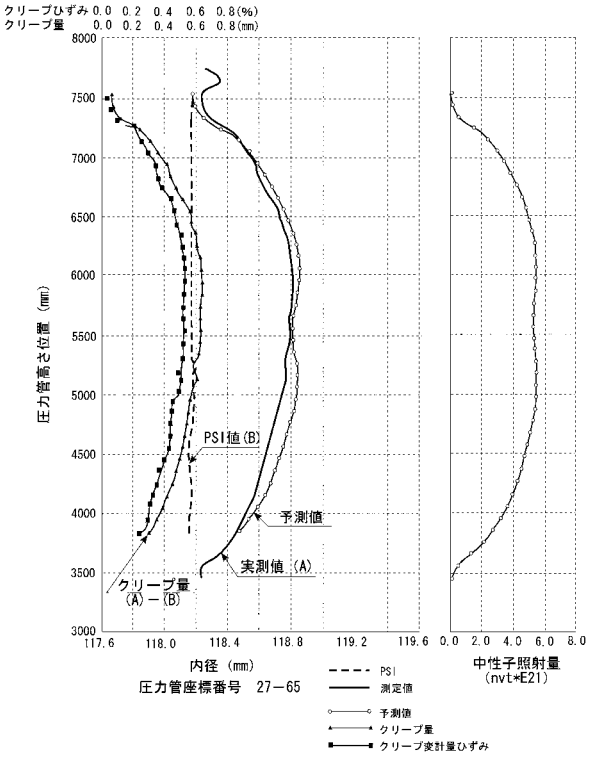


図10　内径測定結果の例

されていなかったことから，1990年度の第９回定期検査時の測定結果と，1986年度の第６回定期検査時の測定結果とを比較し，軸方向のクリープ現象による変化量と中性子照射量との関係を求めた。この結果，軸方向の変化量は，周方向の変化量と同様に，設計評価式による予測値と非常に良く一致していることが確認された。

(4) 内表面肉眼検査

圧力管集合体内面に著しい表面のかき傷，磨耗，クラック，腐食等の有無を確認し，有害な欠陥がないことを確認した。

観察結果としては，圧力管集合体内には燃料集合体のガイド通過跡が認められたほか，内壁全面に軽クラッドが付着しているものの，特に異常は認められなかった。

観察時のテレビモニターの画像は，ビデオテープレコーダーに録画し，一部についてはビデオプリンターを用いて写真処理を行っている。

３．圧力管材料照射試験片による評価

圧力管材料（Zr-2.5%Nb）の供用期間中の健全性については，圧力管の検査の他に，監視試験片の照射後試験により確認することとなっている。

監視試験片は，経済産業省令第62号「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」第12条で「原子炉施設に属する容器であって，1MeV以上の中性子の照射を受け，材料が著しく劣化するおそれがあるものの内部には，別に告示する監視試験片を備えなければならない」との規定により実施したものであり，照射によって劣化するおそれがある容器の材料について，容器と同じ条件下で照射し，追跡的にその劣化の程度を把握して，容器の健全性を確認することを目的としている。

「ふげん」については，圧力管が省令62号で定める容器に該当するため，圧力管の監視試験片を特殊燃料体に装荷して，それらを順次取出して照射後試験を行い，健全性を確認した。図12に試験片を装荷する特殊燃料集合体の構造を示す。

(1) 試験方法

監視試験については，経済産業省告示第501号で引張試験と衝撃試験を実施することとなっているが，圧力管材料の特殊性を考慮し，衝撃試験に代えて，曲げ試験片による破壊靭性試験を実施した。これは，圧力管材料が水素を吸収する性質があり，水素を吸収すると脆化するおそれがあると

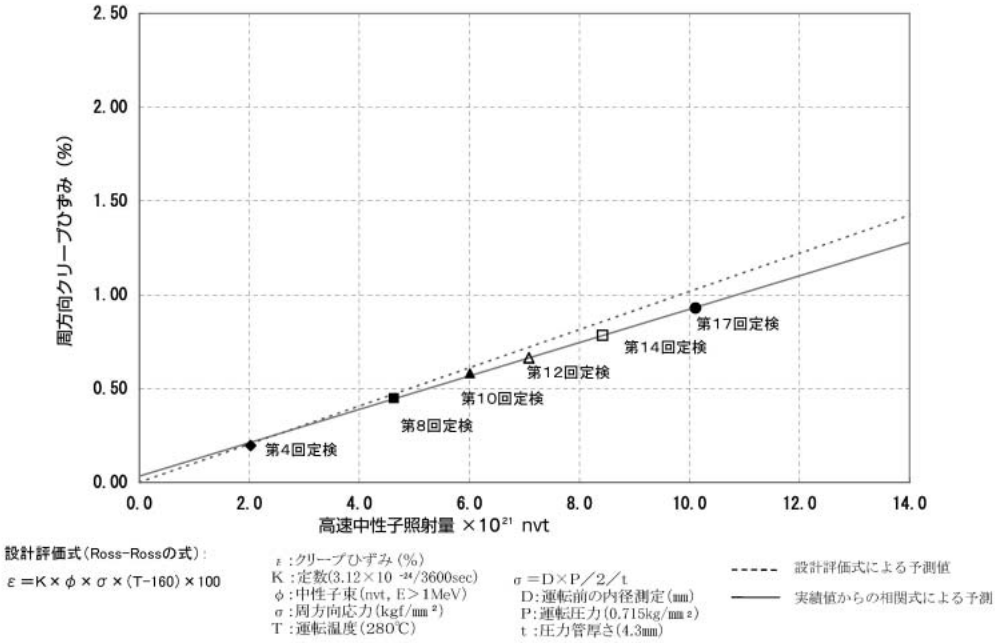


図11　圧力管検査によるクリープひずみと中性子照射量の関係

いう特殊性を考慮し，圧力管の不安定破壊に対する設計基準として線型破壊力学の概念を取り入れた結果，定められたものであり，この破壊靭性値の測定結果により脆性破壊に対する健全性を評価している。

また，水素吸収量等を評価するために，腐食試験片を追加するとともに，監視試験片の取出し回数を告示501号では３回となっているものを８回

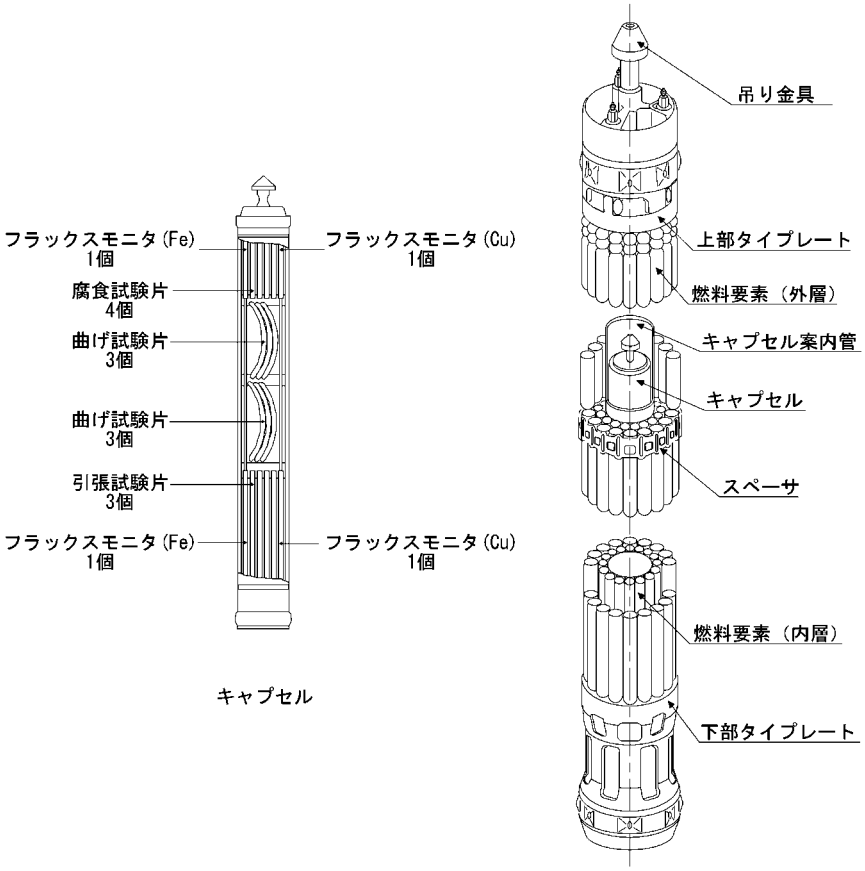


図12　特殊燃料集合体の構造

と，多く実施する計画とした。

(2) 照射後試験結果

監視試験片の照射後試験は，５回（第４回，第８回，第10回，第12回，第14回定期検査時取出し）実施している。

監視試験片の高速中性子照射量は，

①第４回定期検査時：2.7×10^{25}n/m^2

②第８回定期検査時：5.7×10^{25}n/m^2

③第10回定期検査時：7.0×10^{25}n/m^2

④第12回定期検査時：8.7×10^{25}n/m^2

⑤第14回定期検査時：1.2×10^{25}n/m^2

であり，設計寿命積算照射量（3×10^{26}n/m^2）の40%となっている。

これまでの照射後試験の結果は，表３の第５回照射後試験結果，図13－15の各照射後試験結果の示すとおりであり，圧力管の材料特性は設計範囲を満足し，その健全性が確認されている。以下に個々について記載する。

（ⅰ）引張強さは照射初期に20～30%増加しているが，その後は設計値に十分余裕を残しほぼ一定の値を示している。

（ⅱ）室温における破壊靭性値は，照射初期に暫減しているが，照射が進むにつれて低下傾向は止まり，照射量増加による影響はあまり見られない。また，プラント運転条件相当の300℃での破壊靭性値は，照射量の影響がなく，設計値を十分満足している。

（ⅲ）水素吸収量は，照射初期に約30ppmに上昇しているが，その後は照射量に関係なく，ほぼ30ppm程度で安定しており，設計予測値７ppm/年（最大211ppm）に比べて約１/７であり，良好であった。

（ⅳ）浸食深さは，照射日数の増加により増加する傾向を示しているが，第５回取り出しの試験片の腐食量は設計値の１/10程度であり，設計値に対して十分余裕を持っている。

表３　第５回取出し試験片の照射後試験結果

項目			設計値	実測値	
	—	—	—	max	min
引っ張り強さ (kg/mm^2)	周方向	室温	>54.8	109.8(1076.8MPa)	109.8(1068.9MPa)
		300℃		87.4(857.1MPa)	85.2(835.5MPa)
	軸方向	室温		105.3(1032.6MPa)	105.1(1030.7MPa)
		300℃		81.9(803.2MPa)	81.1(795.3MPa)
破壊靭性 kg/mm$^{2/3}$	室温		>35.0	166.5(51.7MPa$\sqrt{}$m)	160.6(49.9MPa$\sqrt{}$m)
	300℃		>46.0	226.7(70.4MPa$\sqrt{}$m)	218.2(67.8MPa$\sqrt{}$m)
腐食減肉量（mm）			<0.31	0.0141	0.0100
水素濃度（ppm）			<211	30.1	24.2

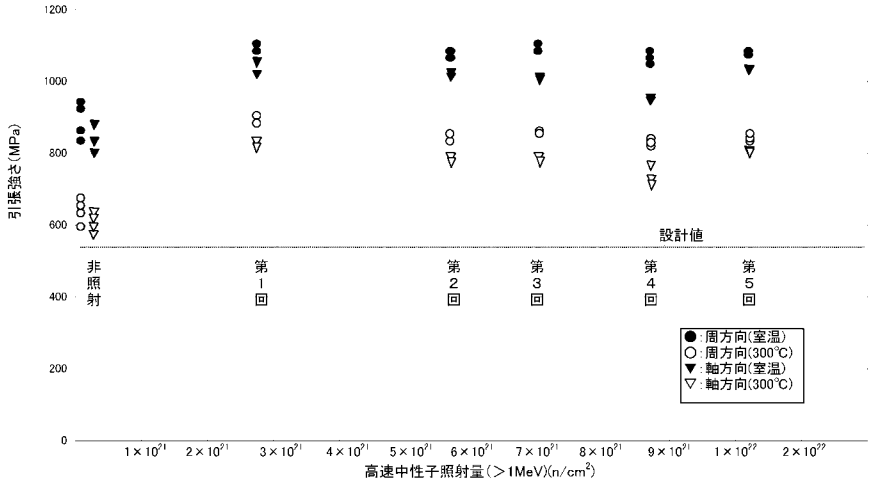


図13　引張強さと高速中性子照射量の関係

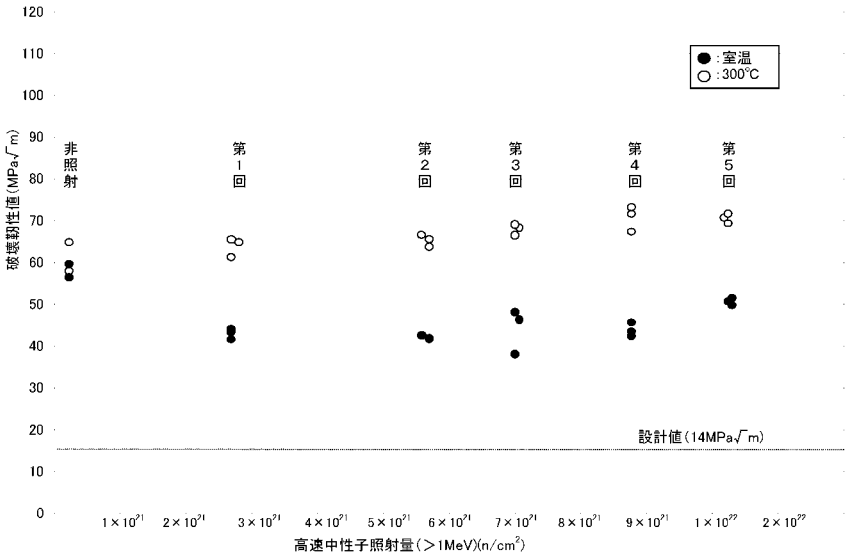


図14　破壊靭性値と高速中性子照射量の関係

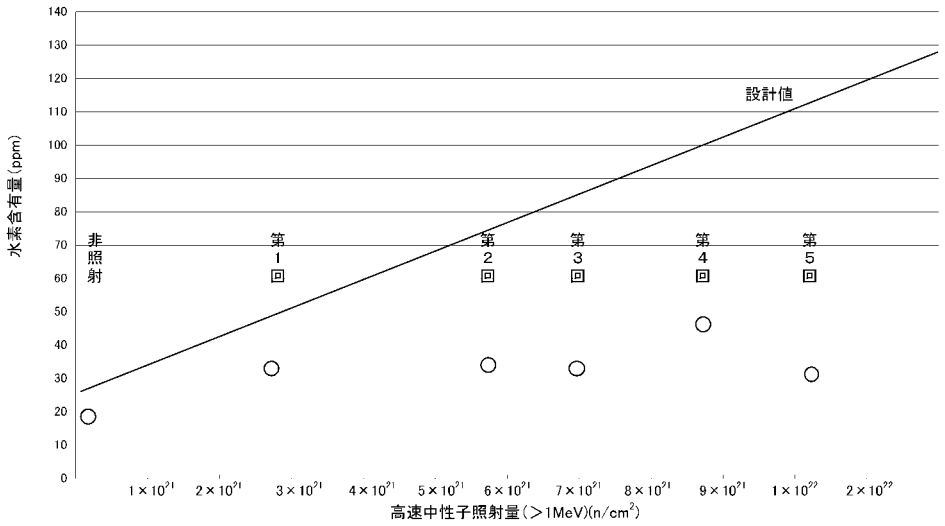


図15　水素含有量と高速中性子照射量の関係

４．圧力管の健全性総合評価

圧力管検査装置による圧力管集合体の検査を運転開始から６回実施した。VT装置による肉眼検査，UT装置による超音波探傷検査の結果においては，各部において有為な欠陥は確認されず，異常等は認められなかった。

また，圧力管内径測定では，運転の照射に伴うクリープ現象を確認しており，その結果ひずみ量においても健全性評価基準とした制限値の2.5%を十分下回っている。中性子照射量，運転時間等運転履歴のパラメータによるクリープ歪量の変化についても設計評価式の特性グラフと比較しても非常に良く一致しており，装置の健全性が確認された。

特に，圧力管材については，監視試験片による照射後試験の評価も，材料特性，腐食量ともに設計値に対して十分な余裕がある結果となり，健全性が維持されていることが確認できた。

参考文献

１）成尾，中村他３名:「ふげん」の圧力管検査装置の開発と実績，動燃技報No.52　1984
２）小池，浅田他３名：新型転換炉「ふげん」圧力管材料の照射及び照射後試験，動燃技報No.66　1988

資料番号：20別冊ー5

技術報告

重水取扱技術及び重水リサイクル技術の確立と実証

松嶌　聡　羽田　孝博　林　省一　清田　史功

敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所

Development and Demonstration of Heavy Water Management Technologies and Heavy Water Recycling Technologies

Akira MATSUSHIMA　Takahiro HANEDA　Syouichi HAYASHI　Shikou KIYOTA

Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

「ふげん」では減速材に使用する重水の取扱技術について，約25年間にわたる運転経験の積重ねや各種実証試験等により「ふげん」独自の重水管理・取扱技術の確立を図ってきた。

水質管理については，運転初期の重水水質悪化に対し，そのメカニズムの解明と水質改善を目的とした試験を行い，その成果を運転手法に反映することにより，水質を良好な水準に維持することが可能となり，水質管理技術の確立を図ることができた。

また，Co-60等の腐食生成物に対する放射線管理に加え，重水炉の特徴として重水に含まれるトリチウムに対する放射線管理が必要であり，作業管理方法の開発及び測定技術・防護具の改良・開発を行い，多くの成果を得てきた。

さらに，重水浄化系樹脂の取扱技術を確立することにより，重水浄化系樹脂の交換作業で発生する重水濃度の低下した重水（劣化重水）の発生量を低減するとともに，劣化重水を効率よく再濃縮する重水精製装置を開発し，重水を所内で再使用することにより，経済性の向上を図ってきた。

Fugen developed its unique heavy water control and management methods with the 25 year-operational experience and various demonstration experiments. Development of water chemistry control technologies was also successful. Maintenance of water quality became possible by reflecting the results of mechanism analysis and experiments implemented to upgrade the water quality against the heavy water deterioration in the beginning operation. Development and improvement of work management method, monitoring method, and protective equipment were carried out because of the characteristics of HWR which requires radiation control of corrosion products as Co-60 and tritium contained in the heavy water. Additionally, establishment of heavy water purification resin treatment technologies suppressed the amount of degraded heavy water which generates in exchange work of heavy water purification resin. Furthermore, economical efficiency was improved by developing a heavy water upgrader which condenses degraded heavy water effectively to reutilize in Fugen.

キーワード

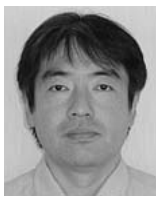
トリチウム，重水・ヘリウム系，水質管理，イオン交換樹脂，放射線管理，測定技術，トリチウム防護，内部被ばく管理、重水精製，「ふげん」

Tritium, Heavy Water System and Helium System, Water Chemistry, Demineralizer, Radiation Control, Monitoring Methods, Tritium Protection, Internal Dose Control, Heavy Water Upgraders, Fugen

松嶌　聡
安全管理課
技術員
「ふげん」における重水・ヘリウム系統の化学管理に従事

羽田　孝博
保修課
技術員
「ふげん」における重水・ヘリウム系，重水精製装置の保守管理業務に従事

林　省一
発電課
副主任技術員
「ふげん」における重水精製装置，廃棄物処理設備の運転管理業務に従事



清田　史功
環境保全課長
「ふげん」の重水・ヘリウム系の保守管理、廃止措置計画の策定・遂行全般に関する業務に従事

１．はじめに

「ふげん」では減速材に使用する重水の取扱技術について，約25年間にわたる運転経験の積重ねや各種実証試験等により独自の重水の管理・取扱技術の確立を図ってきた。

重水の水質管理については，運転初期の重水水質悪化に対し，そのメカニズムの解明と水質改善を目的とした試験を行い，その成果を運転手法に反映することにより，水質を良好な水準に維持することが可能となり，水質管理技術の確立を図ることができた。

また，重水炉の特徴として，軽水炉におけるCo-60等の腐食生成物に対する放射線管理に加え，重水に含まれるトリチウムに対する放射線管理が必要であり，作業管理方法の開発及び測定技術・防護具の改良・開発を行い，多くの成果を得てきた。

さらに，重水浄化系樹脂の交換時等に発生する劣化重水（重水濃度の低下した重水）を効率よく再濃縮する重水精製装置を開発し，劣化重水を所内で再使用することにより，経済性の向上を図ってきた。

ここでは，運転実績・経験・開発試験等により得られた重水水質管理技術，トリチウム管理技術，重水浄化系樹脂の取扱技術，重水リサイクル技術の成果について述べる。

２．重水水質管理技術

2.1　水質管理の概要

「ふげん」の減速材系は，重水系及びヘリウム系から構成されている。重水中には，余剰反応度を調整するためにホウ酸を注入しているが，その他水質調整のための薬品等は添加していない。重水系は閉サイクルであり，腐食生成物等の不純物を除去するため，弱塩基性陰イオン交換樹脂と強酸性陽イオン交換樹脂の混床式浄化塔により浄化を行っている。陰イオン交換樹脂に弱塩基性樹脂を用いているのは，浄化時に重水中に添加しているホウ酸が吸着除去されないようにするためである。

重水の一部は炉心で重水素と酸素に放射線分解され，カバーガスであるヘリウムとともに再結合器に導かれ，再び重水として回収される。重水素は燃焼性の物質であるため，ヘリウムガス中の重水素濃度を常時測定し，急激な燃焼に到らないように管理している。窒素等のヘリウムガス中の不純物は，活性炭式吸着塔により必要に応じ浄化している。

「ふげん」の運転初期における重水・ヘリウム系の化学管理の主要課題は，起動試験時に減速材重水の電導度が図１で示すように当初の予想を上回る値を示したことによって判明した重水水質の悪化を改善することであった。このため，水質悪化のメカニズムを解明し，重水浄化塔通水温度の低温化等の対策を考案することにより水質の改善に成功した。

2.2　重水水質悪化のメカニズム

重水水質悪化のメカニズムを明らかにするため，重水・ヘリウム系運転データの分析及び樹脂性能確認試験を行った。この結果，水質の悪化には原子炉内重水の放射線分解によって生成する過

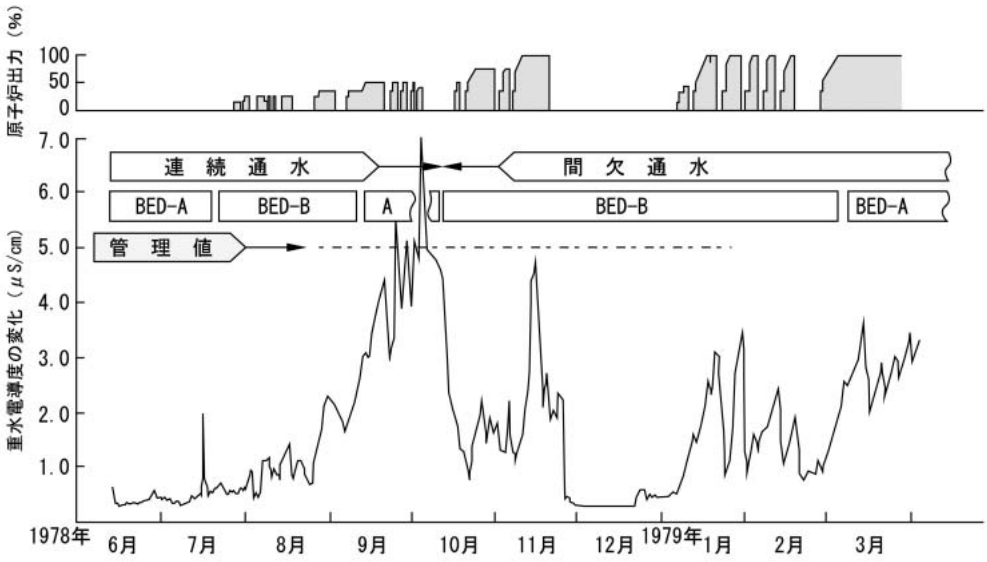


図１　起動試験時の重水電導度変化

酸化重水素が，重要な役割を果たすことが判明した。即ち，炉心で発生した過酸化重水素が重水浄化塔に流入して重水浄化塔内のイオン交換樹脂を酸化する。この時生成した有機物は重水とともに原子炉内へ持込まれ，放射線分解，酸化分解され，その結果硝酸イオン，亜硝酸イオン，炭酸イオン，硫酸イオン等が生成し，水質悪化の主原因となる。原子炉冷却系の場合にも原子炉内で過酸化水素が生成しているが，冷却材温度が284℃と極めて高いので分解反応が迅速に進行し，系統内の過酸化水素濃度は５ppb以下と極めて低い。

これに対して重水系の温度は，最大約70℃であるために系統内に過酸化重水素が５～10ppm存在するので，このような現象が発生したものと考えられる。

水質悪化のメカニズムとこれらを基に採用した水質改善対策の概要を図２に示す。

重水中の主要な不純物及び生成源は次のとおりである。

(1) 硝酸イオン及び亜硝酸イオン：イオン交換樹脂の構成成分である窒素（N）を含む分子及びヘリウムガス中の不純物窒素ガス（N_2）が炉心内での放射線酸化反応を受けて生成する。

(2) 炭酸イオン及び重炭酸イオン：イオン交換樹脂の構成成分である炭素（C）を含む分子が炉心内で酸化分解して生成する。

(3) 硫酸イオン：イオン交換樹脂の構成成分であるイオウ（S）を含む分子が炉心内で酸化分解して生成する。

(4) 塩素イオン：イオン交換樹脂中に不純物として存在し，樹脂通水時に重水中に溶出する。

(5) リチウムイオン：^{10}Bの中性子吸収反応^{10}B（n・α）^{7}Liにより生成する。

(6) ^{10}B：初期炉心の余剰反応度を制御するため重水中に添加している。

2.3 重水水質改善対策内容と改善効果

重水水質改善対策として，過酸化重水素によるイオン交換樹脂の酸化を抑制するため重水浄化塔内のイオン交換樹脂と重水との接触時間を制限することを目的に，それまで連続的に行われていた浄化塔通水を,1日あたり１～４時間の間欠通水とした。さらに，一層の水質改善を行うため，次に述べる対策を検討・実施してきた（詳細は後述）。

a．樹脂の酸化，劣化の主原因である過酸化重水素分解触媒の開発

b．樹脂の酸化劣化を抑制する重水通水温度の低温化

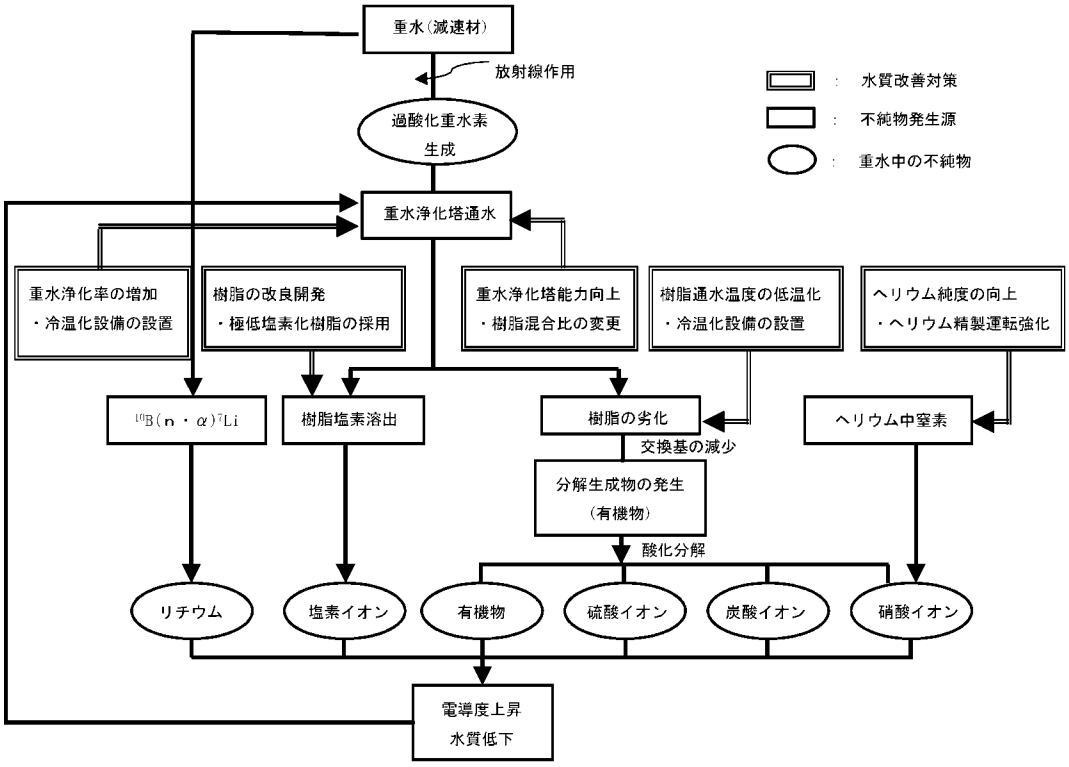


図２　重水水質悪化のメカニズムと水質改善対策

ｃ．耐酸化性の強塩基性陰イオン交換樹脂の採用
ｄ．樹脂中に不純物として含有している塩素を低減した極低塩素化樹脂WA-21Xの採用
ｅ．ヘリウム精製方法の改善と基準強化によるヘリウム高純度管理
ｆ．樹脂比変更による浄化塔使用期間の延長

これらの内，後述する観点からａ，ｃを除く全対策を段階的に「ふげん」に採用することにより重水水質を確実に改善することができた。

重水水質改善対策内容と改善効果を図３に示す。図３に示すとおり起動試験時には3.0～4.0μS/cmあった重水電導度が対策の実施と共に低下し，第９運転サイクル（1985年）以降2003年現在まで0.3～0.9μS/cmと低い値を維持している。

また重水浄化塔の樹脂交換頻度も当初の年間４塔から年間２塔程度に低減された。

(1) 過酸化重水素分解触媒開発のための試験

重水浄化塔樹脂の性能劣化の主原因は，過酸化重水素が重水中に存在することであるので，これを除去できれば樹脂寿命の延長及び水質向上を図ることができる。

触媒による分解除去として，まず白金メッキスルーザパッキン触媒が検討されたが，重水を用いた試験では数時間で性能劣化が生じたため，耐久性の良い触媒としてケラパック型白金黒触媒が試験された。試験の結果，ケラパック型白金黒触媒の耐久性は１年程度と短いこと及び重水中のCo-60が触媒へ吸着され触媒の放射線量を著しく増加させることが判明した。

以上のこと及び後述する樹脂通水時の重水温度の低温化対策による樹脂の劣化抑制効果が大きいことより，「ふげん」では，触媒法は実用化を見合わせた。

なお，その後実証炉用としてペレット型触媒の開発を継続し，１年以上の耐久性を持つ２%Ptペレット触媒及び0.5%Ruペレット触媒が開発されており，ホットカラム試験装置による耐久性確認試験を経て実用化できる見通しが得られている。

(2) 重水浄化塔通水時の重水温度の低温化

重水浄化塔へ通水する重水を低温化することにより弱塩基性陰イオン交換樹脂の交換性能の向上及び過酸化重水素による樹脂の酸化劣化を抑制できることが予想された。そのため，樹脂長寿命化の効果確認試験を実施した。その結果を図４に示す。図に示すとおり通水温度を50℃から20℃に低温化することにより，約２倍の樹脂長寿命化効果が得られること，また，図５に示す通水温度に対する樹脂からのTOC（全有機炭素：樹脂が酸化分

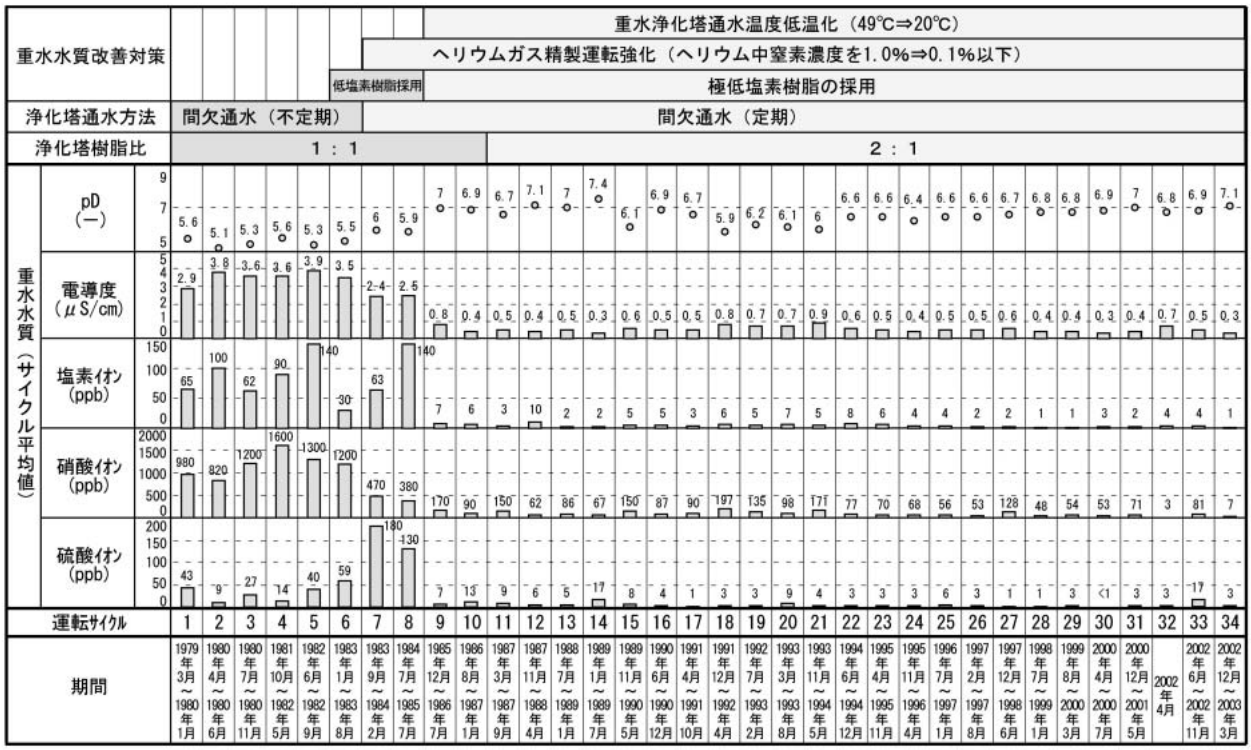


図３　重水水質改善対策の内容と水質改善効果

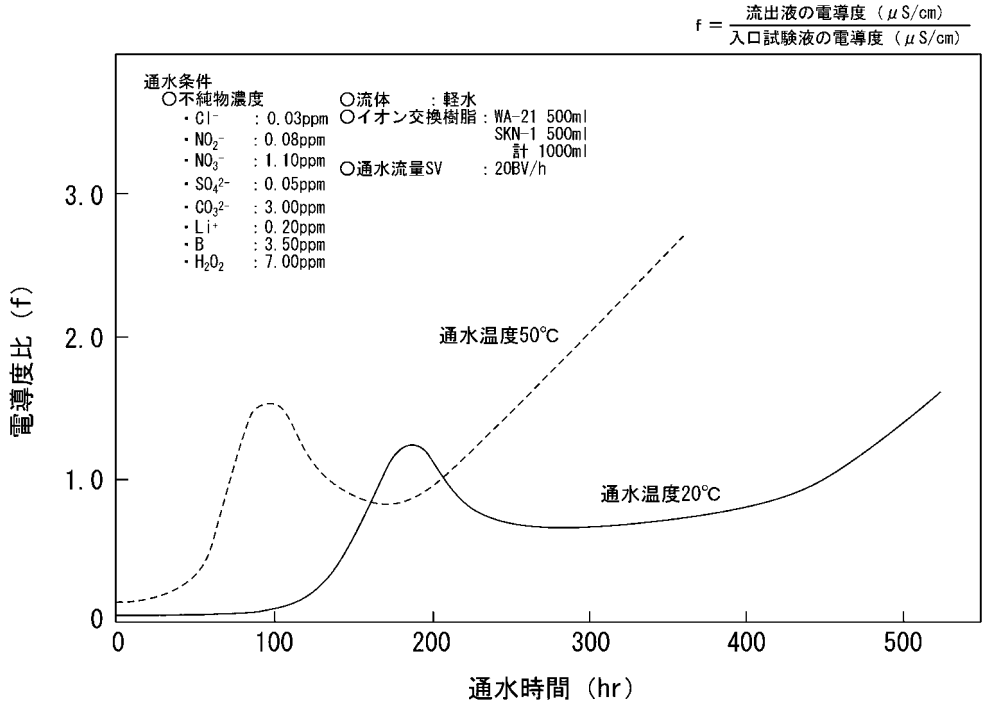


図４　通水温度の低温化による樹脂寿命化効果

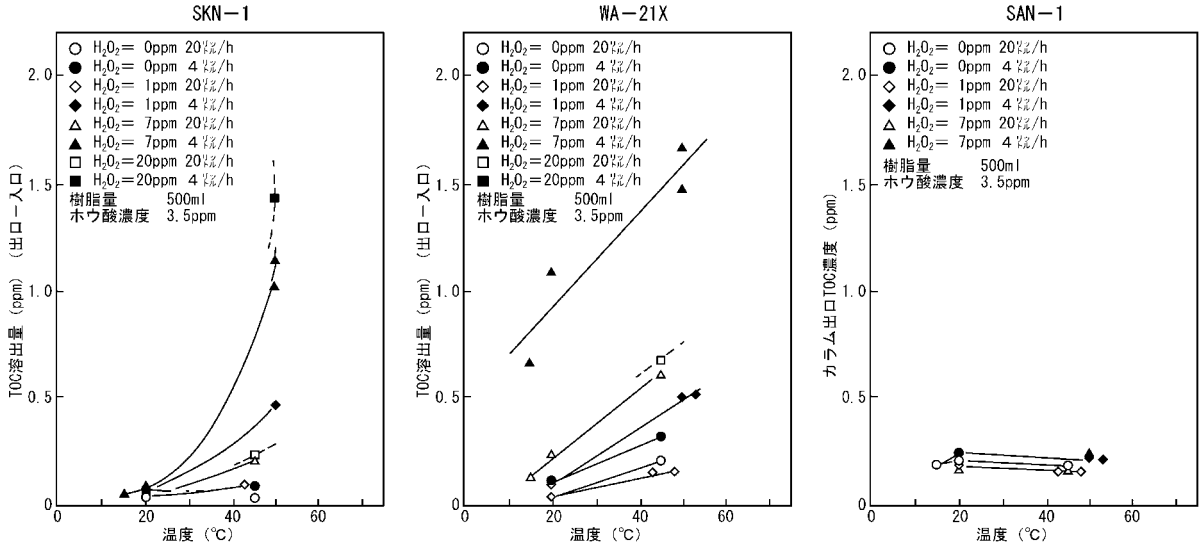


図５　通水温度に対する樹脂からのTOC溶出量

解され溶出した有機物の指標になる）溶出量確認試験の結果より，弱塩基性陰イオン交換樹脂（WA-21X）の溶出TOC量は，温度に比例して上昇することが判明した。強酸性陽イオン交換樹脂（SKN-1）は，20℃では安定で，通水流量・過酸化水素濃度が変化しても溶出TOC量に変化は認められないが，50℃では過酸化水素濃度が増加するのにつれて溶出TOC量が急激に増加しており，過酸化重水素による酸化作用は温度に対する依存性が大きいことが確認された。

重水温度の低温化が，過酸化重水素による酸化作用の抑制に対し大きな効果があるという，これらの試験・検討結果を受け重水低温化設備を1985年の第５回定期検査時に設置し，第９運転サイクル（1985年12月）より重水浄化塔の通水温度を49℃から20℃に低温化した。その結果，図３に示すように，重水水質は大幅に改善された。第８運転サイクル（1984年）の実績と比較すると，電導度は

2.5μS/cmから0.8μS/cmに改善され，pD（水素イオン濃度を示す。軽水の場合は25℃において中性がpH=7となるが，重水の場合は25℃においてpD＝7.36である。）は6から7に上昇してより中性に近くなった。

イオン交換樹脂からの溶出酸化分解物については，WA-21Xからの酸化生成物である硝酸イオンは380ppbから120ppbへ，SKN-1からの酸化生成物である硫酸イオンの発生量は130ppbから10ppb以下へと，ともに低温化（49℃から20℃）により大幅に低下している。また，樹脂酸化生成物の1つである炭酸の発生量も硝酸イオン，硫酸イオンと同様に低減した。

(3) 強塩基性陰イオン交換樹脂採用の検討

陰イオン交換樹脂には，重水中に溶解されているホウ酸を吸着除去しないよう弱塩基性の樹脂を採用している。一方，強塩基性陰イオン交換樹脂（SAN-1）は図5に示すように弱塩基性樹脂に比べて耐酸化性が強く，不純物除去性能に優れている。したがって，強塩基性樹脂を重水浄化に採用できれば，浄化塔への連続通水が可能となり，大幅な水質改善と樹脂交換頻度の低減が図れる。このため，強塩基性樹脂採用のための試験検討を行ってきた。

強塩基性樹脂の不純物除去特性は，「ふげん」のホットカラム試験装置を用いた約6,000時間の系統重水の通水試験により，極めて良好な不純物除去性能を継続することが確認された。

強塩基性樹脂の採用に当たっては，重水中のホウ酸を吸着しないようホウ酸飽和型樹脂を用いる必要がある。強塩基性樹脂（SAN-1）に対するホウ酸の重水中における吸着平衡関係は，

$$Q=\{[S\cdot C\cdot\exp(4230/T-3.65)]/[1+C\cdot\exp(4230/T-3.65)]\}+C\cdot\exp(2000/T-2.90)$$

ここに，

Q：ホウ酸の平衡吸着量（mol-B/l-Resin）

S：ラングミュア吸着定数（1.07mol-B/l-Resin）

C：平衡ホウ酸濃度（mol-B/l-D2O）

T：平衡温度（K）

で表されることが明らかになっている。

この式からわかるように通水温度やホウ酸濃度により樹脂のホウ酸平衡吸着量が異なるため，通水中に温度やホウ酸濃度が変化するとホウ酸の樹脂への吸脱着により重水中のホウ酸濃度変化が起こる。この吸着式は，重水中におけるカラム内でも成立することが，「ふげん」での重水中試験で確認されている。

重水中のホウ酸濃度が変化すると原子炉の反応度に影響が生じるため，強塩基性樹脂の通水中に生じるホウ酸濃度変化を抑制することが必要となってくる。

ホウ酸濃度は，出力調整用制御棒の位置を検出端としたホウ酸の注入・除去が行えるよう系統を改造することにより制御可能であることが，上述の吸着平衡式による計算コード（ATLOAD-3）を用いた検討で明らかになっている。

なお，実際に強塩基性樹脂を採用することについては，後述する弱塩基性樹脂の改良及び各種水質改善対策の実施により同様な効果が得られることと，強塩基性樹脂を採用する場合には系統の大規模な改造が必要となることより実現には至らなかった。

(4) 重水浄化塔イオン交換樹脂の低塩素化

弱塩基性陰イオン交換樹脂（WA-21）は，図6に示すように，通常のイオン交換樹脂と同様，スチレンとジビニルベンゼンを重合させた後，クロルメチル化工程及びアミノ化工程を経て交換基の末端に塩素イオンが付加されたCl型の製品樹脂となる。したがって，樹脂中の含有塩素を低減するためには，上述のクロルメチル化工程で樹脂本体に導入された塩素を除去する洗浄工程を加える方法と，最後の再生操作を入念に行って交換基末端に残留する塩素分を除く方法がある。

「ふげん」では，まずWA-21のCl型をOH型に再生する際に一般品よりも再生レベルを上げ，交換基末端に残留する塩素分を低減した，低塩素化樹脂（WA-21L）を1983年から採用した。しかし，樹脂製造から使用までの期間が1～2年と長い場合には，交換基末端の塩素分だけを取り除く低塩素化だけでは不十分であることが判明した。

これは，クロルメチル化工程で導入される有機塩素が次のアミノ化工程でアミノ化されずに残留することが原因である。この対策として，残留する有機塩素の分解洗浄工程をWA-21の製造工程に加えて，塩素分を低減した極低塩素化樹脂（WA-21X）を製造し，1986年度の重水冷温化設備と同時に採用した。

WA-21Xの使用により図3に示すように重水中の塩素イオン濃度は10ppb以下に抑制された。

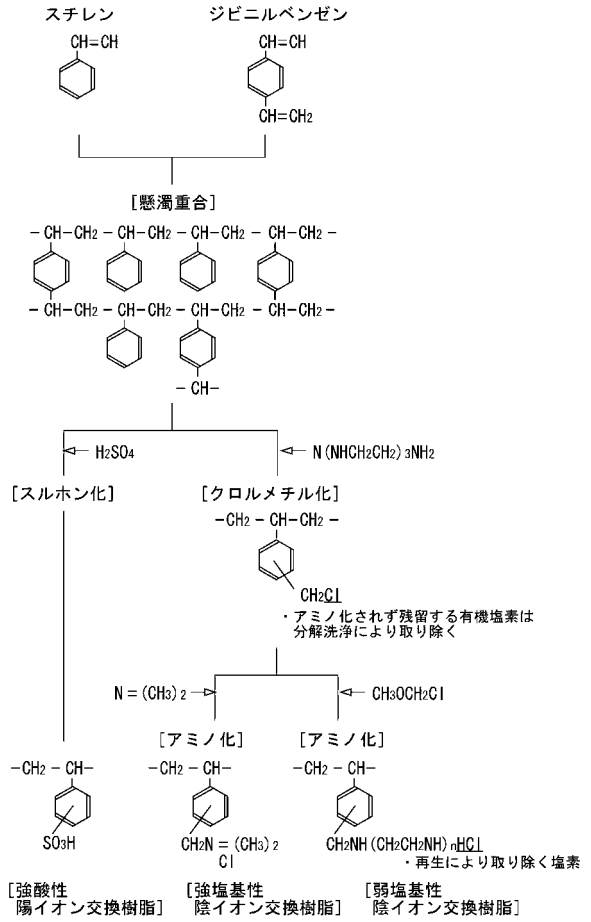


図６　イオン交換樹脂製造工程

(5) ヘリウム精製方法の改善と基準強化によるヘリウム高純度管理

ヘリウムガス中窒素ガス濃度と重水電導度上昇率との間には図７に示すような関係がある。

これは先に述べたように，重水のカバーガスであるヘリウムガス中の窒素が，原子炉内での放射線化学反応により，重水中の硝酸イオンや亜硝酸イオンに変化し，重水の電導度を上昇させるためである。このため，1983年よりヘリウム中窒素濃度管理目標値を1.0%から0.1%に変更した。

ヘリウム系内の窒素の供給源は，定期検査作業時にヘリウム系内に混入する空気である。したがって，原子炉運転期間を通じてヘリウム系内の窒素濃度を0.1%以下に維持するために，原子炉起動前のヘリウム精製運転を強化した。

これによって，図３に示すように第７運転サイクル（1983年後半）において，硝酸イオン濃度は従前の1,300ppbから500ppb程度まで低下し，重水電導度も3.5μS/cmから2.5μS/cmに低下した。

(6) 樹脂比変更による浄化塔使用期間の延長

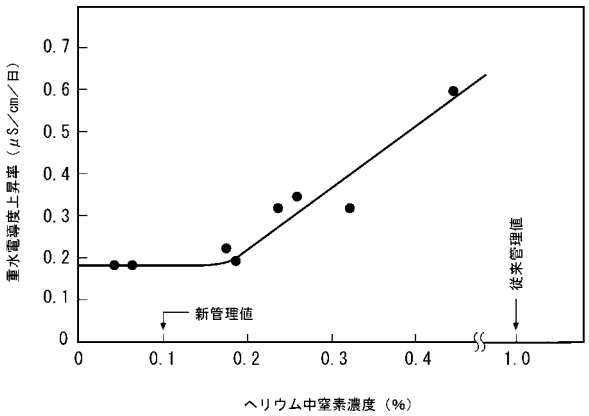


図７　ヘリウム中窒素濃度の重水伝導度上昇率への影響

重水浄化塔に充てんする弱塩基性陰イオン交換樹脂（WA-21X）と強酸性陽イオン交換樹脂（SKN-1）混合比率は，運転開始当初，１：１(500ppm：500ppm)であった。重水浄化塔の寿命はWA-21Xからの塩素イオン等の溶出（ブレーク）によって決まるため，WA-21Xの混合比率の高い方が浄化塔全体の寿命としては長くなる。このため，WA-21Xの樹脂混合比を増加させ，効果を確認する軽水試験及び系統重水を使用した重水試験を行った。その結果，樹脂混合比（WA-21X：SKN-１）を２：１にすることにより樹脂寿命を約30%増加できる見通しが得られ，実際に1987年度より樹脂混合比（WA-21X：SKN-１）を２：１（670ppm：330ppm）として運転を行い，重水浄化塔の使用時間を，約30%延ばすことができた。

2.4　まとめ

運転初期に重水水質の悪化を経験したが，各種実証試験等により水質悪化のメカニズムを解明し，効果的な水質改善対策を採用することによって，良好な重水水質を維持できるようになり，重水・ヘリウム系の化学管理技術を確立することができた。

また，重水水質改善のための種々の対策は，水質改善だけでなく，イオン交換樹脂の使用可能期間の増大による樹脂取替頻度の低減やこれに伴う劣化重水発生量低減等，系統の維持管理の観点からも省力化，経済性の向上に寄与している。

３．トリチウムの管理

3.1　概要

重水系の作業については腐食生成物(例えばCo-

60）に対する放射線管理に加えトリチウムに対する放射線管理を必要とすることに特徴がある。当初は，国内外の重水炉を参考に管理を行っていたが，その後は「ふげん」に適した作業管理方法の開発及び測定技術・防護具の改良・開発を行い，より効果的な管理を実施してきた。

3.2　トリチウム管理の必要性

「ふげん」におけるトリチウムの生成反応は表１に示すものがあるが，主要な発生源は原子炉内での重水の放射化（重水系の中性子吸収）によるものである。重水中のトリチウム濃度は図８に示すとおり運転時間とともに上昇しており，2003年３月の運転終了時において約260MBq/cm^{2}である。

トリチウムには次の特徴がある。

(1) 最大エネルギー18keVの低エネルギーのβ線のみを放出するので外部被ばくは問題とならないが，吸入や皮膚からの吸収による内部被ばくに注意する必要がある。また，測定方法もγ線や高エネルギーのβ線と違った工夫が必要である。

(2) 系統外に出た場合，主にHTO（水蒸気）として存在するため，粒子状放射性物質に使うフィルターを装着したマスクでは防護できない。

(3) トリチウムの物理学的半減期は12.3年である。

(4) 体内へ取り込まれた場合は，尿や汗などの代謝作用により約10日で半分に減少する。

これらの特徴を持つトリチウムを含む重水の取扱については内部被ばくに関する放射線管理に重点を置いた管理を行う必要がある。

表１　「ふげん」におけるトリチウムの生成

原　料　核　種	生成反応
^{2}H　：重水分子を構成する。	^{2}H(n, γ)^{3}H
^{3}He：トリチウムのβ崩壊により生成，蓄積する。	^{3}He(n,p)^{3}H
^{7}Li　：^{10}B(n, α）^{7}Li反応により生成する。	^{7}Li(n, n･α)^{3}H
^{10}B　：反応度制御剤として重水中に添加されている。	^{10}B(n, 2α)^{3}H

3.3　トリチウムに対する内部被ばく管理

(1) 設備面及び作業管理面での対策

１）設備面：重水は炉心の核特性上，純度の維持が要求されるとともにトリチウムが含まれていることより，重水及びトリチウムの漏洩・拡散防止対策がとられている。これらの対策により運転中の空気中トリチウム濃度は管理値以下で推移している。

２）作業管理面：原子炉運転中の主な作業は重水の水質分析のためのサンプリングであり，定期検査中の主な作業は重水循環ポンプ等の分解点検である。重水のサンプリングと分析は２週間に１回の頻度で実施しているが，フードの中での標準化された作業であり防護具を着用する必要はない。

定期検査における機器の分解点検では，機器の開放により一時的に空気中のトリチウム濃度が上昇するため作業方法の工夫によるトリチウムの拡散防止，防護具の着用による取り込み防止などを

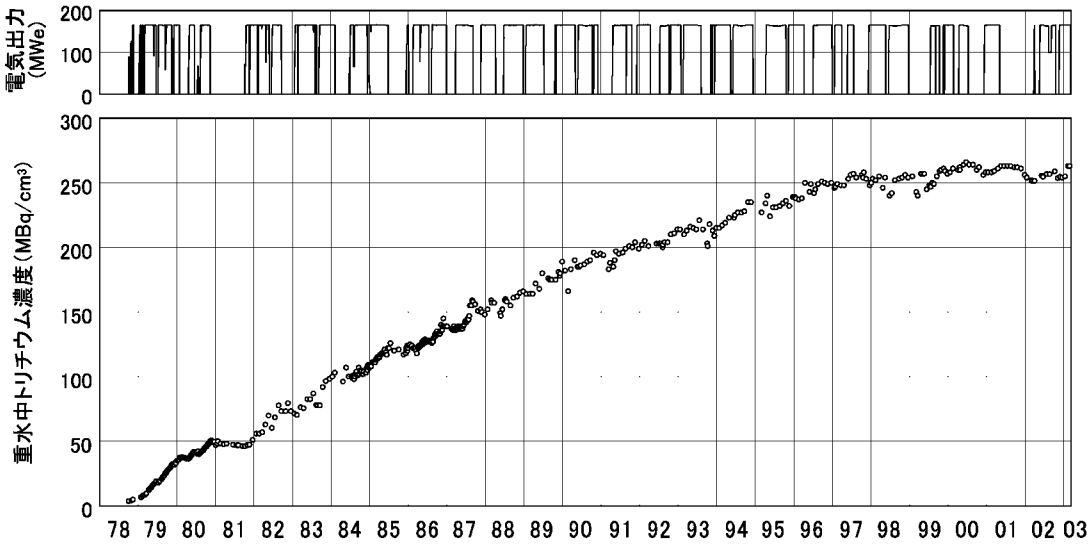


図８　重水中トリチウム濃度変化

行うとともに，冷却凝縮法によるトリチウム採取・液体シンチレーションカウンタ測定（検出限界約10^{5}Bq/cm^{3}）及び電離箱を用いたトリチウムモニタによる連続測定（検出限界7.4×10^{3}～7.4×10^{2}Bq/cm^{3}）を行い作業環境のトリチウム濃度を把握している。また，作業終了後には作業内容に応じて作業者のトリチウムの体内取り込み量をバイオアッセイにより把握し作業管理状況の確認を行っている。表２に設備面及び作業管理面でのトリチウムに対する内部被ばく管理の概要を，図９にトリチウム取扱い作業（重水系機器の分解点検等）の例を示す。

(2) 内部被ばくの測定

トリチウムは低エネルギーのβ線のみを放出する核種であるため，体内に取り込まれた場合，ホールボディ測定器による内部被ばくの測定が不可能である。一方，トリチウムは呼吸及び皮膚を通してトリチウム水（HTO）の化学形態で体内に取り込まれ，摂取後２～４時間程度で体液中に均一化されるという性質がある。したがって，この性質を利用し，尿中のトリチウムを液体シンチレーションカウンタで測定することによりトリチウムによる内部被ばくを評価することができる。

表３に尿中トリチウム濃度の測定頻度を示す。定期検査期間中は，約3,000件の尿中トリチウム濃度の測定を行う必要があることからあまり長時間の測定を行うのは適切ではない。「ふげん」では，

表２　設備及び作業管理によるトリチウムの管理

設備	漏洩防止	イ．回転軸シールの無いキャンドロータポンプの採用 ロ．ベローシール弁*の採用 ハ．溶接構造の管継手の採用 ニ．シール溶接可能な特殊構造フランジの採用 ホ．ヘリウムリーク試験による溶接部及びフランジ継手部の確認
	拡散防止	イ．機器・配管は他系統と隔離 ロ．脱湿器型のトリチウム除去換気系の設置 ハ．グローブボックス構造の計装ラックの採用
作業管理	作業方法	イ．機器の分解前には重水のドレン及び乾燥を実施 ロ．トリチウム除去換気系による局所排気 ハ．ビニールハウスによる機器分解点検範囲の隔離 ニ．計装ラックへの簡易グローブボックスの設置 ホ．除染用布の密封保管と乾燥によるトリチウムの回収
	防護具	イ．ゴム手袋の着用と頻繁な交換 ロ．エアラインウェットスーツタイプのトリチウム防護服の着用

＊：弁棒シール部にベローを使用し，ボディとボンネットとの接続部はシール溶接された弁

表３　尿中トリチウム濃度の測定頻度

分　類	頻　　度
定　常	放射線作業従事者指定時
	放射線作業従事者解除時
	３ヵ月以上「ふげん」で作業する放射線作業従事者について３月ごと（女性の場合は１月ごと）
非定常	作業者がトリチウム濃度の高い環境で作業したと考えられる場合はその都度

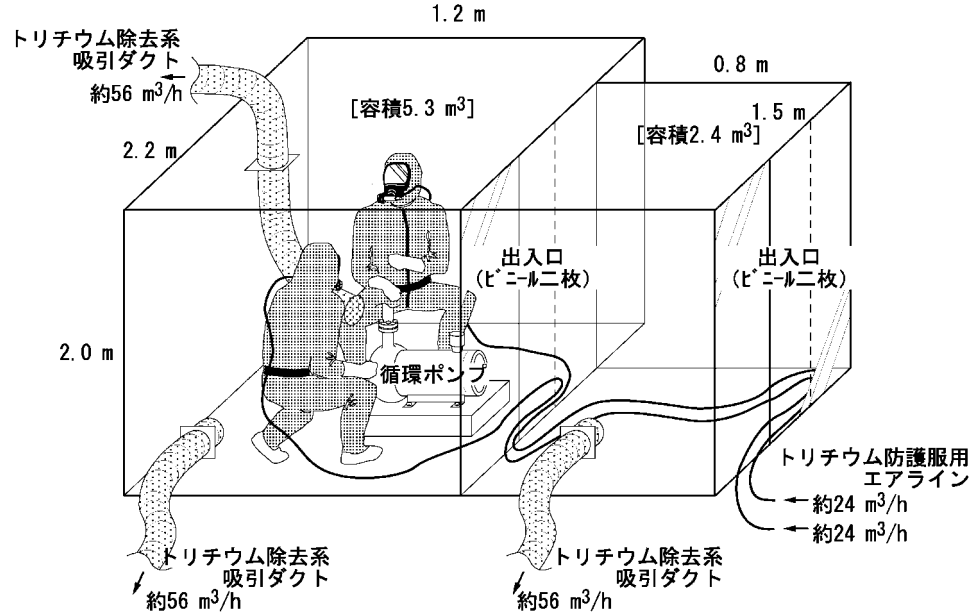


図９　トリチウム取扱い作業の例

20mlのバイアル瓶を用いて14mlの液体シンチレータと尿２mlを混合したものを液体シンチレーションカウンタで３分間測定する。この条件でのトリチウムの検出限界濃度は，0.1Bq/cm^{3}である。

摂取されたトリチウムは，作業者が水分を摂取したり排泄したりすることにより生物学的半減期10日程度で徐々に低下していく。トリチウムを摂取した時から１日以内に尿検査を受けて0.1Bq/cm^3（検出限界濃度）が検出された場合の線量当量は，0.0001mSv程度であるが，３ヵ月前の定期測定直後に摂取して同じ検出限界濃度のトリチウムが検出された場合には，90日（９生物学的半減期）を経ているので，線量当量は，0.04mSv程度になる。

(3) 被ばく実績

図10にトリチウムによる内部被ばくの推移を示す。その値は，「ふげん」における年間の外部被ばくが２人・Sv程度であるのに対し，1989年度を除き年間１～５人・mSv程度と非常に低い値で推移している。

なお，1989年度の増加は，定期検査期間中において原子炉建屋の換気系が予定より長く停止したため，防護具の着用目安値以下ではあるものの，建屋内の空気中トリチウム濃度が通常より上昇したことによる。

3.4 トリチウム測定技術の開発

トリチウムはγ線を放出せず最大エネルギーが18.6keVの弱いβ線のみを放出する核種であるため，測定対象ガスを電離箱内に導入して測定したり凝縮水の状態にしてから液体シンチレーションカウンタで測定する必要がある。

特に空気中のトリチウム濃度の測定については，簡易かつ高感度に実施するための方法を「ふげん」で開発，最適化してきた。表４に現在まで「ふげん」で開発，運用してきた空気中のトリチウム濃度の測定法を示す。また，以下にこれらの測定法の概要について記す。

(1) 凝縮法

凝縮法は，発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針（1978年９月29日原子力委員会決定）(以下，放出放射能測定指針）に準拠した方法で，図11に示すような凝縮装置を用い排気筒排気中の水分を捕集してこの凝縮水中のトリチウムを液体シンチレーションカウンタで測定し，排気中のトリチウム濃度を評価するものである。

凝縮水中のトリチウム濃度から排気中のトリチウム濃度を計算する場合には，次の式によっている。また，凝縮法による検出下限値は２×10^{6}Bq/cm^3-air程度である。

$$CT = Cw \cdot K(T) \cdot H \cdot (10^2)$$

ここに

CT　：排ガス中のトリチウム濃度（Bq/cm^3）

CW　：凝縮水中のトリチウム濃度（Bq/cm^3）

K（T）：温度T℃の飽和状態における空気中の水分の量（g-H_2O/cm^3-air）

H　：排ガス採取時の相対湿度（%）

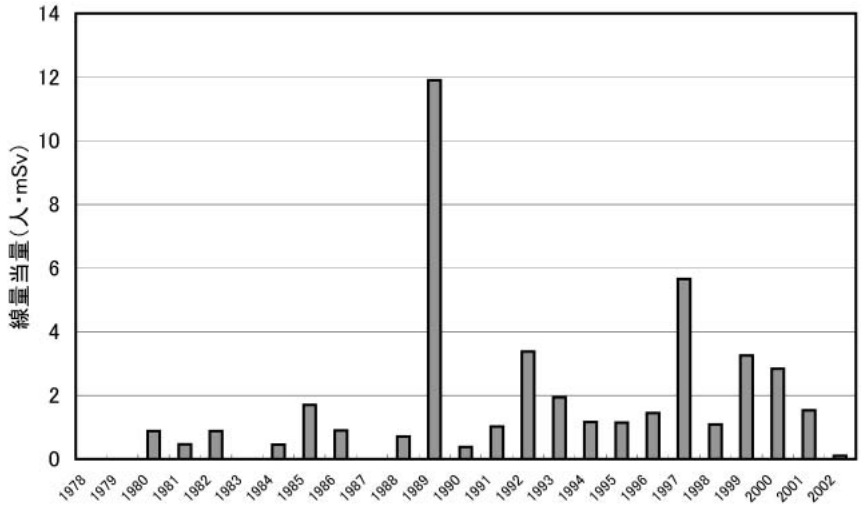


図10　トリチウムによる内部被ばくの推移

表４　空気中トリチウム濃度の測定法

測　定　法	検出限界値 (Bq/cm^3)	試料採取時間	測定に要する時　間	「ふげん」での適用
凝　縮　法	2×10^{-6}	１～７日間	１時間	放出放射能量の評価値測定
水バブラー法	1×10^{-5}～7×1^{-5}	１～７日間	１時間	凝縮法のバックアップ
電離箱モニタ	7.4×10^{-2}	連　続	瞬時*	現場作業環境測定（高レベル作業）
膜分離式モニタ	7.4×10^{-3}	連　続	瞬時*	原子炉施設排気筒モニタ 廃棄物処理建屋排気筒モニタ 重水精製建屋排気筒モニタ 重水精製装置建屋２エリアモニタ
トリチウムルームモニタ	7.4×10^{-3}	連　続	瞬時*	現場作業環境測定
ハンディクーラによる氷結法	1×10^{-5}	約20分	約20分	現場作業環境測定
除湿器による凝縮法	1×10^{-5}	１～７日間	１時間	現場作業環境測定

＊：検出器内での測定ガス滞留時間の影響を受けるが，時間遅れ（時定数）は10分程度である。

(2) 水バブラ法

バブラ法は，前述の凝縮法のために設置されている凝縮装置が機器の不調等により作動しなくなった時のバックアップ用に使用されている。装置は，図12に示すように約500cm^3の水を満たしたガラス容器（水バブラ）の中に排ガスを通気してバブラ内の水に捕捉されるトリチウムを測定するものである。バブラ水中のトリチウム濃度Cw（Bq/cm^3）から排気中のトリチウム濃度CA(Bq/cm^3-air)を求めるには次式によっている。

$$CA = Cw \cdot Vc/(VA \cdot \eta c)$$

ここに

Vc　：バブラに用いた水量（cm^3）

VA　：試料空気量（cm^3）

ηc　：捕集効率（0.9: 放出放射能測定指針に記される値）

また，水バブラ法による検出下限値は１～７×$10^5$$Bq/cm^3$-air程度である。

(3) 電離箱式トリチウムモニタ

前述の凝縮法や水バブラ法は検出感度の高い方法であるが,2～３日から１週間に１度程度の頻度（放出放射能測定指針で要求している最低測定頻度は１ヵ月に１回）での間欠的な評価しかできない。プラントからの放出の状態を確認したり，作業環境におけるトリチウム濃度をモニタリングしてすばやく対応するためには適当ではない。このため検出感度は，$7.4\times10^{2}$$Bq/cm^3$-air程度と低いが，電離箱内にサンプルガスを直接導入して連続的にモニタリングする方法がトリチウム除去換気系のモニタリングや機器の開放点検を行う際の作業環境の監視等に用いられてきた。

(4) 膜分離式トリチウムモニタ

電離箱式トリチウムモニタは，ラドン・トロン及びその娘核種等天然核種の濃度変化の影響を受けるため検出感度が低くなっている。そこで，トリチウムは水蒸気として空気中に存在することに注目し，中空糸膜を用いて妨害核種のラドン・トロンを分離する高感度モニタを開発した。

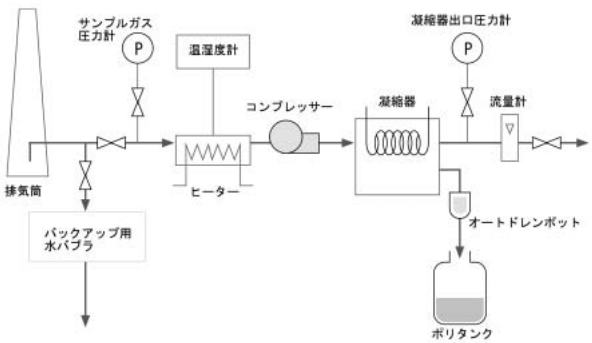


図11　凝縮装置の概念図

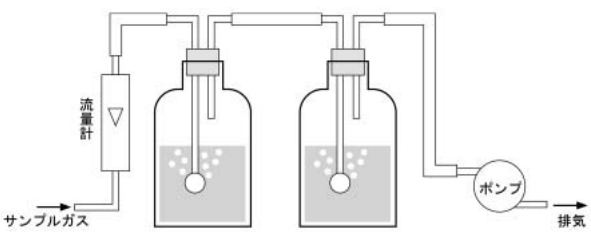


図12　水バブラ法の設置例

膜分離式トリチウムモニタの概念を図13に示す。

中空糸膜にはパーフロロスルホン酸樹脂膜を採用し，400本がフッ素樹脂シェル内に収納されている。膜分離の原理は，ラドン・トロン等を含まない乾燥ガスをキャリアガスとして使用することにより，サンプルガス中の水分（トリチウムを含んだ水蒸気）が，膜を隔てた水蒸気差圧により，膜を通ってキャリアガス側へ選択的に透過するものである。

その結果，空気流通型電離箱式モニタの10倍程度の感度でトリチウムを連続監視できるようになった。このモニタの検出下限値は機器仕様上7.4×10^3Bq/cm^3-airであるが，実用的には2×10^3Bq/cm^3-air程度まで測定できる。このモニタは主排気筒及び重水精製建屋，廃棄物処理建屋の排気筒トリチウムモニタ，重水精製建屋のエリアトリチウムモニタに使用されている。

(5) トリチウムルームモニタ

トリチウムルームモニタは，膜分離式トリチウムモニタを可搬型として作業環境のモニタリングを可能にしたものである。検出下限値は，固定型とほぼ同程度である。

(6) ハンディクーラー（氷結法）による測定

作業環境のトリチウム濃度を比較的迅速に高感度に測定するために，ハンディクーラーを用いた氷結法により空気中の水分を捕捉し，この中のトリチウム濃度を測定する方法を用いてきた。ハンディクーラーは，実験室内の恒温水槽等の温度調整に用いられる冷却器の一種であるが，冷却管の表面は−20℃程度まで低下させることができるため，これを20分間程度空気中に曝露して稼動させることにより，液体シンチレーションカウンタでの測定に必要な2 cm^3の試料水を採取することができる。この方法による検出下限値は，1.0×10^5Bq/cm^3-air程度である。

(7) 除湿器を用いた凝縮法による測定

定常的な放射線管理のためには，1週間程度の期間内の作業環境におけるトリチウム平均濃度を測定するため，家庭用の除湿器を用いて空気中の水分を捕集し，これを液体シンチレーションカウンタで測定する方法が用いられてきた。この方法での検出下限値は，1.0×10^5Bq/cm^3-air程度である。

3.5 防護服の開発

「ふげん」で開発してきたトリチウム防護服の概要を表5に示す。当初は加圧服タイプの防護服を採用していたが，脹らみが大きく作業性が悪いため，ウェットスーツタイプに変更し，作業効率を高めた。さらに，通話が可能なようにエアラインマスクをヘルメット式マスクに改良した防護服も採用している。

ウェットスーツタイプのトリチウム防護服はネオプレンゴム製で，図14に示すように，外部から供給された清浄な空気が防護服内面の手，足，頭，背部等に配管された穴を開けたビニール管を通して分配供給される構造となっている。この空気分配供給構造のため通気性が良くなり，防護服着用時の不快感や疲労感が改善された。また，身

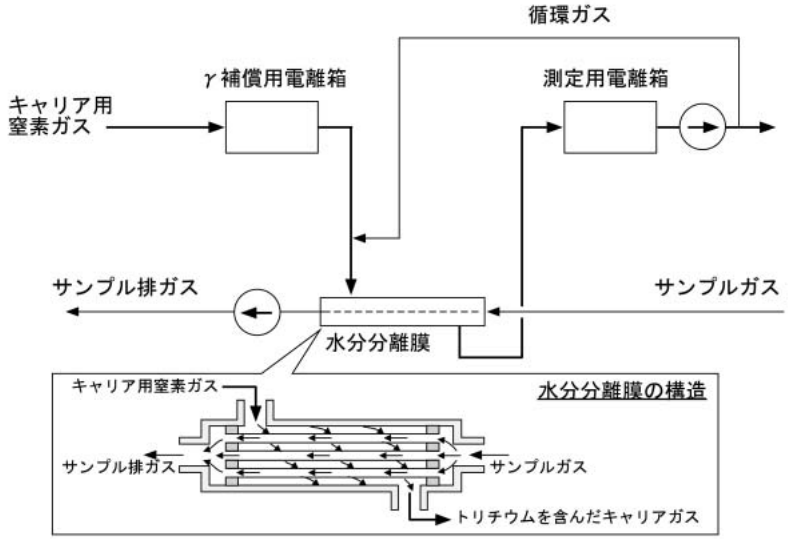


図13 膜分離式トリチウムモニタの概念図

表5　トリチウム防護服の比較

性　能	加圧服タイプ	マスク式エアライン ウェットスーツタイプ	ヘルメット式エアライン ウェットスーツタイプ
通　気　性	×	○	○
通　話　性	○	×	○
頭部安全性	△	△	○
作　業　性	×	○	○
材　　質	ポリ塩化ビニール	ネオプレンゴム	ネオプレンゴム
重　　量	約3 kg	約3.4kg	約4.9kg
写　　真	 （加圧服タイプ） （1978年～1979年使用）	 （マスク式エアラインウェットスーツタイプ） （1979年から使用中）	 （ヘルメット式エアラインウェットスーツタイプ） （1983年から使用中）

体へのフィット感があり機能的に優れている。

この結果，トリチウムの防護性能を保ちながら，長時間の作業が可能となり作業効率が向上した。

3.6　まとめ

「ふげん」の約25年間における運転実績及び経験から，トリチウムの測定・評価，放射線管理技術の確立を図ることができた。

特にトリチウムの捕集・測定技術については簡便化，高感度化を目指し「ふげん」独自での開発，改良を重ね，現在に至っている。

今後とも，今まで培ってきたトリチウム管理技術を活用し，「ふげん」におけるトリチウム被ばくの低減に努めていく必要がある。

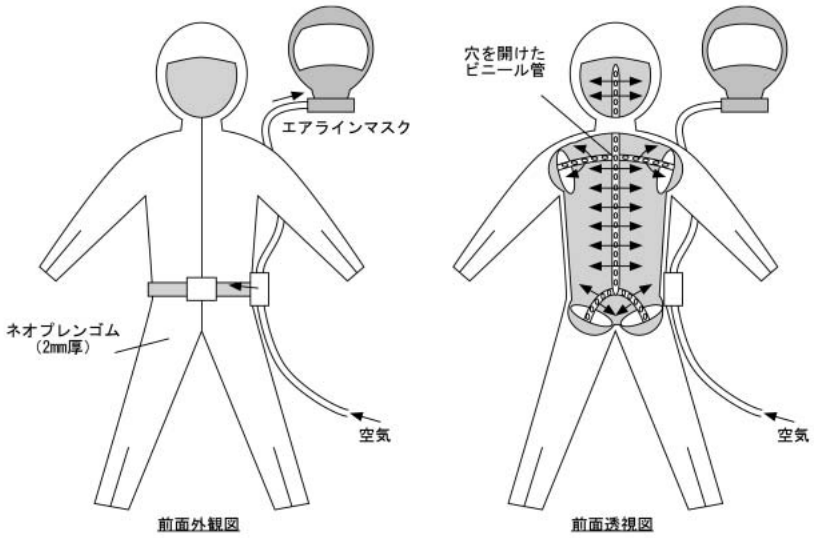


図14　エアラインマスク，トリチウム防護服の概略図

４．重水浄化系樹脂の取扱技術

4.1　概要

重水浄化系には，腐食生成物等の重水中の不純物を除去する重水浄化塔２塔と，運転サイクル初期の余剰反応度を調整するために重水中に添加しているホウ酸を燃料の燃焼に応じて除去するポイズン除去塔２塔がある。

重水浄化塔は，原子炉運転中に１日３時間程度の間欠通水を行っているが，樹脂寿命により，定検時又は計画停止時において樹脂交換を実施している。

ポイズン除去塔は，燃料の燃焼に伴う負の反応度補償のためのホウ酸除去に使用しており，４～５運転サイクル毎に樹脂交換を行っている。

2003年３月までに，合計37回（重水浄化塔32回，ポイズン除去塔５回）の樹脂交換を実施した。

樹脂交換作業における重水炉特有な手法は，軽水化・重水化作業である。

軽水化とは使用済樹脂から重水を回収するとともに樹脂中にトリチウムが残留しないようにする操作である。

重水化とは新樹脂中の軽水を重水に置換することにより，減速材である重水の濃度低下を防止する操作である。

重水浄化系樹脂の取扱技術は樹脂交換作業の軽水化，重水化の操作をいかに効率よく実施し，重水の使用量及び劣化重水の発生量をいかに少量に押さえるかが課題である。このため運転初期より作業方法の改善改良を行い，樹脂交換技術の確立を図ってきた。

4.2　重水浄化系樹脂交換の実績

重水浄化系樹脂交換手順を図15に示す。

以下に，これまで検討し，実施してきた樹脂交換作業実績を示す。

(1) 軽水化

軽水化系統図を図16に示す。

重水浄化塔樹脂あるいはポイズン除去塔樹脂を軽水化するには，まず，樹脂を交換対象塔から重水化塔に移送した後，劣化重水の発生を抑制するため，樹脂中に存在する重水をヘリウムガスによりブローした後，さらに10時間以上の放置によるドレンにより高濃度重水として回収する。

その後，重水化塔上部より軽水を約0.6m³/hrの下降流で供給し樹脂中に残存する重水を軽水に置換する。この時発生する重水と軽水が混合した劣化重水は，重水濃度95%以上の重水（高濃度劣化重水）はA－劣化重水貯槽に，95%未満の重水（低濃度劣化重水）はB－劣化重水貯槽に貯蔵する。

重水濃度が１%以下になった段階で軽水化操作を停止する。軽水化に要する時間は，通水開始より約２時間である。

軽水化時の重水濃度変化を図17に示す。

発生する劣化重水量（100%濃度換算）は約0.6m³であり，これは開発試験で予測した値とほぼ同等である。

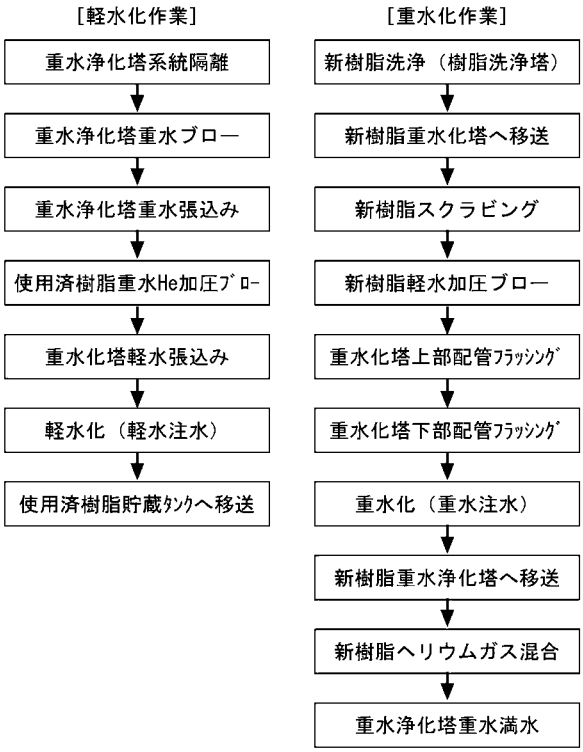


図15　重水浄化系樹脂交換作業手順

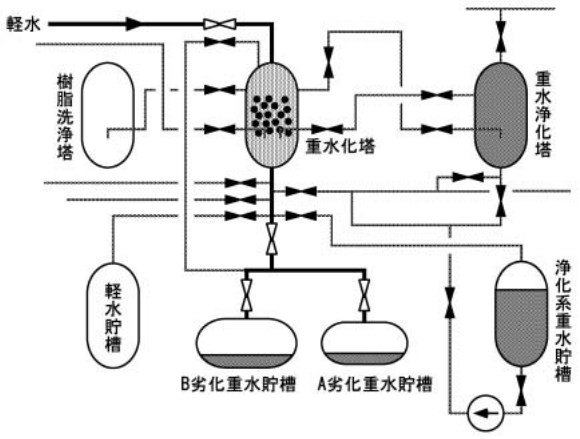


図16　軽水化系統図

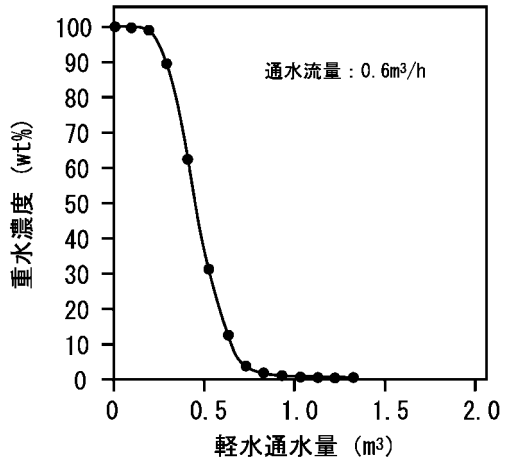


図17　軽水化曲線

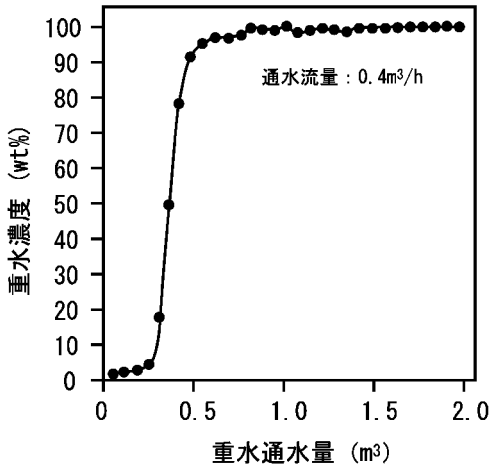


図19　重水化曲線

(2) 重水化

重水化系統図を図18に示す。

重水化は，樹脂洗浄塔で洗浄した新樹脂を重水化塔に移送した後，重水化塔下部より重水を約0.4m³/hrの上向流で供給し，樹脂中の軽水を置換する。この時発生する劣化重水は，軽水化と同様に劣化重水貯槽に貯蔵する。

重水化塔出口の重水濃度が系統重水濃度（99.7%）以上になった時点で重水化操作を停止，重水化塔内の樹脂を重水浄化塔あるいはポイズン除去塔に移送し樹脂交換作業を終了する。重水化に要する時間は，通水開始より約９時間である。樹脂の重水化曲線を図19に示す。

重水化時に使用する重水量は樹脂移送に使用する重水を含め約３m³である。

樹脂の重水化を効率よく行い，劣化重水の発生量を抑制するため，次のような改善を実施してきた。

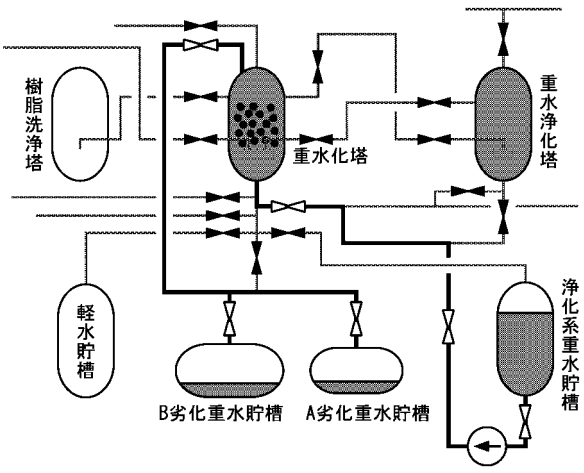


図18　重水化系統図

イ．重水化時の供給重水の線速度は開発試験の結果から当初２cm/minとしていたが，実績値の評価に基づき約1.2cm/minとした。

ロ．重水化前に樹脂中に存在する軽水を制御用空気によりできる限りブローする。

ハ．重水化塔上部配管に残留している軽水を制御用空気によりブローする。

ニ．重水化塔下部配管の軽水をブローした後，新重水でフラッシングし，重水化塔下部ヘッダの重水濃度を上げ，重水化の効率を高める。

ホ．重水化前に新樹脂を制御用空気によりスクラビングし樹脂を重水化塔内に均一に分散させることで，重水の流れを均一化し重水化の効率を高める。

この結果，重水浄化系樹脂の重水化時に発生する劣化重水（100%重水濃度換算）は徐々に低減され約1.9m³となったが，開発試験で予測した結果より約30%多く発生している。この原因は，実際の重水化塔廻りの配管構造が複雑であるため，残留軽水の影響により結果的に重水消費量が多くなったものと考えられる。

4.3　重水濃度測定技術の確立

重水濃度の測定は，減速材としての性能維持を目的とした純度管理はもとより，重水系樹脂交換作業における，各作業の状態を把握するためにも重要であり，十分な精度と感度を有し簡便に行える定量法の確立が必要である。そのため，「ふげん」では後述する２つの定量方法を考案し，用途に応じ使い分けてきた。

(1) 光吸収を利用した定量法

重水濃度の定量には一般的に，比重，赤外吸収，屈折率，超音波，融点，蒸気圧等さまざまな方法が試みられているが，現場における吸光度分析などの経験から，機器の使用にも慣れており，質量分析のように特殊な技術を必要としないことから，光吸収を利用する方法が最適であると考えた。

重水による光の吸収帯は近赤外から赤外域にあり，いずれも定量分析に使用可能である。しかしながら赤外域の吸光度は非常に大きいため，厚さ数10ミクロンの極端に薄いセルを用いたり，あるいは対照側にシリコンウエハーを入れて見掛けの吸光度を制限して測定する必要があった。

そこで，「ふげん」では可視域での分析でもよく使用される５～20ミリ厚のセルを用いて近赤外域の吸光度により，重水の高濃度域における測定及び重水系樹脂交換作業時に必要な広範囲な重水濃度の簡便な測定方法を確立し実用化した。

なお，この定量方法は運転初期より採用され現在に至っている。

しかしながら，一定の時間間隔で重水をサンプリングし吸光度を測定することになるため，測定結果を得るまでに時間を要し，迅速に運転操作に反映できず必要以上の劣化重水が発生する原因となる。また，サンプリングと分析を長時間に渡って迅速に行わなければならないため，分析作業者の負担が大きいといった問題がある。

(2) 超音波を利用した定量法

上記の問題を解決するため，重水濃度と水温及び重水中を伝わる超音波の音速の相関関係を利用した，超音波濃度計を用いた連続重水濃度測定法を考案した。図20に超音波濃度計の構造と音速・濃度・温度の関係を示す。

本測定法を重水系樹脂交換作業に採用することにより，今までバッチ式に時間遅れで確認されていた重水濃度変化が，リアルタイムに確認できることとなり，運転操作への迅速な反映が可能となった。

なお，本測定法で測定できる重水濃度は数wt%のオーダーであり，精密な測定（0.001wt%）は近赤外域の吸光度による測定法による。したがって，軽水化あるいは重水化作業中における重水濃度の変化状況を把握する段階では超音波による濃度測定を採用し，作業終了段階での精密な重水濃度測定には吸光度による測定法を用いることとしている。また，超音波による連続濃度測定を採用したことにより，サンプリング分析は精密な濃度が要求される時点のみとなり，長時間に渡るサンプリング分析作業はなくなり，分析作業の省力化が図られた。

4.4 まとめ

作業方法の改善や重水濃度測定方法の改良により，樹脂取扱技術を確立することができた。このことは，樹脂交換に伴う樹脂の軽水化，重水化操作により発生する劣化重水が，１回あたり約2.5m^3（100%重水濃度換算），使用される重水量が，樹脂移送に使用される重水昼も含めて１回あたり約3.0m^3（100%重水濃度換算）で作業毎に大きな変化はなく，樹脂交換作業に要する期間が約７日間で安定していることからも裏付けられる。

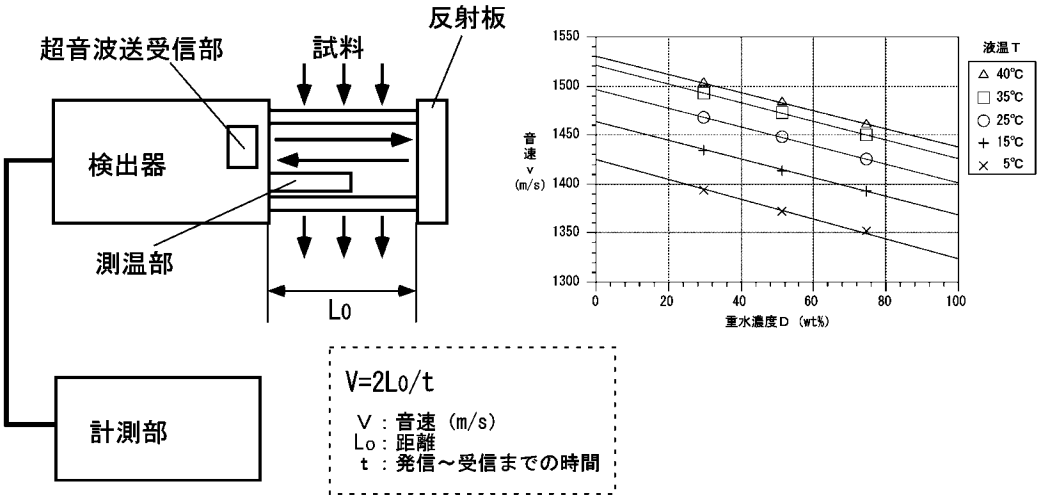


図20　超音波液体濃度計の構造と音速・濃度・温度の関係

５．重水リサイクル技術の確立

5.1　概要

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）を製造するためには，多段式の濃縮塔からなる大規模な重水製造プラントが必要であり，高価である。また，我が国には重水製造プラントはなく，重水の調達は海外からの輸入に依存していた。このうち「ふげん」の米国籍の重水については，1988年までは国際規制物資として取り扱われていた。（現在，この重水は国際規制物資ではないものの，計量管理は継続し，その結果を国へ報告している。）

このような観点から,「ふげん」の運転に当たっては重水の劣化や損耗を防止するとともに，発生した劣化重水を精製，再濃縮して再利用する技術の確立が重要であった。

このため，重水系統について，重水の劣化及び漏洩防止を考慮した設計を行うとともに，２種類の重水精製プラントを設置し，重水リサイクル技術の確立を図ってきた。

第１段階として,高濃度劣化重水の精製のため,水電解法による重水精製プラント（重水精製装置Ⅰ）を設置した。水電解法による重水精製プラントは，濃度が高く精製量が比較的少ない場合には経済的に精製できるもので，日本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。

第２段階は，低濃度劣化重水の精製のため，水・水素同位体交換反応法による重水精製プラント（重水精製装置Ⅱ）を設置した。疎水性白金触媒を用いた水・水素同位体交換反応法の開発は,（財）相模中央化学研究所，北海道工業試験所，理化学研究所等へ委託し，基礎的開発を行い，実用化開発は「ふげん」にパイロット試験装置を設置し，各種特性試験の成果に基づき，実用規模の精製プラントを設計建設した。

重水精製装置「 の運用を開始することによって,「ふげん」で発生する劣化重水は，ほぼ全量を再利用できることとなり，重水リサイクル技術を確立することができた。

5.2 「ふげん」における重水運用

「ふげん」における重水運用基本サイクルを図21に示す。

重水系統内に装荷されている重水量は約160ｔあり，その純度は重水濃度99.7%以上に維持されている。

重水関連系統に関しては，軽水の混入による劣化の防止及び漏洩の防止の設計等が施されているが，次のような原子炉の運転に伴う作業において劣化重水が発生する。

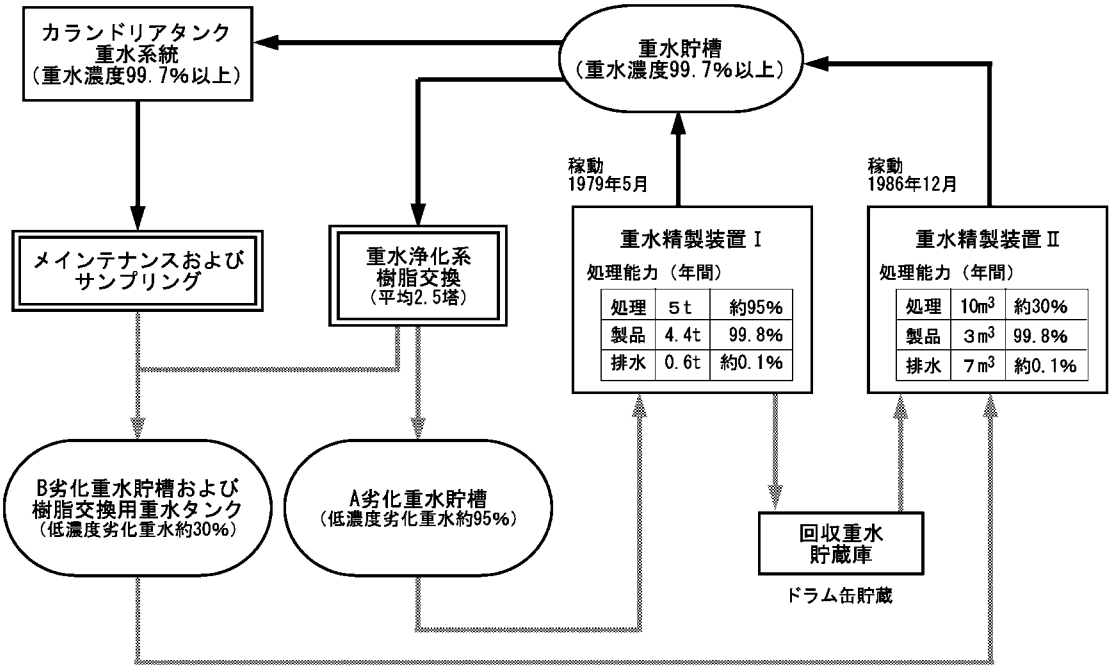


図21 「ふげん」の重水運用サイクル

① 重水浄化系のイオン交換樹脂の交換
② 重水の水質管理に必要なサンプリング・分析
③ 重水系機器の開放点検等のメンテナンス

劣化重水のほとんどは，①の重水浄化系イオン交換樹脂の交換時の軽水化と重水化により発生する。

これらの劣化重水は，重水リサイクルによる運用を効率的に行うために，高濃度劣化重水と低濃度劣化重水に分けて貯蔵し，高濃度劣化重水は重水精製装置Ⅰで，低濃度劣化重水は重水精製装置Ⅱでそれぞれ精製している。

5.3 劣化重水の精製

表６に重水精製装置Ⅰ及び重水精製装置Ⅱの仕様を示す。

(1) 水電解法による重水精製装置Ⅰ

１）水電解法の原理

軽水（重水）は，電気分解（以下「電解」という）により水素（重水素）と酸素に分解する。軽水と重水を含む水を電解する反応は，次式で表される。

$H_2O + D_2O + 2e^- \rightarrow H_2 + 2OD^-$

$H_2O + D_2O + 2e^- \rightarrow D_2 + 2OH^-$

水素（D）の電解電圧は，水素（H）より大きい。したがって，一定量の劣化重水を電解していくと軽水の方が速く分解されて水素ガスとなり残液側に重水が濃縮される。また，実際の精製運転では，劣化重水の導電率を高めるために電解質（以下「電解助剤」という）を溶解して電解している。したがって，残液側に濃縮された重水から電解助剤を分離することで製品重水が得られる。

なお，電解により生成した水素及び酸素は，再結合系（パラジウム触媒）で再結合され回収重水として抜き出され，再度原料重水として濃縮処理している。

水電解法はエネルギー消費が大きいという欠点を持っている反面，濃縮効率（分離係数）が大きいという利点を持っていることから，比較的少量の高濃度重水の濃縮に適しており，本装置では高濃度劣化重水を原子炉級重水まで再濃縮する目的に，分離係数の大きい水電解法の特徴が十分活かされた。

２）装置の概要

重水精製装置Ⅰの概略系統を図22に，外観を写真１に，電解槽の構造を図23に示す。

前処理系の精留塔で重水中に含まれる放射性核種や非揮発性不純物を除去し，この精留重水に電解助剤のアルカリ（K_2CO_3/KOH＝95/5=8.4%）を添加して，バッチで電解処理する。前述のように，重水は液側に濃縮する。電解槽の重水濃度が

表６　重水精製装置の仕様

項　　目	重水精製装置Ⅰ	重水精製装置Ⅱ
(1)原　　理	水電解法	水・水素同位体交換反応法
(2)運 転 方 法	バッチ運転	連続運転
(3)主 要 機 器	無隔膜減容式電解槽	気液分離型交換反応塔
(4)処 理 重 水		
処 理 量	5 t/年	10m³/年
年間稼動時間	8,000h/年	7,000h/年
重 水 濃 度		
(標 準 濃 度)	95wt%	30wt%
トリチウム濃度		
(標 準 濃 度)	4 ×10⁸Bq/cc	1 ×10⁸Bq/cc
(5)製 品 重 水		
生 産 量	4.4t/年以上	2.4m³/年以上
重 水 濃 度	99.8wt%以上	99.8wt%以上
電 導 度	5μ S/cm以下	5μ S/cm以下
(6)排　　水		
トリチウム濃度	－	3.7×10¹Bq/cc以下*

＊：再結合水を100倍希釈した濃度

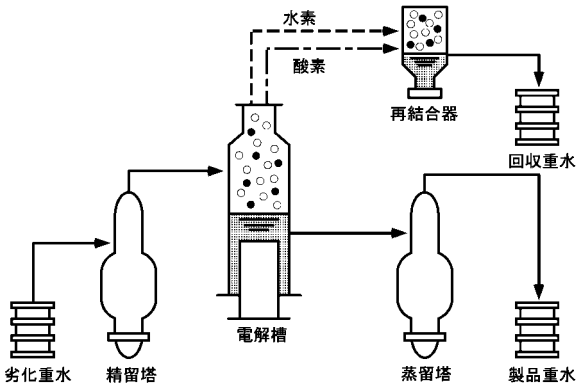


図22　重水精製装置Ⅰ概略系統図

写真１　重水精製装置Ⅰ

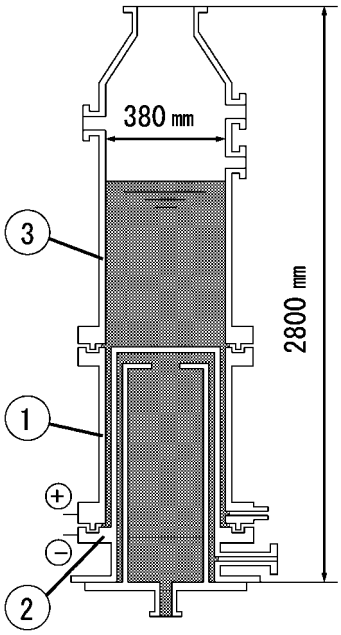


図23　電解槽の構造

所定濃度に達した時点で電解を停止し，後処理系の蒸留塔に移送して蒸留操作によりアルカリと製品重水とに分離する。回収重水は重水濃度が電解濃縮処理の効率的濃度（60～80%）以下になるまでカスケード処理している。

3）運転実績

重水精製装置Ⅰは，年間５ｔの劣化重水（95%）を精製処理して4.4ｔの製品重水（99.8%）を得る設備能力を有し，1979年４月より精製運転を開始した。1999年４月までに612バッチの精製運転を行い，劣化重水約131ｔ（100%重水換算量）を処理して，約54ｔ（100%重水換算量）の製品重水を製造した。その間，重水精製装置Ⅰは，運転開始後約１年を経過した時点から分離係数が徐々に低下する現象を経験した。調査の結果，電解槽内の電解液中にクロムイオンが溶出し電解分離性能を低下させていたことが判った。このためクロム溶出対策として電解槽に電気的な防食処理を行った。

クロム溶出対策後は設計性能を十分満足し順調に運転を継続してきたが，当初の目的である高濃度劣化重水の濃縮がほぼ達成されたこと及びその後に発生する劣化重水の処理は重水精製装置Ⅱで十分対応できることより，1999年９月に運転を休止している。

(2) 水・水素同位体交換反応法による重水精製装置Ⅱ

1）水・水素同位体交換反応法の原理

水・水素同位体交換反応法は，水と水素の間で水素原子が置き換わる反応を，水素同位体分離に応用する方法である。

この反応を式で表すと

$H_2O(1)+HD(g)\Leftrightarrow HDO(1)+H_2(g)$　　(1)

（ここで（1）は液体，（g）は気体を示す。）のようになる。

この反応は，図24に示すように，水素と水蒸気の反応と水蒸気と水の気液平衡が連続して起こると考えられている。そこで，(1) 式は水素と水蒸気の反応

$H_2O(v)+HD(g)\Leftrightarrow HDO(v)+H_2(g)$　　(2)

（ここで（v）は蒸気，（g）は気体を示す。）と，水蒸気と水の気液平衡

$H_2O(1)+HDO(v)\Leftrightarrow HDO(1)+H_2O(v)$　　(3)

（ここで（1）は液体，（v）は蒸気を示す。）に分割される。なお，(2) 式の反応は無触媒ではほとんど進行せず，白金等の触媒の存在で促進される。また，(3) 式の気液平衡には水濡れの良い充填材が使用される。

水・水素同位体交換反応法は，これらの反応を利用して，重水の電気分解により得られた水素中（HD(g)）の重水素（D）を水側（HDO(1)）に移行させることにより，重水の分離・濃縮を行わせる方法である。

2）開発の経緯

水・水素同位体交換反応は，1930年台に各国で研究が行われたが，当時使用されていた白金触媒は親水性のもので，白金表面が水によって覆われてしまい同位体交換反応が持続しないという問題があった。

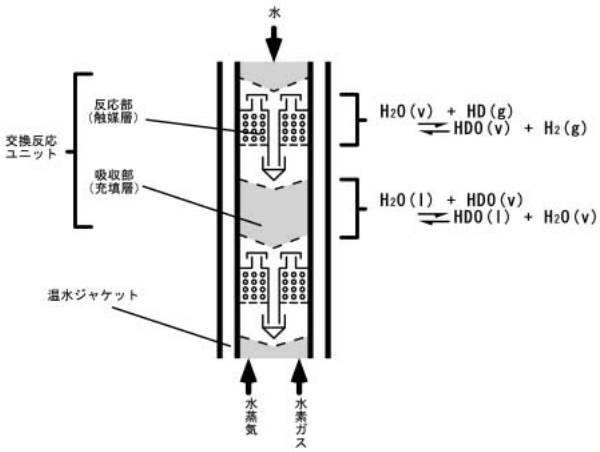


図24　交換反応塔概念図

1970年代になり，疎水性白金触媒が考案され，水の存在下でも交換反応を持続できる可能性を見出した。図25に疎水性触媒と親水性触媒のちがいを示す。

動燃事業団が，同方式を水素同位体分離に広く適用できることに着目し，1974年より（財）相模中央化学研究所，北海道工業開発試験所，理化学研究所等に基礎的開発を委託することによって，開発を進めた。

開発の経緯を図26示す。触媒の開発成果として，スチレン・ジビニルベンゼン共重合体を担体として白金を担持させた高活性触媒が得られた。交換反応塔は，図24に示す気液分離型交換反応塔（交換反応ユニットの外観を写真２に示す。）を採用した。これらの触媒と交換反応塔（20段），電解槽及び再結合器によって構成されるパイロット試験装置を理研に設置し，トリチウムをほとんど含まない重水を使用した分離・濃縮試験を実施し良好な基礎特性が得られた。さらにパイロット試験装置をトリチウムを含む重水を使用した試験ができるように改造して「ふげん」に移設し，トリチウムを含む各種重水濃度の劣化重水を用いて，分離・濃縮実証試験及び触媒耐久性の確認等の実用化に係わるシステム評価を実施した。これらの開発成果から水・水素同位体交換反応が「ふげん」の低濃度劣化重水を精製するプラントに適用できるものと評価し，重水精製装置Ⅱとして設計・建設した。

写真２　気液分離型交換反応ユニット（模型）

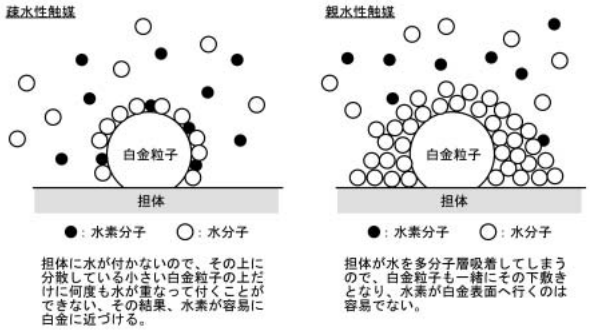


図25　疎水性触媒と親水性触媒の違い

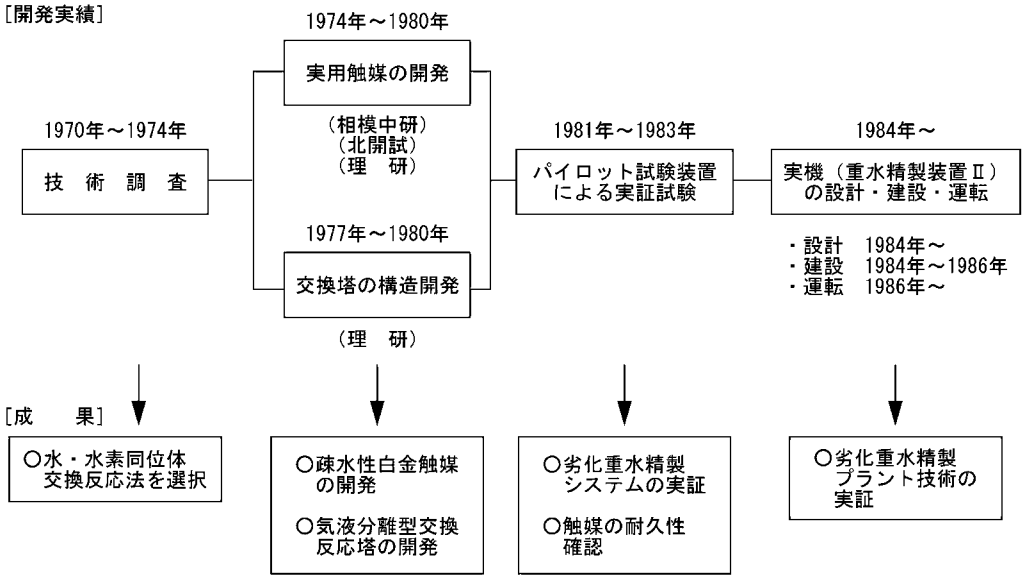


図26　水・水素同位体交換反応法の開発経緯

3）装置の概要

重水精製装置Ⅱの概略系統を図27に，装置の外観を写真３に示す。

劣化重水は，前処理系でイオン交換樹脂，活性炭，フィルターにより処理され，トリチウム以外の放射性物質等の不純物を除去し，その重水濃度に応じて交換反応塔中間部（原料重水濃度により供給位置を変更）に供給される。劣化重水は，塔内を流下する間に水・水素交換反応により濃縮され電解槽に送られる。電解槽内の重水は，一部は後処理系に送られ，残りは電気分解される。電気分解した酸素は再結合器へ送られ，重水素ガスは交換反応塔に供給される。この重水素ガスは，塔内を上昇していく間に水側に移行し，水側の水素原子はガス側に移行する同位体交換が行われ，塔を出た水素ガスは電気分解により発生した酸素と再結合され回収水となる。

この回収水は還流水として使用され，一部は系外に排出される。電解槽から後処理系に送られた重水は，蒸留塔で電解助剤として添加されている水酸化カリウム（約15%）が分離され，重水濃度99.8%以上，電導度５μS/cm以下の製品重水として取り出される。本装置は劣化重水の供給と製品重水，回収水の抜き出しにより連続的に運転され，年間10m³の劣化重水（低濃度から高濃度まで対応可能）を精製処理し，2.4m³以上の製品重水（99.8%以上）を製造するように設計されている。

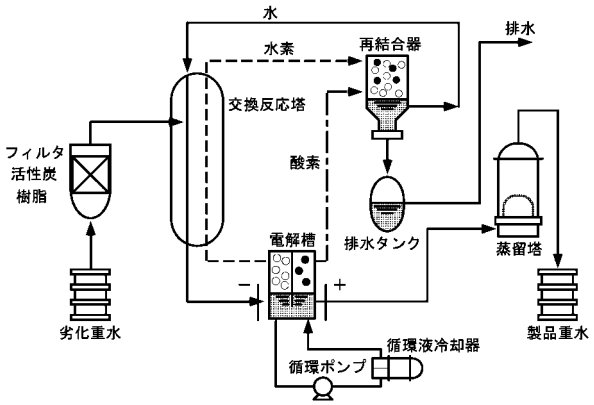


図27　重水精製装置Ⅱ概略系統図

写真３　重水精製装置Ⅱ

4）運転実績

重水精製装置Ⅱは1985年１月に建設に着手し，1986年８月に据え付け工事を完了，軽水を使用した試験を行った後，システム総合性能，プラント特性等を確認し，1986年12月より低濃度劣化重水の精製運転を開始した。

実用運転開始以来，「ふげん」で発生した３種類の劣化重水（45%，76%，84%）を処理した。調整運転期間中の製品重水も含め，2003年３月までに劣化重水約87ｔを処理し，約52ｔの製品重水を回収した。

5.4　まとめ

「ふげん」における重水運用は，重水精製プラントの導入によって劣化重水のリサイクル利用ができるようになり，新たな重水の購入が不要となるなど，合理的な運用が可能となった。

また，重水精製装置Ⅰ（水電解法）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，及び重水精製装置Ⅱ（水・水素同位体交換反応法）の導入・運用においては，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の実用規模での実証がなされるという成果が得られた。

特に，重水リサイクル技術の確立の要となった重水精製装置Ⅱの水素同位体分離技術は，重水中のトリチウム分離・濃縮，軽水排水中のトリチウム除去等に対して，機器・システム構成の変更なしに応用できるもので，今後応用範囲の拡張が見込まれる技術である。

６．おわりに

「ふげん」の約25年における運転実績及び経験から，重水水質管理技術，トリチウム管理，重水浄

化系樹脂取扱技術，重水リサイクル技術の確立を図ることができた。

「ふげん」は2003年３月末をもって運転を終了し，廃止措置の準備段階へと移行したが，運転実績及び経験に基づく各技術，特にトリチウム管理技術については，今後とも十分活用されていくことと思われる。

参考文献

1）石榑顯吉，北端琢也，他：“「原子炉水化学ハンドブック」日本原子力学会誌編”，コロナ社，(2000)
2）北山尚樹，森田聡，他：“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”，動力炉技報，No.68，(1988)
3）“「ふげん」特集”，動燃技報，No.69，(1989)
4）松嶌聡，北端琢也，他：“「ふげん」におけるトリチウム管理”，サイクル機構技報，No.11，(2001)
5）鈴木和也，武井博明:“膜分離式トリチウムモニタの開発”，動燃技報，No.80，(1991)
6）清田史功，中村由夫，他:“新型転換炉「ふげん」における重水精製”，動燃技報，No.70，(1989)
7）塚本祐一，近藤光興，他“重水濃度測定法”，動力炉技報，No.30，(1979)
8）松嶌聡，森田聡：“連続重水濃度計の開発”，動燃技報，No.86，(1993)

資料番号：20別冊ー6

技術報告

水化学管理技術の確立

高城　久承　　森田　　聡　　直井　洋介　　北端　琢也

敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所

Developments of Water Chemistry Management in the Fugen Nuclear Power Station

Hisatsugu TAKAGI　Satoshi MORITA　Yousuke NAOI　Takuya KITABATA

Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

新型転換炉ふげん発電所の原子炉冷却材の化学管理については，軽水炉発電所と同様に，燃料被覆管材をはじめとする原子炉構成材料の健全性の確認・維持及び被ばく低減を主要な目的とする水化学管理技術を適用してきた。原子炉冷却系の機器･配管の応力腐食割れ対策として1985年より，わが国で初めて水素注入法を採用し，運転終了まで水素注入を継続した。

また，作業員の被ばく低減対策として1989年に原子炉冷却系の化学除染を国内で最初に実施したが，除染後の再汚染が確認され，これを抑制する技術として亜鉛注入法を適用し，1999年の３回目の系統化学除染を実施した後から原子炉冷却系への亜鉛注入を開始した。

これらの水化学管理技術の確立により，原子炉冷却系の応力腐食割れの発生を確実に防止するとともに定期検査に伴う作業者の被ばくについても効果的に低減することができた。

With regards to the chemistry control of reactor coolant, a water chemistry control technique, which mainly aims to confirm and maintain the integrity of reactor construction material including fuel clad and aims to lower the exposure dose, has been adopted at Fugen NPS just like other LWRs.

Fugen applied hydrogen injection from 1985 for the first time in Japan, until its operational termination, as a countermeasure against stress corrosion cracking with equipment and piping of reactor coolant system.

Additionally, Fugen implemented full system chemical decontamination for the reactor coolant system in 1989 as a measure to reduce the dose of radiation to which workers are exposed. However, re-contamination was recognized and zinc injection was introduced as a technology to suppress the re-contamination. Zinc injection was carried out to the reactor coolant system from 1999, just after the third chemical decontamination of Fugen NPS.

The establishment of these water chemistry control techniques ensured the suppression of stress corrosion cracking of the reactor coolant system. At the same time, it reduced the dose of radiation to which workers who are engaged in the periodical inspection outage at Fugen NPS are exposed.

キーワード

新型転換炉ふげん発電所，水化学，水素注入，応力腐食割れ，系統化学除染，材料健全性，亜鉛注入，放射能低減効果，線量率上昇抑制効果，被ばく低減

Fugen Nuclear Power Station, Water Chemistry, Hydrogen Injection, IGSCC, System Chemical Decontamination, Material Integrity, Zinc Injection, Reduction of Radioactivity, Suppression of Dose Rate Increase, Reduction of Exposure Dose

高城　久承
安全管理課
化学管理・放出管理業務に従事

森田　　聡
安全管理課
水化学管理・放射線管理業務等に従事

直井　洋介*
技術課
技術開発総括業務，国際協力業務等に従事
核燃料取扱主任者，第１種放射線取扱主任者

北端　琢也
技術企画部企画グループ
「ふげん」の水化学管理・放射線管理等を担当の後，現在，「ふげん」の廃止措置計画に関わる企画・調整業務に従事

*現在：新法人設立準備室

１．総論

新型転換炉（Advanced Thermal Reactor：ATR）ふげん発電所が運転を開始した1970年代後半は，我が国の原子力発電所が運転を始めてからの経験も浅く，沸騰水型軽水炉におけるステンレス鋼材の応力腐食割れや加圧水型軽水炉における蒸気発生器伝熱管の損傷などの水化学に関連するトラブルが多発していた時期であった。また，定期検査作業に伴う作業員の被ばくについても１定期検査あたり10人・Svを超えることも稀ではない状況にあった。

「ふげん」は，「軽水炉」と異なり，小口径のステンレス鋼材の配管群からなる原子炉冷却系を持つことから，応力腐食割れの発生防止に必要な「材料」「応力」「水環境」の３要素の中で，当時，国内の沸騰水型軽水炉で積極的に採用された材料取替や溶接部の残留応力改善などの「材料」と「応力」の改善だけでは対応できず，「水化学環境」の改善による水素注入法を先進的に導入する必要があった。

また，原子炉浄化系流量の給水流量に対する比が７％で，通常２％程度の沸騰水型軽水炉に比べて大きいため，定期検査作業に伴う作業員の被ばくの主要因となる配管内面のコバルト60等の放射性物質の付着密度は比較的小さく，50～150 kBq/cm^{2}程度の範囲にある。しかし，原子炉冷却系の配管群が小口径であるため配管の厚みが軽水炉に比べて薄いことや，配管の比表面積が大きくなることから，作業員の被ばく線量は我が国の商用の軽水炉（電気出力30万～100万kW級）とほぼ同等の値で推移していた。

これらのことから，「ふげん」は我が国の原子力発電所の中でも早い段階で最新の水化学技術に取り組むこととなり，沸騰水型軽水炉とも共通の課題を有していたため，国内外の各機関と学会等を通じた情報交換により，「ふげん」の水化学技術は，新型転換炉に止まらず軽水炉全般の技術として認知されることとなった[1), 2)]。

ステンレス鋼材の応力腐食割れ対策として導入した水素注入法については，世界的にも試験段階にあった技術を積極的に取り入れ，応力腐食割れ発生防止の指標となる腐食電位の測定については，当時の我が国最先端の電極３種が「ふげん」のインプラント試験装置で試験され，我が国の技術レベルの向上に大きく寄与した。また，「ふげん」で測定された水素注入開始後の^{60}Co濃度変化については，後続で水素注入を採用した「軽水炉」に対して有用な情報となった[3)]。これらの一連の成果に対しては，原子力学会からも高い評価を得た[4)]。

被ばく低減対策としての系統化学除染については，先行の重水減速沸騰軽水冷却型圧力管型炉である英国のSGHWRが1960年代から運転を終了した1990年まで，ほぼ毎年，系統化学除染を行っていたこともあり，「ふげん」の運転開始前から新型転換炉のための除染方法について研究開発が進められていたが，1989年に我が国で初めての系統化学除染が「ふげん」で実施された[5)]。

また，系統化学除染の後には除染によって配管内の酸化皮膜が除去されて^{60}Coを取り込みやすくなるため，１年程度の短い期間で^{60}Coの付着密度が除染前のレベル程度まで戻ってしまう再汚染効果が，先行炉と同様「ふげん」においても確認されたため，除染後の再汚染を防止するために亜鉛注入法の導入について1980年代後半から検討を開始した。再汚染は除染直後の数ヵ月の再汚染率が大きいため，除染実施直後に安定して亜鉛注入を開始する必要があった。

このため，３度目の系統化学除染の直前の1998年に試験的な亜鉛注入を開始し，系統化学除染後には万全を期した亜鉛注入を実施して，再汚染を大幅に低減することに成功した[6)]。

これらの水化学管理技術の確立により，原子炉冷却系の応力腐食割れの発生を確実に防止するとともに，図１に示すように，第17回定期検査（2001年）に伴う作業者の被ばく線量は「ふげん」の運転期間を通じて最小となり，第１回定期検査よりも低い1.31人・Svに抑制することができた。

水化学管理技術の確立には，きわめて専門的な情報収集や周到な予備試験が必要であるとともに，安定した効果を期待するためには，運転操作や保修技術も含めたプラントの全機能を活用することが重要であった。

以下に「ふげん」の水化学管理技術について詳述する。

２．水素注入技術の確立

2.1　はじめに

「ふげん」においては，原子炉冷却系を構成するSUS304ステンレス鋼配管等の応力腐食割れ

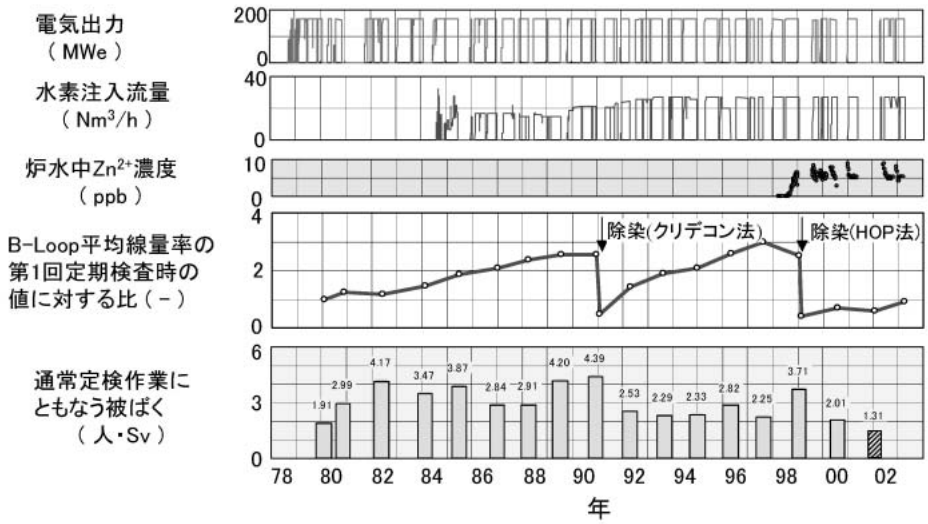


図１　「ふげん」の水素注入・系統除染・亜鉛注入実績

（SCC：Stress Corrosion Cracking）の発生を防止するために，SCC発生感受性の低いSUS316L材への材料取り替え，高周波加熱による溶接熱影響部の応力改善及び水素注入による原子炉冷却水の水質改善を組み合わせ，SCC対策を計画的に実施してきた。

特に，水素注入については，「ふげん」での実施が，我が国では最初の試みであったことから，SCC防止効果，水素注入時のプラント安全性，ジルコニウム合金等の材料健全性について，調査及び試験を綿密に行った後，連続水素注入を開始した。

これらの，水素注入を含む対策によって，「ふげん」におけるSCCの発生を効果的に防止することができ，「ふげん」の安定運転に寄与することができた。

水素注入の開発経緯と，その成果について以下に示す。

2.2 「ふげん」におけるSCC対策の経緯

「ふげん」の入口管や上昇管をはじめとする，原子炉冷却系は，国内の沸騰水型軽水炉と同じく，主にSUS304材で構成されている。「ふげん」の原子炉本体の製作が開始された1972年当時から，当時のSCC対策に関する情報をもとに入口管や上昇管材料には，極力，炭素含有量の少ないものを選定するなどの対策を講じてきたが，運転を開始して約１年後の1980年に，余熱除去系の冷却材が滞留する配管の一部にSCCの発生が認められた。

SCCは，炭素含有量が0.03%以上のSUS304材等の溶接熱影響部等の高い残留応力を持つ部位で，かつ鋭敏化した部位が，酸化性の比較的高い水環境中に曝された時に発生する。一般的には，材料，応力，環境の３因子が重畳した時にSCCが発生するとされており，これらのうち一因子でも改善すれば，SCCの発生を抑制することができる。

このため，SUS304材からなる原子炉冷却系等の機器・配管については，表１に示すようにSCCが発生しやすいとされた小口径配管から順にSCC感受性が極めて低いSUS316L材への材料取替を行った。また，材料取替は困難であるが高周波加熱による残留応力改善（IHSI：Induction Heat Stress Improvement）が可能である配管については，これを適用した。1991年に実施された第９回定期検査時までに材料取替された配管は総延長で1,100m，IHSIの実施箇所は103箇所に上った[3), 7)]。

1991年12月時点での原子炉冷却系の材料構成を図２に示す。

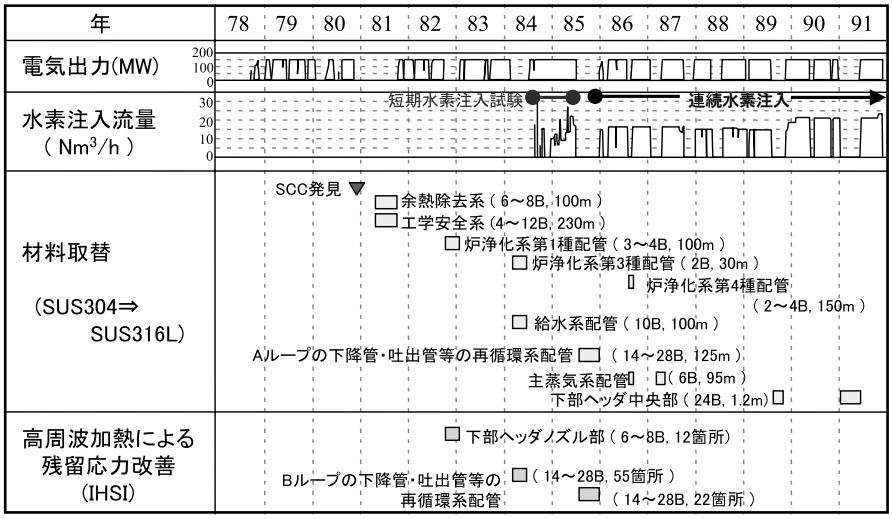
管群構造となっている入口管・上昇管については，配管周辺部が極めて狭隘で，材料取替・IHSI共に適用することが困難であったため，これらの配管のSCC対策としては1980年当時，世界的にも試験段階にあった水素注入法[8), 9)]を採用し，原子炉冷却系の水質を改善することによってSCCの発生を防止することとした。

2.3　水素注入法の開発

(1) 水素注入法の概要及び開発課題

水素注入法は，原子炉給水中に水素を注入して，これが原子炉内に持ちこまれると，原子炉内の水が放射線分解して生成した酸素と水素を再結合さ

表１　原子炉冷却系の応力腐食割れ（SCC）対策



せる反応を加速するために，結果的に炉水中の溶存酸素濃度が低下してSCCの発生しにくい炉水環境が形成される効果を利用するものである。原子炉冷却材中に水素を添加して放射線分解を抑制する方法は，加圧水型軽水炉では，1960年代から採用されているが，沸騰水型軽水炉では，SCCを防止できる程度まで放射線分解反応を抑制するためには，水素の注入量が極めて多くなったり，主蒸気系への^{16}N等の放射性物質の移行挙動が変化して主蒸気系の線量率が著しく増加するおそれがあったため，1978年にスウェーデンのオスカーシャム２号機でSCC対策として試験されるまで実機に適用されたことはなかった。

このように「ふげん」でSCCが発見された1980年当時には，水素注入法は世界的にも試験段階にあった。また，水素注入法を「ふげん」に適用するためには，沸騰水型軽水炉とは原子炉冷却系の

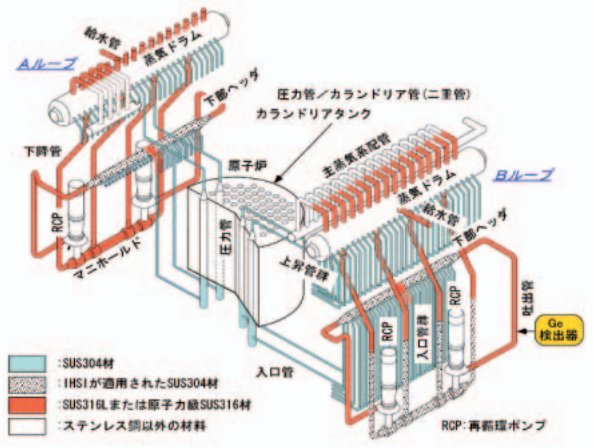


図２　原子炉冷却系の材料構成

構造が異なることに起因する放射線分解反応抑制効果の差異や^{16}Nの主蒸気系への移行挙動の違いを独自に評価する必要があった。また，水素注入によって溶存水素濃度が増加した冷却材中での圧力管材（Zr-2.5%Nb）や燃料被覆管材（ジルカロイ－２）等のジルコニウム合金の材料健全性等についても検討する必要があった。

このため，表２に示すように1982年から1983年にかけて予備調査として水素注入による炉水中溶存酸素濃度低減効果及び水素注入にともなう主蒸気管線量上昇効果の予測解析，水素注入環境下における圧力管材料，燃料被覆管材料等の材料健全性評価を行う他，スウェーデンへの現地調査を行い，事前評価を綿密に行った。

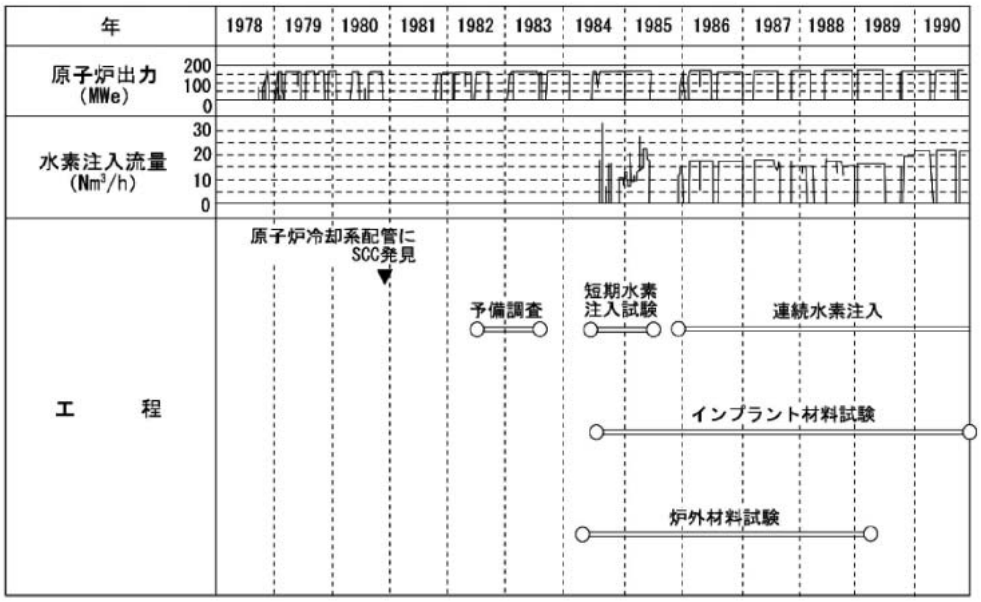
その後，1984年７月から1985年７月にかけて「ふげん」における短期水素注入試験を実施した[3),10)]。この試験結果にもとづき，1985年12月から水素の連続注入を開始して2003年３月の運転終了まで継続した。また，実機と並行して炉外における各種の材料試験を実施してきた。

(2)「ふげん」への水素注入

①　短期水素注入試験

1984年７月から1985年７月にかけて短期水素注入試験を実施した。試験の工程を図３に示す。この試験の前半では，水素注入流量及び原子炉出力を変動させ水素注入による炉水中溶存酸素濃度の低減効果を確認し，水素注入によるプラント全体への波及効果を調査して安全に水素注入が行えることを確認した。試験後半では，低歪速度引張試験（以下「SSRT」という。）を重点的に行い，SCC

表２　水素注入法の開発経緯



の発生を防止するのに十分な炉水中溶存酸素濃度を定めた。これと並行して水素注入による水質変動の確認及び水素注入環境下におけるSUS304材の腐食電位の測定を行った。

②　水素注入方法

「ふげん」の水素注入時の概略系統図を図４に示す。水素は給水ポンプの上流側から給水系に注入され，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り，炉心部での水の放射線分解反応を抑制したあと，主蒸気中へ排出される。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排ガス系へ導かれ，再結合器上流側から注入される酸素と再結合される。

③　インプラント材料試験

原子炉再循環系の下部ヘッダＢより炉水を取水し原子炉建屋内に設置したインプラント材料試験装置に通水し，各種の試験を実施した。インプラント材料試験装置には，炉水の水質測定機器，SUS304材の腐食電位測定を行うためのオートクレーブ及び六連式低歪率引張機構を備えたSSRT用オートクレーブを設置した。

④　短期水素注入試験の結果

水素注入量を変化させて，給水中の溶存水素濃度が変化した場合の原子炉冷却系各部の冷却材中溶存酸素濃度及び溶存水素濃度の変化を図５，図６に示す。入口管部の溶存酸素濃度を示す下部ヘッダ水中の溶存酸素濃度は，水素注入しない状態では，約80ppbであるが，給水中に水素を1.5ppm程度注入することによって，20ppb以下まで低減できることが分かった。

水素注入量を変化させて，溶存酸素濃度の異なる原子炉冷却材中でのSSRTを，延べ108回行った。

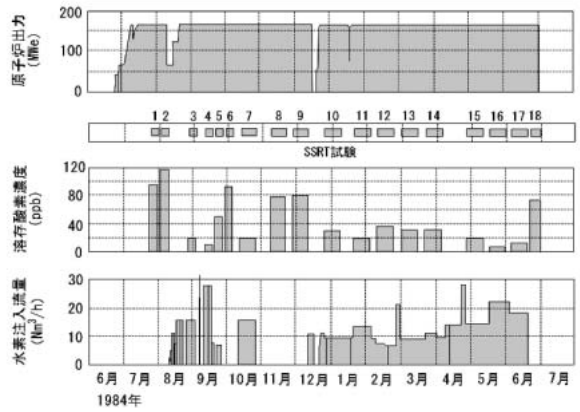


図３　短期水素注入試験の工程

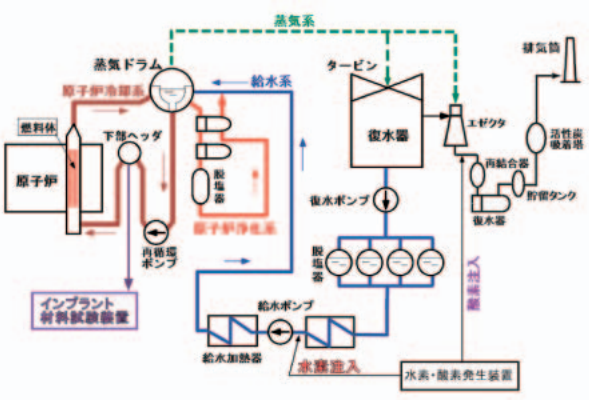


図４　水素注入時の概略系統図

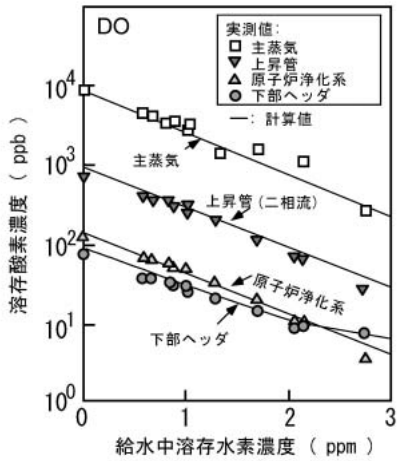


図５　水素注入による溶存酸素濃度の低減効果

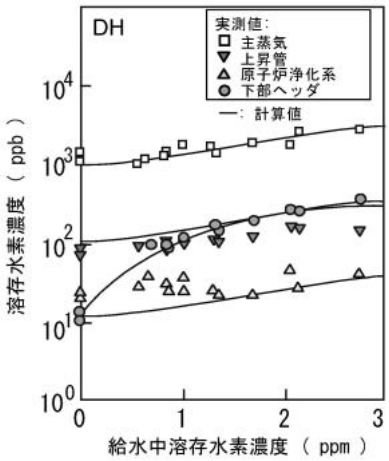


図６　水素注入による溶存水素濃度の変化

SSRTで破断した試験片断面を走査型電子顕微鏡で観察し，IGSCC破面率（粒界型SCCで破断した部分の面積を試験片の原断面積で除した値）を指標として整理したSCC感受性抑制効果を図７に示す。溶存酸素濃度30ppb以下で鋭敏化SUS304材のSCC破面率は通常のSSRTによる測定下限値とされている１％以下まで低下し，更に10ppb以下では全くSCCの発生は認められなくなることが分かった。インプラント低歪速度引張試験のSSRT装置及び試験片の破断面を写真１に示す。

SCCの発生と密接に関係するSUS304材の腐食電位については，我が国内で研究開発の過程にあった３種の国産電極を用いて測定を行った溶存酸素濃度と腐食電位の関係を図８に示す。この測定によりSSRTでSCCが確認されなくなった溶存酸素濃度10ppbでのSUS304材の腐食電位は，－250mV（SHE）であり，米国から報告されたBWRのSCC発生防止臨界電位－230mV（SHE）[3]とよく

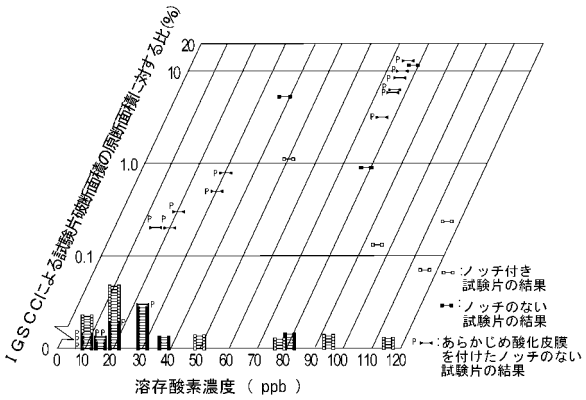


図７　水素注入による鋭敏化SUS304材のSCC感受性抑制効果

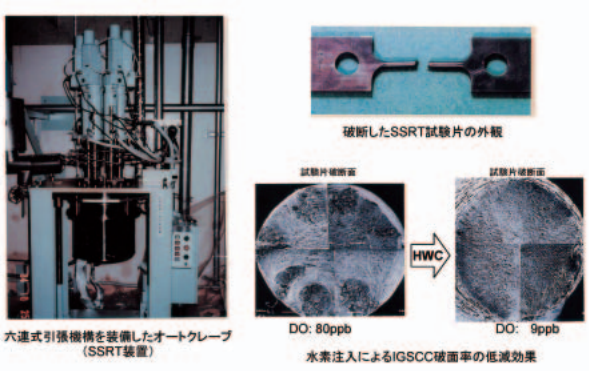


写真１　インプラント低歪速度引張試験（SSRT）

一致した。

⑤　プラント運転安全性の確認

沸騰水型軽水炉に水素注入法を適用する際に水素注入が原因となって短期間に発生する事象のうち特に注意を要する事項として次の２項目が挙げられる。

- 高エネルギーγ線放出核種である^{16}Nの気液分配平衡の変化に起因する主蒸気系等の線量率上昇
- プラント内での水素ガスの局所的な滞留に起因する爆発事故

^{16}Nの主蒸気側への移行に伴う線量率上昇については，水素注入試験時に徐々に水素注入流量を増加させて，プラント各部の線量率の変化を監視しつつ試験を行った。「ふげん」の場合には主蒸気管室の線量率は，最大水素注入時（給水中溶存水素濃度2.8ppm）で平常時の約５倍程度に上昇したが，運転員の被ばく及び周辺の環境に及ぼす有意な影響は認められなかった。

水素ガスの滞留については，水素注入点直後の給水ポンプ吸い込み管部等でのサンプリングを行

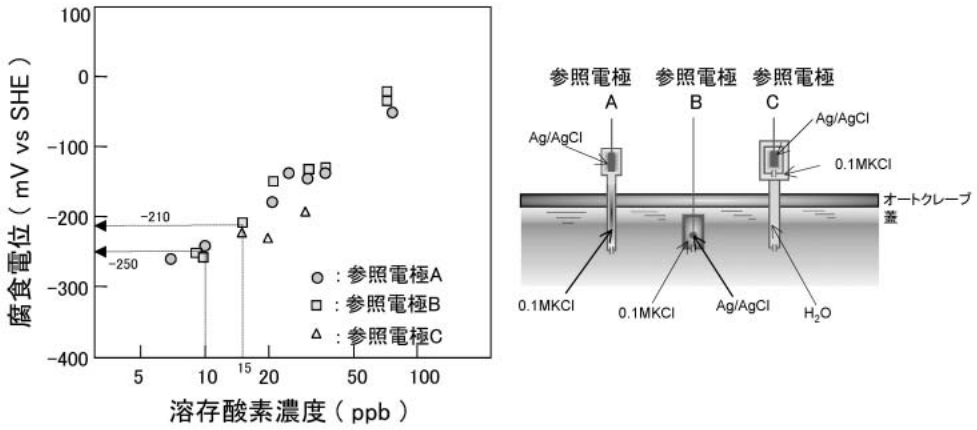


図８　「ふげん」の短期水素注入で得られた溶存酸素濃度と腐食電位の関係

ったが，水素ガスは給水中に速やかに溶解するので有意な滞留は認められなかった。また，排ガス処理系には，連続式の水素濃度計を追設して監視を強化したが，水素濃度の異常は認められなかった。

なお，注入された水素は，「ふげん」の場合，約10分後に排ガス処理系に到達する。したがって，水素注入を停止する際には，排出されてきた水素を再結合するための酸素ガスを，水素ガス注入停止後15分継続して供給することとした。
このほか，水素注入に起因するプラント運転への悪影響は認められなかった。

⑥　連続水素注入

短期水素注入試験の結果，水素注入を行ってもプラント運転上支障となる事象は発生しないことが確認されたため，1985年12月から連続的な水素注入を開始した。注入する水素及び酸素は，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，1985年12月以降は，当時の通商産業省のサンシャイン計画で研究段階にあった図９，及び表３に示す水電解法による水素・酸素発生装置を実用化して，この装置で発生させたものを用いている。

連続的な水素注入による原子炉浄化系入口における溶存酸素の濃度の長期的な変化を図10に示す。水素注入開始前の測定値は，測定器の精度が十分でなかったために100～200ppb程度の範囲でかなり不安定な値を示しているが，水素注入開始後は，安定した値を示している。

水素注入前の比較的溶存酸素濃度が高い条件で使用された燃料集合体を水素注入された還元性の環境に移すと燃料破損を発生させる可能性が高まるとの文献情報[11]に基づき，水素注入開始後約３年間は，原子炉浄化系入口の溶存水素／溶存酸素

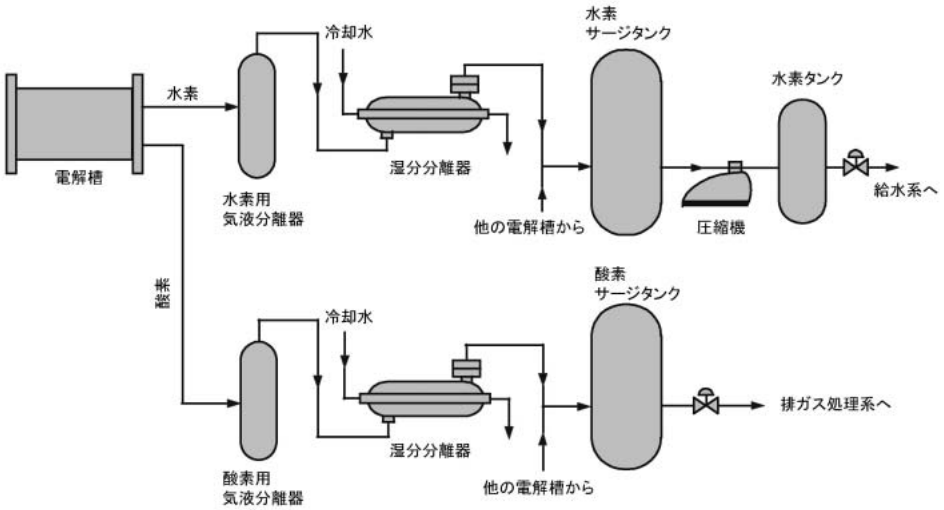


図９　水素・酸素発生装置の概念図

表３　水素・酸素発生装置の仕様

	設計条件			
電解槽	基数	3	基	
	水素発生流量	15.0	Nm^3/h基	
	酸素発生流量	7.5	Nm^3/h基	
	直径	460	mm	
	電解液	30	%KOH	
	最大電流	650	A/基	
	電圧	150	V	
	容量	101	L/基	
発生ガス	水素	32	kg/cm^2	（純度：≧99.85%）
	酸素	4.5	kg/cm^2	（純度：≧98.30%）

の濃度（ppb）比が15以下になるように調整した。燃料取替が完了し，炉心のすべての燃料が水素注入開始後に装荷されてから以降は，溶存酸素濃度が10ppb以下になるよう水素を注入した。

(3) 材料健全性の評価

材料に及ぼす水素注入の影響を評価するために次の２つの観点から材料健全性確認試験を実施した。

・鋭敏化SUS304材のSCC感受性に及ぼす水素注入の効果の確認
・プラント構造材料の健全性に及ぼす水素注入による影響の確認

対象材料は，原子炉冷却系を構成する９種類の構造材料とした。それぞれの材料に対し，目的にあわせて試験片，試験方法，試験環境，観察項目，評価手法等を適宜選定し，炉外実験室及びインプラント試験装置を用いてそれぞれ約５年間にわたる材料試験を実施し総合的な評価を行った。

①　鋭敏化SUS304材のSCC感受性に及ぼす効果

短期水素注入試験期間中は，時間的な制約を考慮して短時間でSCC感受性が把握できるSSRT試験を採用した。前述のように試験期間中，試験部の溶存酸素濃度及び腐食電位を併せて測定し，環境とSCC感受性との相関を調べた。同試験により，鋭敏化SUS304材のSCC感受性は，溶存酸素濃度の低下あるいは腐食電位の低下とともに小さくなること，またSCCが認められなくなるしきい値あるいは腐食電位しきい値の存在することが確認できた。

一方，長期的な効果については，炉外実験室に形成させた水素注入模擬環境と通常水質模擬環境中で実施した単軸定荷重（UCL：Uni-axial Constant Load）試験と，連続水素注入開始後のインプラントにおいて実施したUCL試験との２つの試験により確認した。図11に試験片破断時間の統計処理結果を示す。炉外試験では，試験条件によって異なるものの最長のもので13,600時間まで，インプラント試験では7,000時間までのデータを取得した。その結果，水素注入模擬環境中及び実機水素注入環境中ではいずれの試験片にもSCCによる破断は認められなかった。

これらのデータをもとに水素注入によるSCC感受性低減効果の定量的評価を以下のように実施した。

UCL試験結果を得られた個々の環境中における試験片破断寿命データに統計処理し，それらを水素注入の有無で比較することによって水素注入で得られる寿命改善度を確認することとした。「ふげん」の入口管は水素注入に先立ち通常水質で５年の運転経験を有しており，この時点での供用期

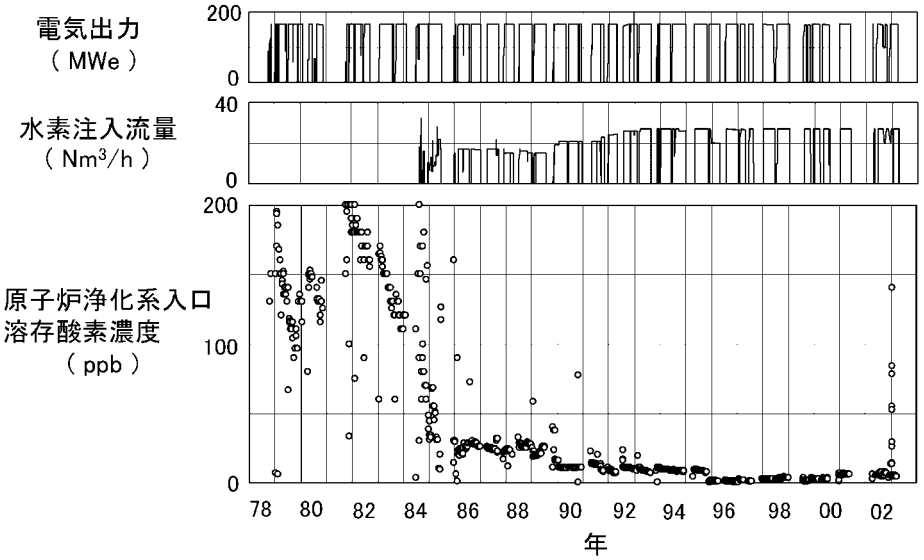


図10　長期的な溶存酸素濃度の変化

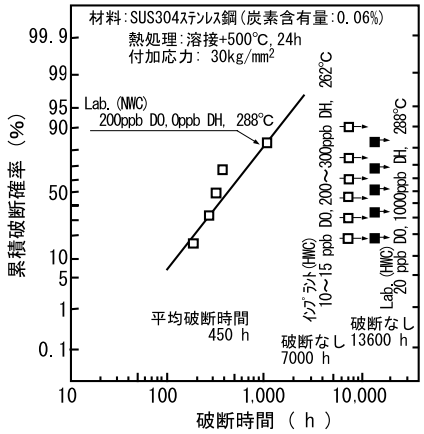


図11　UCL試験による試験片破断時間の統計処理結果

間中検査により無欠陥であることが確認されていた。この実績にもとづけば水素注入により，５倍の寿命改善度が得られれば残りのプラント寿命25年に相当する期間の健全性が確認できることになる。試験片破断時間の統計処理結果にもとづき統計論的手法を用いて水素注入による耐IGSCC性の寿命改善度を評価した結果，信頼度99%の場合で優に５倍を超える寿命改善度が得られることを確認した。

以上の一連の材料試験結果から，現実的な水素注入により鋭敏化SUS304材のSCC感受性を低減できるとの結果を得た。

なお，入口管材については，1989年及び1990年に実施された下部ヘッダ中央部の取替工事にともない，16本の入口管材も取替えている。この時に切り出された入口管全数の内面液体浸透探傷試験及び一部の組織断面観察試験を実施したが，SCC発生の兆候は認められなかった。

②　構造材全般への影響

SUS304材以外の材料に対し，炉外試験として水素注入模擬環境と，通常水質模擬環境中においてUCL試験を実施した。さらに連続水素注入開始後には，インプラントにおいてもUCL試験を実施した。各材料に対して設計上想定される発生応力からさらにそれを上回る負荷応力条件を設定し，13,000～25,000時間に及ぶ試験を実施した。表４に試験結果を示す。いずれの材料においても破断した試験片はなく，構造材料の強度に及ぼす水素注入の影響は認められなかった。

さらに，強度低下の一因となる腐食挙動に及ぼす水素注入の影響については次に示す。

新型転換炉特有の構造部材である圧力管は，機能的には沸騰水型軽水炉の圧力容器に相当する最重要機器でありZr-2.5wt%Nb材が使用されている。一方燃料被覆管は，沸騰水型軽水炉と同様の構造及び機能を有しており，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靭性が低下する傾向を示す特性がある。

このため，ジルコニウム合金の水素吸収量に着目して試験した結果を図12に示す。両材料とも水素吸収量に水素注入の影響は特に認められず，設計値に比較しても許容される範囲に入っていることが分かった。

また，燃料被覆管材の水素吸収量については，図13に示す照射後試験において水素注入されていない条件で照射された「ふげん」照射燃料P2Rと英国のSGHWRで照射された燃料の照射後試験（PIE）結果と水素注入開始後に「ふげん」の炉内に装荷されたE04燃料のPIE結果が得られており，図14に示すように水素注入による燃料被覆管材への水素吸収量に変化のないことが確認されている[12]。これは，燃料被覆管の水素吸収量は水中の水素濃度よりもジルカロイ自身が腐食する際に発生する水素を取り込みやすいためであると推定している。

表４　SUS304材以外の構造材のUCL試験の結果

試　験	材　料	荷　重 (kgf/mm²)	試験片数 (－)	試験時間 (hr)	結　果
炉外試験	Zr-2.5wt%Nb	15	2	25,000	破断なし
	SUS403Mod	39	4	13,000	破断なし
	ジルカロイ-2	65	8	13,000	破断なし
	インコネル718	30	3	13,000	破断なし
	Ti-6Al-5V	100	3	13,000	破断なし
	SUS630	65	3	13,000	破断なし
	SUS440C	65	3	13,000	破断なし
	STPT49（炭素鋼）	65	3	13,000	破断なし
インプラント試験	Zr-2.5wt%Nb	39	8	17,000	破断なし
	SUS403Mod	39	6	17,000	破断なし

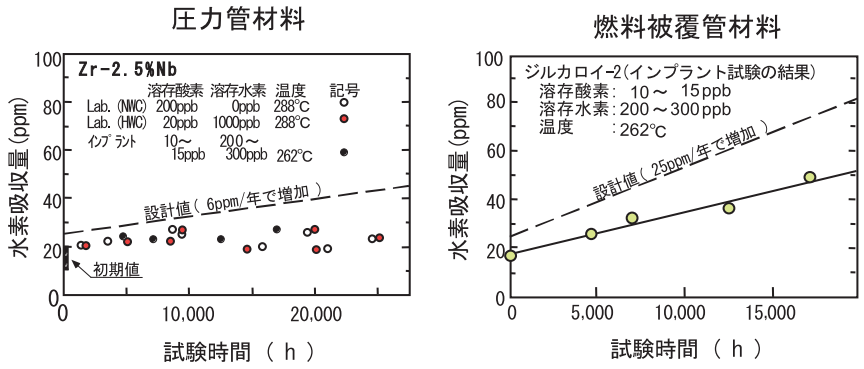


図12　ジルコニウム合金の水素吸収量

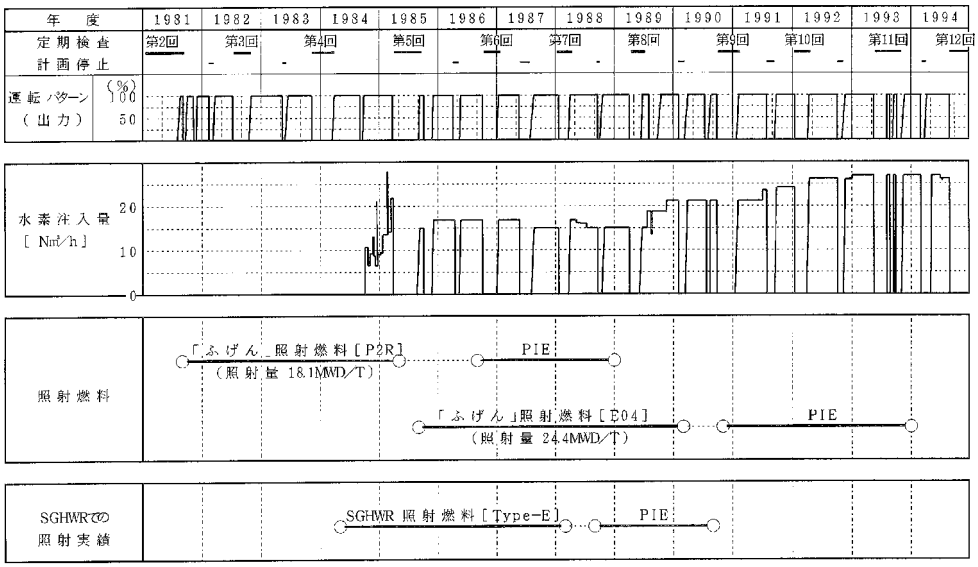


図13 「ふげん」燃料の照射後試験

(4) 水素注入による長期的な効果の確認

① 原子炉冷却材水質の長期的な変動

連続水素注入を開始してから５年間にイオン状コバルト60（^{60}Co）の濃度は，図15に示すように，水素注入開始後約３年で水素注入前の濃度の約２倍の濃度まで上昇した。その後低下傾向を示したが，水素注入量を増加させるとイオン状の^{60}Coも増加する傾向にあった。

これは，水素注入することによって原子炉冷却水の水質環境が還元性に移行することにより，^{60}Coを大量に含んでいる燃料棒表面に付着している鉄酸化物からの^{60}Coの溶解が若干加速されて炉水中の^{60}Co濃度が上昇するが，この上昇によって原子炉冷却材と直接接触する部分の酸化物中^{60}Coの濃度が低下するので，一旦上昇した冷却材中の^{60}Co濃度は，再び低下し始めるものと推定されている。イオン状の^{60}Coは，原子炉冷却系配管の表面線量率を上昇させる主要な要因であることから，この濃度変動によって原子炉冷却系の線量率は，水素注入しない場合の予測値に対して約15%程度高い値を示した。

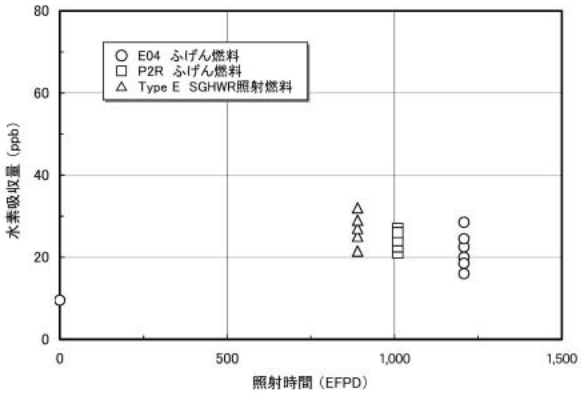


図14　燃料被覆管(Zry-2)への水素吸収量の変化

原子炉冷却系配管周辺の線量率については，後

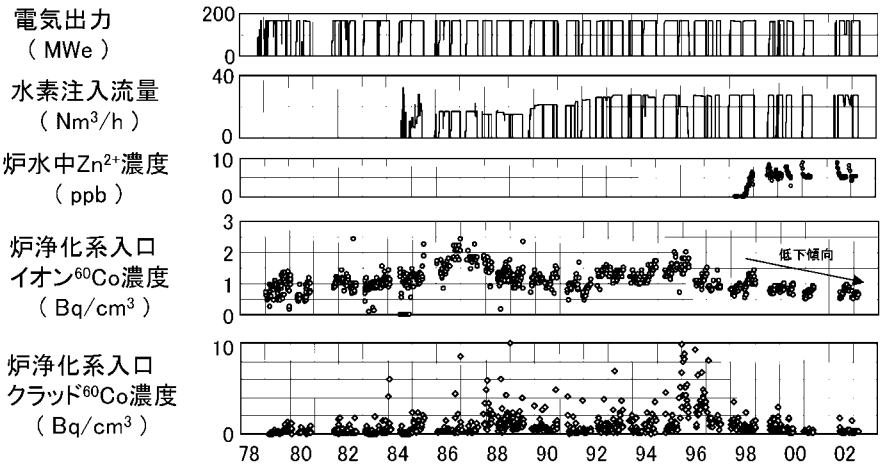


図15　原子炉浄化系脱塩器入口水中の^{60}Co濃度の履歴

述するように系統化学除染及び亜鉛注入によって効果的に抑制することができた。また，原子炉冷却水中のイオン^{60}Co濃度については，図15に示すように亜鉛注入によって効果的に抑制することができた。

② 主蒸気管線量率の変動

高速中性子が原子炉冷却材の水の酸素原子と相互作用して^{16}O(n, p)^{16}N反応により生成する^{16}Nの化学形態が，水素注入することにより，水に溶解し易い亜硝酸や硝酸イオンから揮発性の高い窒素ガス形態やアンモニア形態に変化し易くなるため，主蒸気側へ移行する^{16}Nの量が多くなり，主蒸気管の線量率が上昇することが確認された[13]。

また，主蒸気管室の線量率の指示値が季節変動する現象も認められたが[3), 14)]，これは，主蒸気管室の放射線モニタのアンプの出力が校正誤差範囲内で温度特性により変動していたことによるものであった。

その主蒸気管線量率の上昇対策の手法を検討するために主蒸気中の放射性窒素化合物を吸着材を用いて低減する試験を実施した。試験は，ふげんの主蒸気サンプル水を用いて2002年12月に行った。その結果，合成ゼオライト系材料が窒素化合物の減衰時間を維持できる吸着性能を有していることが確認され，吸着材を用いた主蒸気管線量率低減対策の実機採用の検討を進める貴重なデータが得られた。

③ 水素注入によるSCC抑制効果の確認

最近の沸騰水型軽水炉では炉内やその近傍の腐食電位を直接計測した結果，過酸化水素の影響が無視できないことが分かってきた。また，短期水素注入試験でのインプラント試験装置オートクレーブで測定した腐食電位は再循環配管からのサンプリング配管が長いため測定点までに時間を要し，炉心で生成される過酸化水素の寄与（腐食電位を上昇）が適正に評価されていなかった可能性が考えられた。

このため，「ふげん」の下部ヘッダ近傍の腐食電位を2003年１月より測定し，「ふげん」での20年近くにわたる水素注入によるSCC抑制効果を再評価した。腐食電位の測定結果を表５に示す。この結果，原子炉浄化系入口の溶存酸素濃度で比較し

表５　水素注入時の腐食電位測定結果

測定年月	1984年７月～1985年７月	2003年１月
測定箇所	インプラント試験装置 オートクレーブ	下部ヘッダ近傍配管
給水水素濃度	1.7～2.1ppm	2.6ppm
原子炉浄化系入口 溶存酸素濃度	10～15ppb	約５ppb
SUS304材 腐食電位(vsSHE)	－210mV～－250mV	－200mV～－250mV

た下部ヘッダ近傍配管の腐食電位はわずかに高く，過酸化水素の影響を受けていると考えられるが，SCC発生防止臨界電位となる－230mV（SHE）程度であることが確認された。

「ふげん」での20年近くにわたる水素注入は国内水素注入BWRプラントに比べて給水水素濃度が高く，炉心部での水の放射線分解で生成される溶存酸素，過酸化水素を抑制し，SCC感受性及びき裂の進展を低減させ，SCCの発生を防止していたと考えられる。

2.4 まとめ

「ふげん」におけるSCC対策の実施は，ATRプロジェクトを推進するための大きな試練の場であったが，当時の最新の技術を結集してSCCを克服し，「ふげん」の安定な運転を継続させることができた。

水素注入自体についても，「ふげん」の運転とともに水素注入ラインに水素・酸素発生装置の電解槽から飛散したアルカリ分が固着するのを防止する措置や原子炉起動時のボンベ注入装置による少量水素注入[15]が加えられ，安定な水素注入を実現することができた。

「ふげん」での水素注入は，我が国では初めての取組みであり，国内外のメーカや大学等の協力を得て，極めて安定して連続水素注入を継続することができた。この水素注入技術は，「ふげん」で開始した後，約10年経って国内の沸騰水型軽水炉にも導入されていったが[1), 16)]，「ふげん」での成果や運転実績が役立ったものと考えられる。

３．系統化学除染技術

3.1 概要

「ふげん」では，定期検査時の被ばく低減対策として，機器・配管内表面に付着している放射性クラッドを化学的に溶解除去する化学除染技術の開発，高度化を進め，適用してきた。

1989年と1991年に実施された原子炉冷却系のSCC予防対策工事に際しては，当該定期検査期間中の作業員の総被ばく線量が，対策をしない場合には10人・Svを超えることが予想されたため，Aループ（1989年）とBループ（1991年）の系統化学除染を国内初の取り組みとして実施した。

この時の除染については水素注入する前の比較的酸化性の環境で形成された酸化皮膜の除去を対象としたため，EDTAと還元剤を主剤とするクリデコン203（KD-203）による一液式の希薄液還元除染法であったが，総括除染係数（DF）は3.4～5.1で十分な被ばく低減効果を上げることができた[3), 5), 17)]。

化学除染により古い酸化皮膜が除去され，新たな皮膜が形成される過程で^{60}Co等の放射性核種が早く取り込まれるため，除染後の配管の汚染密度は１～２年で除染前のレベル程度まで戻ってしまう再汚染効果が海外の先行炉と同様に「ふげん」でも確認された。また，水素注入を連続的に実施している環境では生成する酸化皮膜のクロム含有量（金属組成比）は14%～30%に達しており，クロム含有量が10%以下であった1989年当時の還元剤のみの除染法ではほとんど除染できないことも分かった。

このため，1999年と2000年の定期検査時の被ばく低減対策として，長期間水素注入を実施している原子力発電所に適用できる除染法として，除染性能，材料健全性への影響，廃棄物発生量，経済性等を考慮し，ヒドラジン－シュウ酸－過マンガン酸カリウムを使用した酸化・還元法であるHOP法（Hydrazine Oxalic Acid and Potassium Permanganate）を適用した[18)]。

3.2以降，HOP法での系統化学除染の適用実績を中心に述べる。

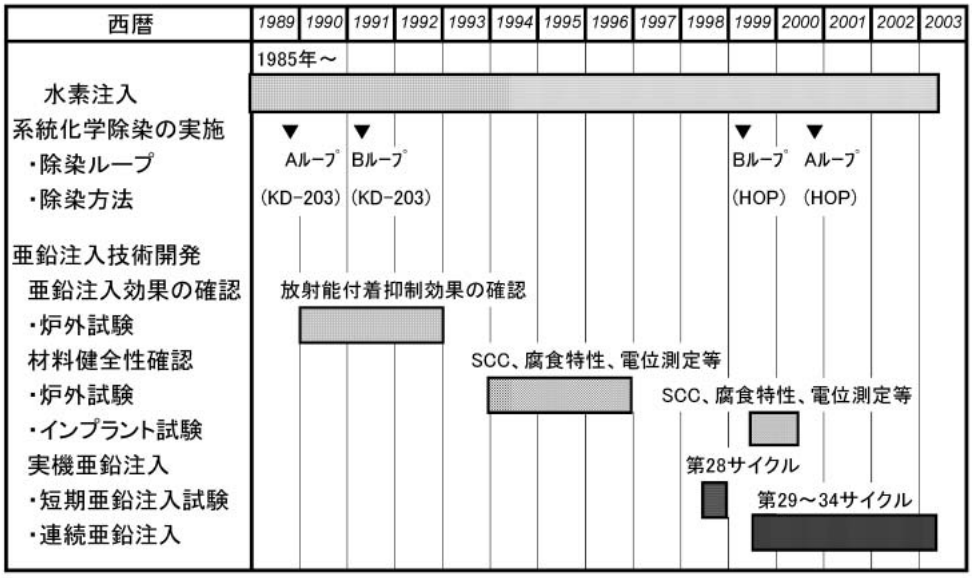
また，再汚染防止対策としては，1988年から検討を開始した亜鉛注入法を適用するため，1999年の系統化学除染実施後から「ふげん」への亜鉛注入を開始した。系統化学除染と亜鉛注入技術の開発履歴を表６に示す。

これらの対策により，「ふげん」の原子炉冷却系周りの線量率及び通常定期検査作業に伴う作業者の被ばくについても効果的に低減することができた。

3.2 HOP法

1999年と2000年に実施された定期検査においては原子炉再循環ポンプ及び下部ヘッダ逆止弁の開放点検が計画されていたことから，当該定期検査期間中の作業員の総被ばく線量が，対策をしない場合には６人・Svを上回ることが予想されたため，酸化・還元法であるHOP法によるAループ（2000年）とBループ（1999年）の系統化学除染を実施した。

表６　系統化学除染及び亜鉛注入技術の開発履歴



HOP法では，酸化除染剤として過マンガン酸カリウム（約500ppm），還元除染剤としてシュウ酸（約2000ppm）を用い，還元工程においては，ヒドラジンによってpHを2.5±0.3程度に維持する。酸化，還元の順番や繰り返し頻度は除染の対象や目標とする除染係数により調整する。

除染に伴う使用済みイオン交換樹脂の発生量を抑制するために，酸化剤である過マンガン酸カリウムは後続の工程で使用するシュウ酸で分解し，還元工程で用いられるシュウ酸とヒドラジンは，触媒を用いて過酸化水素により炭酸ガス，窒素ガス及び水に分解する。イオン交換樹脂への負荷となるものは，主として過マンガン酸カリウムの分解により生成されるマンガンイオン，カリウムイオンと配管内面付着酸化物から溶解した金属イオンである。

3.3　除染方法

「ふげん」の原子炉冷却系はA，B２ループに分かれており，目標とする除染係数は10以上とし，片ループずつ系統除染を実施した。なお，除染対象ループの燃料集合体（112体）はすべて取出した後に除染を行った。表７に除染範囲の接液面積及び保有水量を示す。

系統除染では原子炉冷却系の昇温，除染剤注入，除染剤分解等のための仮設設備が必要となる。これら除染設備を含めた系統化学除染全体の系統構成概略を図16に示す。

表７　除染範囲の接液面積及び保有水量

系　　統	内　訳	構成材料	接液面積 (m^2)	保有水量 (m^3)
原子炉本体	全　体	SUS304 Zr-2.5Nb SUS403Mod	1176.3	21.8
原子炉再循環系統	全　体	SUS304 SCS13	376.4	28.1
原子炉冷却材浄化系統	全　体	SUS304 SUS316 SCS13	327.1	10.6
再循環ポンプ注排水系統	全　体	SUS304	63	1.1
余熱除去系統	配　管	SUS304 炭素鋼	228 18	7 0.5
	熱交換器	SUS304	300	1.3
給水系統	配　管	炭素鋼	10	0.6
合　計	—	—	2498.8	71

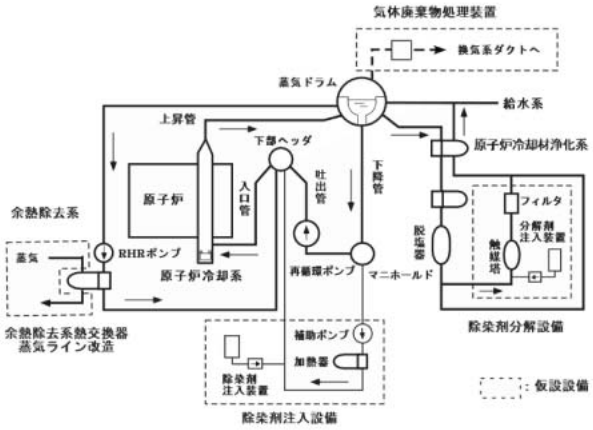


図16　系統化学除染の系統構成

系統構成にあたっては，仮設設備を極力少なくし，既存の設備をできるだけ利用することを基本とした。昇温には余熱除去系（RHR）の熱交換器に蒸気を通気することにより，加熱器として利用し，浄化のための樹脂塔は原子炉冷却材浄化系（CUW）の脱塩器を使用した。仮設設備については，除染剤注入設備として，補助ポンプ，加熱器と除染剤注入装置を，原子炉冷却材浄化系に除染剤分解設備として触媒塔と分解剤注入装置を，蒸気ドラムに分解ガス処理用として気体廃棄物処理装置を設置した。除染作業は図17に示すフローにしたがって進めた。

3.4　除染時の水質変化

(1) 除染剤濃度及びpH

2000年に実施したAループの除染時における除染系統の水質変化を図18に示す。除染剤濃度については，酸化剤（過マンガン酸カリウム），還元剤（シュウ酸）ともそれぞれの目標濃度である500ppmと2000ppmに対して，±10%範囲に調整した。還元除染中の除染液のpHは2.2～2.7の範囲に調整した。中間浄化及び最終浄化時には電導度を目標水質の電導度10μS/cm以下まで低下させた。

(2) 放射能濃度変化

除染液中の放射能濃度変化を図19に示す。酸化工程において^{51}Cr濃度が上昇し，Crを含む酸化物が溶解している挙動を示した。還元剤が添加される酸化剤分解工程及び還元工程において^{60}Co，^{58}Co，^{54}Mn，^{59}Fe等の濃度が増加した。陽イオン交換樹脂だけが用いられた還元剤分解工程における^{59}Feや^{51}Cr濃度の減少率は小さく，陰イオン交換樹脂を併用した浄化工程でこれらの核種濃度は順

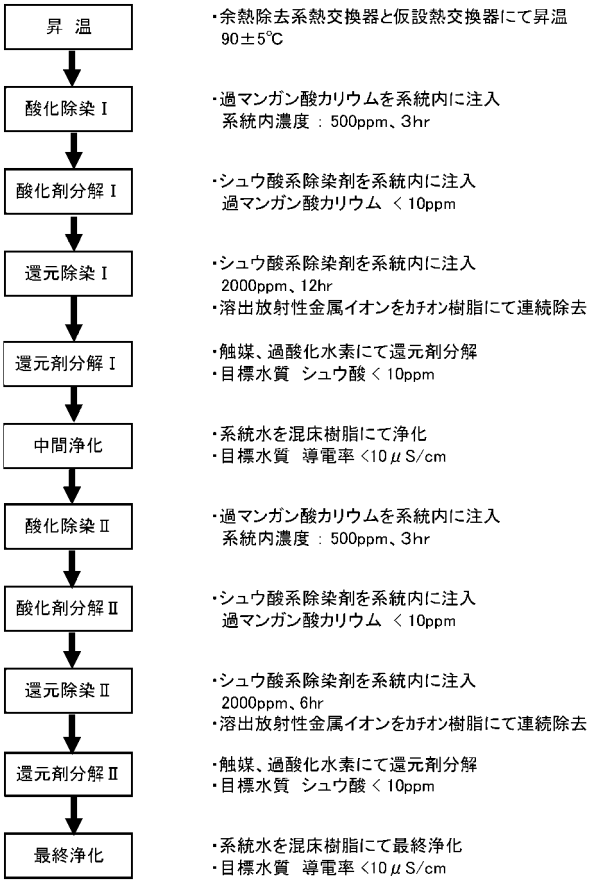


図17　HOP法による系統化学除染作業フロー

調に低下したことから，Fe^{3+}イオンやCr^{3+}イオンは陰電荷を持つシュウ酸錯体として存在していたものと推定される。

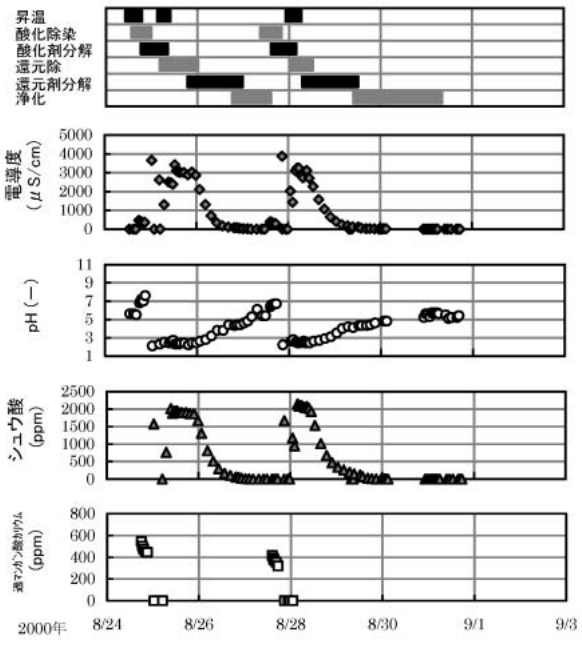


図18　HOP法による系統除染時における水質変化

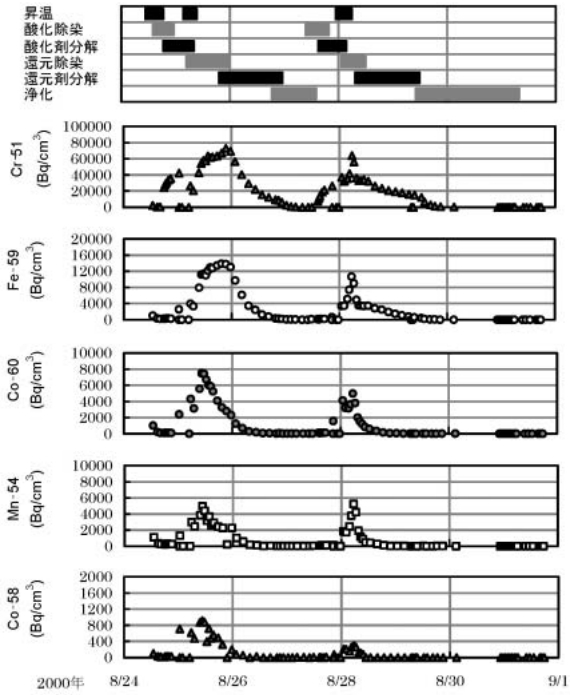


図19　HOP法による除染液中の放射性核種濃度の変化

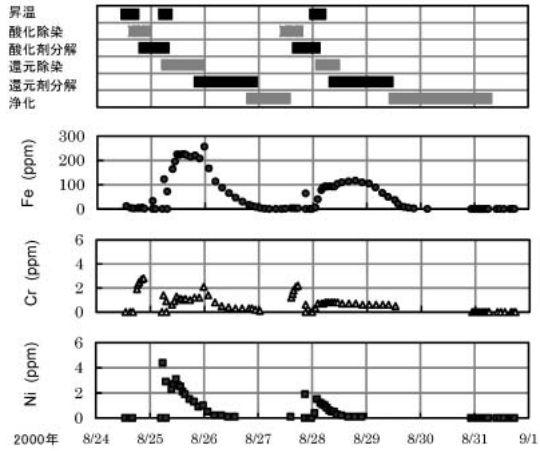


図20　HOP法による除染液中の金属イオン濃度変化

(3) 金属濃度変化

除染液中の金属イオン濃度変化を図20に示す。Crイオンは酸化除染工程において濃度が上昇し，Feイオンは酸化剤分解工程から還元工程初期において濃度が上昇し，最大250ppm程度に達した。これらの挙動は，放射能濃度変化とほぼ同様の挙動を示した。

3.5　除染時の機器の表面線量率の変化

除染対象機器・配管のまわりに無線式シリコン半導体検出器システム（無線式エリアモニタ）を19箇所に配置し，線量率の変化を測定した。図21に示すように異常な線量率の変動は発生しなかった。

3.6　除染係数

除染係数を評価するために除染前後における機器・配管の表面線量率を約200ポイントにおいて測定した。測定結果は，機器・配管の表面積に応じて荷重平均し，総括除染係数（DF）を求めた。総括除染係数は表８に示すように，主要点検対象とした原子炉再循環ポンプ（RCP）や下部ヘッダ逆止弁の分解点検作業に影響する部分と系統全体について求めた。

原子炉冷却系全体の総括除染係数は，１回目の還元除染時間が６時間であったBループの場合が6.5，１回目の還元除染時間を12時間としたAループの場合が16.4であった。これらの除染係数は，原子炉再循環ポンプ及び下部ヘッダ逆止弁の分解点検作業に影響の少ない上昇管や蒸気ドラム部分の除染係数があまり高くないことに影響を受

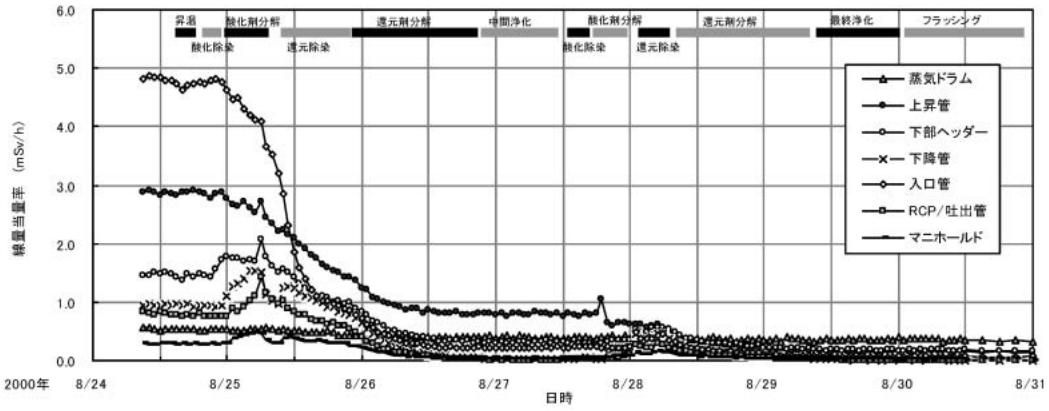


図21　除染中におけるプラント各部の線量率変化

表8　HOP法による系統化学除染における除染係数

機器・配管名称	機器の表面積 (m^2) Si	Aループ（第16回定検）			Bループ（第15回定検）		
		線量率（mSv/hr）		機器別 DF Pi/Qi	線量率（mSv/hr）		機器別 DF Pi/Qi
		除染前 Pi	除染後 Qi		除染前 Pi	除染後 Qi	
上昇管	367.9	3.69	0.276	13.4	4.50	1.41	3.2
蒸気ドラム	173.0	1.46	0.292	5.0	3.33	0.80	4.2
＊下降管・吐出管	106.5	1.51	0.056	27.1	2.37	0.16	14.8
＊マニホールド	20.2	0.63	0.090	7.0	1.00	0.28	3.6
＊再循環ポンプ（A），（B）	20.5	0.81	0.067	12.1	1.61	0.09	17.9
＊再循環ポンプ（C），（D）	20.5	0.89	0.033	27.3	1.36	0.12	11.3
＊下部ヘッダ	26.5	2.14	0.160	13.4	3.58	0.50	7.2
＊入　口　管	388.4	3.83	0.101	37.9	6.67	0.28	23.8
平均除染係数（DF）		—	—	17.9	—	—	10.8
総括除染係数：Σ（Pi・Si）/Σ（Qi・Si）	系統全体	16.4			6.5		
	＊部（分解点検作業に影響）	32.9			20.3		

けて小さく評価されているが，実際の作業場所における除染係数はBループの場合が20.3，Aループの場合が32.9に達しており，作業環境は著しく改善した。

3.7　被ばく低減効果

原子炉再循環ポンプ及び下部ヘッダ逆止弁の分解点検作業に伴う被ばく線量の低減効果の評価結果を図22に示す。

被ばく線量の低減効果は，Bループの場合が1／6程度，Aループの場合で1／10程度であった。除染作業に伴う被ばくは，除染前の線量率が高く除染係数も低いBループの場合が高く約0.25人・Svであるのに対し，Aループの場合は約0.18人・Svであった。

定期検査作業全体での被ばく低減効果は，Bループの除染を行った1999年（第15回定期検査）の場合で3.0人・Sv，Aループの除染を行った2000年（第16回定期検査）の場合には3.7人・Svであった。

3.8　放射能除去量，金属除去量及び二次廃棄物発生量

除染中の水質分析結果を基にして，除染によって除去され，イオン交換樹脂塔及び触媒に捕捉された放射性核種及び金属の量を計算した結果を表9に示す。

今回HOP法による場合の方が1989年当時に実施したKD-203法より，除去した金属や放射能量は

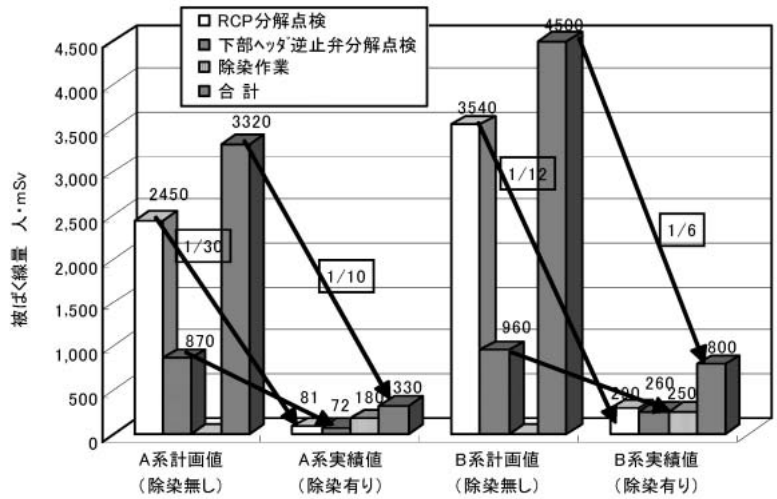


図22　HOP法による原子炉再循環ポンプ及び下部ヘッダ逆止弁分解点検に伴う作業者の被ばく低減効果

表９　系統化学除染による放射性核種除去量、金属除去量及び二次廃棄物発生量

年・実施方法 除染ループ		1989 KD-203 Aループ	1991 KD-203 Bループ	1999 HOP Bループ	2000 HOP Aループ
総括除染係数（－）		3.4	5.1	6.5	16.4
放射能除去量（TBq）		12.3	10.8	17.1	17.1
除去金属量（kg）	Fe	49	51	62	63.4
	Ni	1.4	1.3	0.9	1.0
	Cr	0.3	0.2	1.3	0.4
使用済イオン交換樹脂（m^3）		7.0	8.4	4.05	4.05
使用済触媒（m^3）		0	0	0.5	0.5
仮設フィルタ（200Lドラム本数）		0	0	6	7

多いにもかかわらず，発生した廃棄物としては，使用済触媒及び仮設フィルタが増えたが，使用済イオン交換樹脂が約４m^3に半減したため，トータルの廃棄物量はKD-203法に比べて少なくなった。

3.9　HOP法除染時の材料健全性の評価

材料健全性については，「ふげん」の原子炉冷却系構成材料の種類，異種材接触の有無，隙間の有無を詳細に調査し，模擬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の影響について，表10に示す腐食試験を行った。除染中の腐食については，表11に示すようにマルテンサイト系ステンレス鋼SUS403Mod，炭素鋼STPT49に対して全面腐食におよぼす除染剤の影響が若干認められたが，１回あたりの除染における腐食量の許容目安値（ステンレス鋼：１μｍ以下，炭素鋼：10μｍ以下）を満足することが判った。これら以外の構成材料については，除染剤の影響は認められなかった。溶接部及び異種材接触部の各腐食はいずれも全面腐食の試験結果と差異はなく，局部腐食など異常な腐食は認められなかった。

除染を経験した試験片を模擬原子炉水環境に入れ除染後のSCC感受性及び全面腐食，異種材接触隙間腐食を調べたが，除染による悪影響は認められなかった。

また，除染後に系統内に除染剤が残留することを想定して，温度288℃の模擬原子炉水環境でSCCの感受性についてCBB試験（定歪法）を実施して調査した結果，残留除染液中でSCCが促進されるような結果は認められなかった。

除染中，圧力管内に装荷した試験片による腐食状況を調査した。

その結果，いずれの鋼種においても腐食深さは

表10　材料健全性確認試験実施内容

試　験	除　染　中	除　染　後 （残留除染剤の影響）	除　染　後 （アフターエフェクト）
腐食試験	(1) 全面腐食量 SUS304，鋭敏化SUS304 SUS316L，SCS13 SUS403Mod，Zr-2.5%Nb STPT49 (2) 異材/同材接触隙間腐食量 SUS304/SUS304 SUS403Mod/Zr-2.5%Nb (3) 溶接部腐食量 SUS304/SUS304 SUS304溶接/SUS304溶接 （ソケット溶接）	(1) 異材接触隙間腐食量 （ロールジョイント部を考慮） SUS403Mod/Zr-2.5%Nb	(1) 全面腐食量 鋭敏化SUS304，STPT49 (2) 異材接触隙間腐食量 （ロールジョイント部を考慮） SUS403Mod/Zr-2.5%Nb
SCC試験	(4) Uベント試験 鋭敏化SUS304 SUS403Mod Zr-2.5%Nb	(2) CBB試験 SUS304，鋭敏化SUS304 SCS13，SUS403Mod SUS304/SUS304（溶接）	(3) SSRT試験 鋭敏化SUS304 (4) CBB試験 鋭敏化SUS304

表11　除染中における材料試験結果

	材料（鋼種）		腐食量（μm）
全面腐食	SUS304（溶体化材）		0.03
	SUS304（鋭敏化材）		0.19
	SUS316L		0.05
	SCS13		0.06
	Zr-2.5%Nb		0.03
	SUS403Mod		2.86
	STPT49		6.39
異材接触等	SUS403Mod/Zr-2.5Nb（異材接触隙間）	SUS403Mod	1.30
		Zr-2.5%Nb	-0.01
	SUS304/SUS304（同材接触隙間）	SUS304	0.01
		SUS304	0.01
	SUS304/SUS304（溶接部、単独）	SUS304	0.03
	SUS304溶/SUS304溶接（ソケット溶接部）	SUS304	0.02
		SUS304	0.01

下記条件で試験（除染）を行い、試験前後の試験片の重量変化量から腐食量を求めた。
［試験条件＝実機除染条件を包括する条件を設定］
・温度：95℃
・処理プロセス：還元除染（6h）⇒酸化除染（3h）⇒還元除染（6h）⇒酸化除染（3h）⇒還元除染（6h）
・還元除染剤：シュウ酸　2,000ppm（ヒドラジンでpH2.5に調整）
・酸化除染剤：過マンガン酸カリウム　500ppm

1μm未満であり，許容目安値（ステンレス鋼(SS)：＜1μm）を下回っており，また局部腐食や応力腐食割れの発生は認められず，除染中の材料健全性が確認された。これらの結果は，炉外材料健全性確認試験と変わりない結果であった。

3.10　まとめ

「ふげん」の定期検査において，原子炉再循環ポンプ及び下部ヘッダ逆止弁の分解点検作業における被ばく低減対策として，新しく開発されたHOP法（酸化還元除染法）により原子炉冷却系全体の系統化学除染を行い，良好な除染結果を得るとともに，大幅な被ばく線量低減に貢献した。

「ふげん」でKD-203法及びHOP法により実施した過去4回の系統化学除染の結果を表9にまとめて示す。HOP法は，KD-203法に比べて，除染性能が高く，廃棄樹脂量も少なく，より高度化された除染法であることを実証するとともに，「ふげん」のように長期間水素注入を実施しているプラントに適用できる除染法を確立することができた。

また，このHOP法は，国内で新規に開発された除染法で国内外で初めて「ふげん」でその有効性を実証したことになり，その意義は大きく，その後，軽水炉プラントで使用されるようになった。

4．亜鉛注入技術開発

4.1　開発履歴

亜鉛注入法は，プラントの線量率上昇抑制技術として米国GE（ゼネラル・エレクトリック）社製の　Hope Creek炉で1986年から採用され始めた運転手法で，原子炉冷却材中（原子炉水）の亜鉛イオン濃度を5～10ppb程度に保つことにより，配管表面に形成される酸化皮膜を強固にし，被ばく源となる^{60}Coの配管壁への付着を抑制して，プラントの線量率を低下させる方法である。

「ふげん」では亜鉛注入法について系統化学除染実施前の1988年から検討し，「ふげん」への適用性に関する技術課題について評価を行ってきた。先ず，亜鉛注入による放射能付着抑制効果の確認試験を実施し，続いてプラント構成材料への影響を確認するために炉外での材料試験を実施し，いずれも良好な結果を得た。

次に，亜鉛注入技術の「ふげん」への適用性を確認するために1998年8月から1999年1月にかけて短期亜鉛注入試験を行い，亜鉛イオンを安定に亜鉛注入できること，原子炉水放射能の低減効果があること，プラントの運転に影響がないことを確認した。これらの結果を受け，Bループの系統化学除染を実施した第15回定期検査後の第28サイクル原子炉起動時の1999年8月から亜鉛注入を開始し，2003年3月の運転終了まで約4年間にわたり連続注入を行った。

4.2　亜鉛注入法の適用性検討

(1) 放射能付着抑制効果の確認

亜鉛注入による放射能付着抑制効果の確認を炉外試験で1990年から1992年にかけて実施した。

試験は，実炉水の水質環境を模擬できる試験装置を用い，2つのテストチューブライン（SUS316L材の配管1m×2本）に実際の炉水を通水，一方のラインに亜鉛イオンを約10ppb注入した。これにより「ふげん」の水質環境下で亜鉛注入の有無によるステンレス配管への^{60}Co等の放射性核種の付着量の経時変化を測定した。試験条件を表12に示す。

その結果，「ふげん」の水質環境下ではSUS316L

表12　ステンレス鋼材の炉外試験条件

水質項目等	亜鉛注入無	亜鉛注入有
亜鉛イオン濃度	＜1 ppb	約10ppb
試　験　水	原子炉浄化系入口水	
試　験　材	SUS316L	
温　　度	274～280℃	
圧　　力	75～85kg/cm^2	
流　　量	約700ml/min	

材への^{60}Co付着密度は1/2～1/3に低減でき，亜鉛注入による^{60}Co付着抑制効果を確認した。図23に^{60}Co付着密度変化を示す。

(2) 原子炉構成材料への影響確認

海外BWR炉の経験では，亜鉛注入による原子炉冷却系構成材料の不具合は報告されていないが，相当量の亜鉛が燃料棒表面に付着するため，燃料破損の極めて少ない日本で亜鉛注入法を採用する場合は，燃料被覆管等の健全性評価を十分に行う必要があった。

そこで亜鉛注入によるプラントへの影響を確認するために，ATR特有材料である圧力管材料やロールドジョイント部，燃料被覆管等の原子炉主要構成材料について，水素注入環境下での材料健全性を確認するために，表13に示す材料健全性確認試験を1993年から1996年にかけて炉外の試験装置を用いて実施した。

(a) 燃料被覆管材の腐食挙動

燃料被覆管材料については，高温高圧沸騰ループを用いて，試験片（ジルカロイ－2）を試験槽

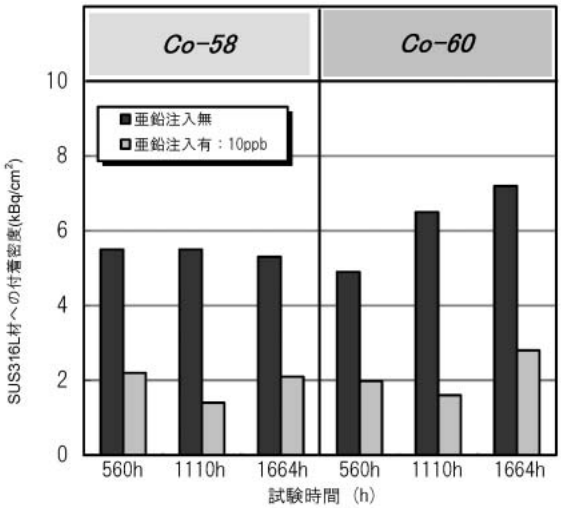


図23　亜鉛注入の有無によるSUS316L材への^{60}Co等の付着密度変化

に装着し，水素注入環境を共通条件とし，原子炉水模擬沸騰環境下で亜鉛注入の有無による比較腐食試験を実施した。燃料被覆管材の腐食挙動として問題となる水素吸収量のほか，被覆管内表面の酸化皮膜付着挙動を調査した。試験条件を表14に示す。

その結果，図24に示すように亜鉛注入による水素吸収量及び酸化皮膜の増加傾向は認められなかった。また，酸化皮膜の付着状態は写真2に示すように亜鉛注入により安定な酸化皮膜が緻密に形成・付着されているのが確認された。

(b) ATR特有材料等の腐食特性

ATR特有材料等については，原子炉水模擬沸騰

表13　材料健全性確認試験の試験項目

評価対象材料	試験項目								
	SCC／割れ			基礎腐食特性					電位測定
	SSRT*1	CT－PDM*2	定歪*3	重量測定	SEM観察	皮膜組成	付着物分析	水素吸収	
Zircalloy-2(燃料被覆管)	－	－	－	▲	□▲	□	▲	□▲	－
Zr-2.5%Nb(圧力管)	－	－	△	○△▲	○△	○△	○△▲	○△▲	△
Zr-2.5%Nb+SUS403M(ロールドジョイント部)	－	－	△	○△	△	△	△	○△	△
SUS403M(圧力管延長部)	－	－	△	○△▲	○△	○△	△▲	△▲	△
Inconel溶接材(同上異種金属溶接部)	－	－	△	○△▲	○△	○△	△▲	△▲	△▲
SUS304(入口管、上昇管他)	△▲	△▲	－	○△▲	○△	○△	○△▲	－	△▲
SUS316NG(冷却系配管)	△	－	－	○△▲	○△	○△	○△▲	－	△▲
SUS630(シールプラグドーム)	－	－	△	○△	○	○	－	△	－
Ti-6Al-4V(シールプラグエレメント)	－	－	△	○△	○	○	－	○△▲	－
Ti-6Al-4V+SUS403M(シールエレメントシール部)	－	－	－	○	○	－	－	○	－
SUS440C(遮蔽プラグラッチボール)	－	－	－	○	○	○	－	－	－
Inconel 718(燃料スペーサ)	－	－	△	○△	○	○	－	△	－
炭素鋼(給水系配管他)	－	－	△	△	－	－	－	△	－

Key　□：燃料被覆管材の腐食挙動試験(炉外試験)
○：「ふげん」特有材料等の腐食特性試験(炉外試験)
△：ステンレス鋼材のSCC感受性等の試験(炉外試験)
▲：ステンレス鋼材のSCC感受性等の試験(インプラント試験)

注）*1：Slow Strain Rate Test(低歪速度引張試験)
*2：Compact Tension-Potential Drop Method（CT試験－電位差法）
*3：(Uベンド試験)

表14　燃料被覆管材の炉外試験条件

水質項目等	HWC（水素注入条件）	HWC+Zn（水素＋Zn注入条件）
亜鉛濃度	0 ppb	15ppb
溶存酸素濃度	10ppb	
溶存水素濃度	300ppb	
H_2O_2	30ppb	
温度	340 ℃	
圧力	150kg/cm^2	
ボイド率	約30%	
試験時間	約500hr	

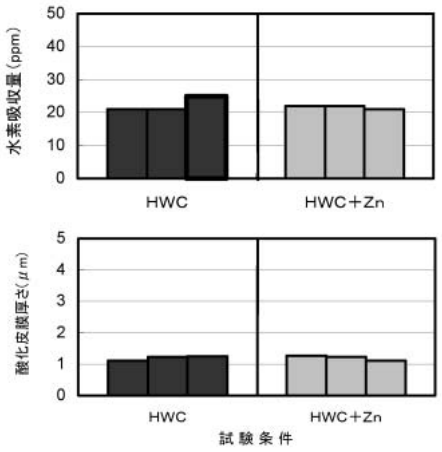


図24　燃料被覆管材の水素吸収量及び酸化皮膜厚さの変化

環境下で亜鉛注入の有無による腐食特性の変化を確認した。その結果，亜鉛注入をした条件下での原子炉構成材料の腐食量は亜鉛注入しない場合と同等もしくは抑制される傾向にあることを確認した。

(c) ステンレス鋼材のSCC感受性

亜鉛注入の有無によるステンレス鋼材のSCC感受性の変化を確認するために，高温高圧沸騰ループを用いて，水素注入環境を共通条件とし，原子炉冷却材を模擬した沸騰環境下での低歪速度引張試験（SSRT）を行った。その結果，亜鉛注入の有無に関わらず粒界型SCCの発生は観察されず，ステンレス鋼材のSCC感受性に及ぼす亜鉛注入の影響は認められなかった。

また，亜鉛注入によるステンレス鋼材のSCC進展感受性の変化を調査するためにCT-PDM（電位差法）試験を実施した。この試験では，１つのCT試験片で水質条件を，沸騰水型軽水炉（BWR）模擬水質環境下→水素注入環境下→水素注入＋亜鉛注入環境下と連続に変化させて，き裂長さを計測した。

その結果，水素注入環境下にあるSUS304鋭敏化材は，亜鉛注入の有無に関わらず，き裂の進展は観察されず，SCCの進展感受性に及ぼす亜鉛注入の影響は認められなかった。図25にき裂進展長さの経時変化を示す。

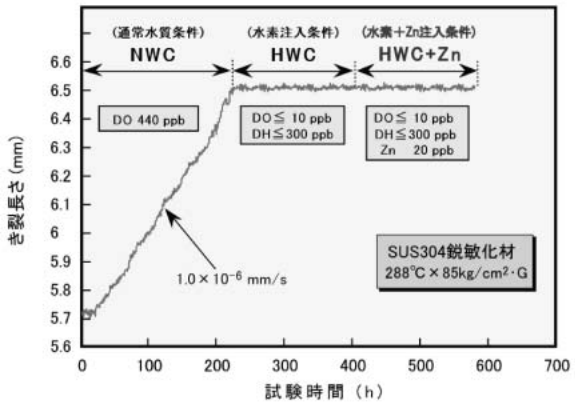


図25　ステンレス鋼材のき裂長さの経時変化（炉外試験）

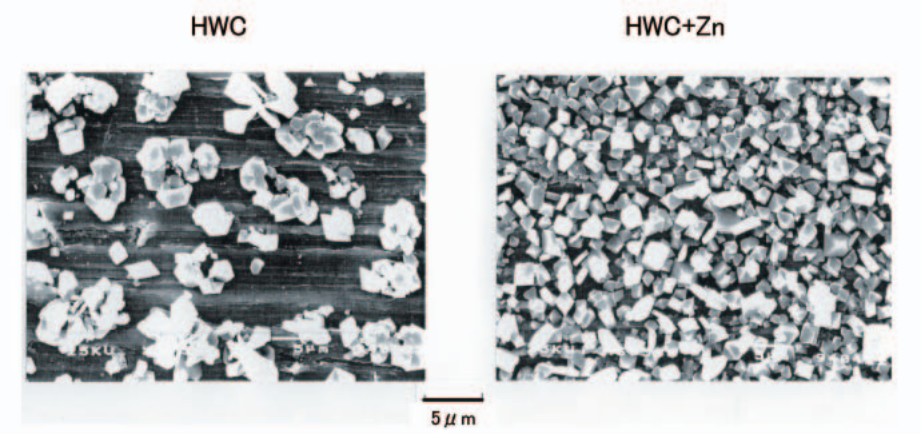


写真２　燃料被覆管材の酸化皮膜の付着状況

以上の炉外試験結果より，放射能付着抑制効果の確認及び材料への影響がないことが確認され，亜鉛注入法が「ふげん」に適用できる見通しが得られた。

4.3　ふげんへの亜鉛注入適用

(1) 亜鉛注入方法

「ふげん」での亜鉛注入では，原子炉内で放射化し^{65}Znとなる^{64}Znを同位体分離によって低減した減損酸化亜鉛（DZO：Depleted Zinc Oxide）を用い，これを炭酸ガス飽和水中で溶解して給水系に注入する方式を採用した。

亜鉛注入装置は，亜鉛溶解槽２基，炭酸ガス注入ライン及び亜鉛溶解液注入ラインより構成される。溶解槽内には炭酸ガスが注入され，炭酸ガス飽和状態によりpHを６程度に維持する。亜鉛注入装置外観を写真３に示す。

溶解した亜鉛は給水系の復水脱塩器出口から連続注入され，注入流量を調整することにより原子炉水中の亜鉛イオン濃度を所定の濃度に維持する。亜鉛注入系統の概略を図26に示す。

(2) 短期亜鉛注入試験

1999年２月に実施するHOP法による系統化学除染の再汚染を確実に抑制するために1998年８月から1999年１月にかけての第28サイクルに短期亜鉛注入試験を実施し，原子炉水中の亜鉛濃度の目標値を定めるとともに亜鉛注入系統を含むプラント全体が安定して運転できることを確認した。

短期亜鉛注入試験では，原子炉水中の亜鉛濃度を1，3，5，7ppbになるよう，給水への亜鉛注入量を段階的に上昇させた。原子炉水中の亜鉛濃度は約１ヶ月間ほぼ一定値に維持し，給水中と原子炉冷却材中の亜鉛濃度の相関を確認しつつ，亜鉛注入による原子炉水中の^{60}Co等の放射能濃度の低減効果を確認した。原子炉水中亜鉛濃度と給水への亜鉛注入量との相関を表す濃縮倍率（原子炉水中亜鉛濃度／給水亜鉛濃度）は約４倍で推移した。

写真３　亜鉛注入装置外観

図27に短期亜鉛注入試験期間及びこれに引き続く連続亜鉛注入時の水質測定結果を示す。また，運転サイクルごとのDZOの消費量等を表15に示す。

(3) 原子炉水中の放射能低減効果

短期亜鉛注入期間における原子炉水中の放射能濃度の変化は，図27に示すように，亜鉛濃度が５ppbまでの場合にはイオン状の^{60}Co及び^{58}Co濃度は上昇傾向を示したのに対し，５ppb～７ppbで

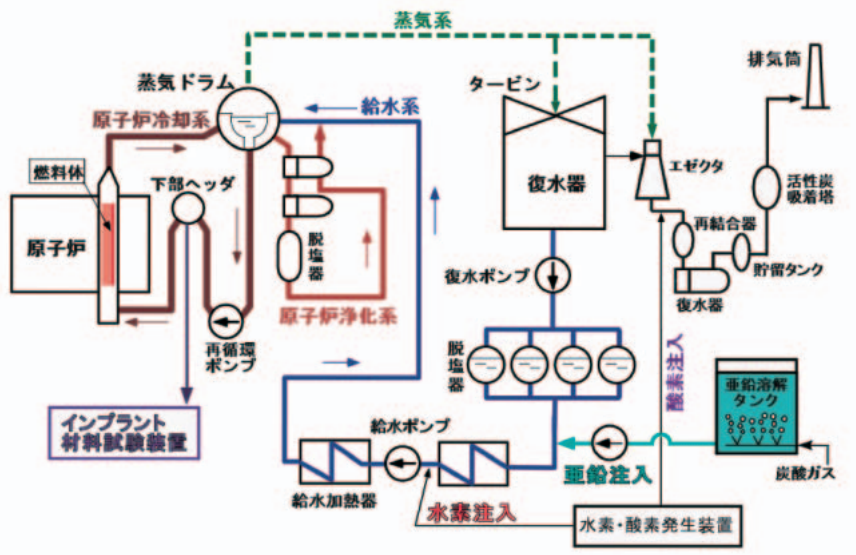


図26　亜鉛注入時の概略系統図

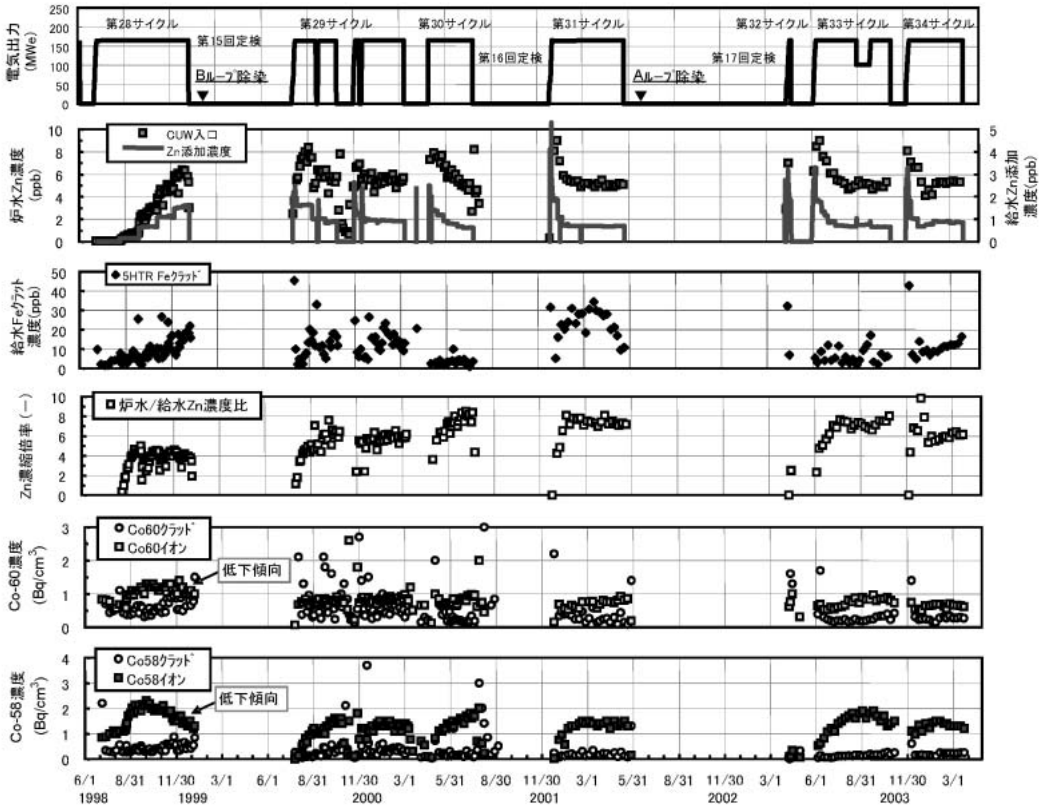


図27　亜鉛注入に伴う水質変化

表15 「ふげん」の亜鉛注入に伴うDZO消費量等

試　験	運　転 サイクル	注 入 期 間	炉水亜鉛濃度	注　入　量 (DZO)	注 入 環 境
短　期 亜鉛注入 試　験	28サイクル	H10.8.21～H11.1.7 （約4.5ケ月）	1→3→5→7 ppb 段階的に上昇	約3.2kg	・水素注入環境下
連　続 亜鉛注入	29サイクル	H11.8.1～H12.3.11 （約６ケ月）	7～5 ppbに設定	約5.6kg	・水素注入環境下 ・Bループ系統 化学除染後
	30サイクル	H12.4.28～7.26 （約３ケ月）	同　上	約2.2kg	同　上
	31サイクル	H12.12.26～H13.5.23 （約５ケ月）	同　上	約3.9kg	・水素注入環境下 ・Aループ系統 化学除染後
	32サイクル	H14.4.8～4.21 （約２週間）	同　上	約0.7kg	・水素注入環境下
	33サイクル	H14.6.3～11.5 （約５ケ月）	同　上	約5.3kg	・水素注入環境下
	34サイクル	H14.12.5～H15.3.29 （約４ケ月）	同　上	約2.3kg	・水素注入環境下

は低下傾向を示した。これは，亜鉛濃度５ppb以上では燃料集合体からのコバルトイオンの溶出が抑制されたことにより，原子炉水中濃度が低下傾向を示したものと考えられる。

この結果より，後続の連続注入期間における亜鉛注入濃度を５ppb以上とし，DZOの消費量をできるだけ抑制するよう調整することとした。

(4) プラントへの影響

亜鉛注入は，原子炉内に持ち込まれた亜鉛が機器・配管表面の酸化皮膜中に取り込まれ，安定化することに特徴がある。この原理に基づいているため，短期亜鉛注入期間においてプラント各部の線量率，冷却材流量等のパラメータを監視したが，亜鉛注入による有意な変動は認められなかった。

4.4 連続亜鉛注入

Bループの HOP 法による系統化学除染を実施した1999年の定期検査が終了する前の原子炉起動時から，連続亜鉛注入を開始した。1989年に実施した系統化学除染後の原子炉再循環ポンプ吐出管部でのゲルマニウム半導体検出器による^{60}Co付着量の測定により，原子炉起動後数日程度の範囲での再汚染は，その後の数ヶ月分に匹敵するほど大きいことが確認されていたことから，原子炉起動後，速やかに，原子炉出力20%の状態から亜鉛注入を開始した。

系統化学除染後の配管内面には古い酸化皮膜が除去された状態になっているので，この状態で亜鉛を作用させて亜鉛を含む安定な酸化皮膜を早期に形成させると再汚染を効果的に防止できることは容易に推定される。このため，原子炉起動初期の目標原子炉水亜鉛濃度を７～10ppb と高めに設定した。その後，原子炉起動約１ヶ月後には再付着の進行が小さくなると考えられたため，目標原子炉水亜鉛濃度を５ ppb 程度に低下させた。

亜鉛注入による再汚染抑制効果を確認するため，1989年の時と同様にBループの再循環ポンプ吐出管表面にゲルマニウム半導体検出器（Ge検出器）を図２に示すように設置し，^{60}Coの付着量の変化を測定した。

以下に連続亜鉛注入期間に測定された結果について記す。

(1) 原子炉水中の放射能濃度変化

原子炉水中の^{60}Coイオン濃度（第29～34サイクル）を図26に示すが，運転初期にすぐに上昇し，その後は第29～34サイクルともに漸増傾向を示している。各サイクルの^{60}Coイオン平均濃度は0.7～0.9Bq/cm^{3}で亜鉛注入をしていない第18～第27サイクル（前10サイクル）の平均濃度1.2Bq/cm^{3}と比べて約30～40%の濃度低下が見られ，亜鉛注入による放射能低減効果が確認された。

(2) インプラント材料試験

炉外での原子炉冷却系の主要構成材料の健全性については確認されているが，「ふげん」での連続亜鉛注入の条件下においても主要構成材料の健全性に影響がないことを確認するため，インプラント試験装置を用いて，表13に示す各種の材料健全性確認試験を実施した。

インプラント材料試験の結果は，連続亜鉛注入における主要構成材料の健全性に対しても影響ないことを確認した。

(3) 配管付着放射能抑制効果

(a) 配管の表面線量率の変化

原子炉冷却系各部の機器・配管表面の線量率を原子炉運転停止後100時間後に定点測定しており，その代表点として原子炉冷却系（A，Bループ）の再循環ポンプ吐出管部の線量率変化を図28に示す。

1989年と1991年の除染後亜鉛注入を実施しなかった第８，９回定検後と，1999年と2000年の除染後亜鉛注入を実施した第15，16回定期検査後の吐出管部の線量率変化より，亜鉛注入効果が明確に判る。亜鉛注入をしていなかった場合の線量率は除染後２～３年で除染前のレベル程度まで上昇し

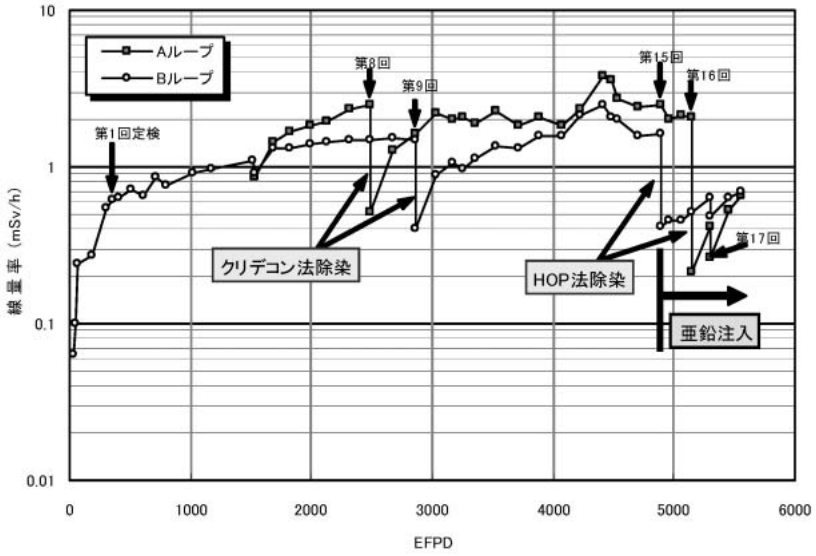


図28　原子炉冷却系の再循環ポンプ吐出管の線量率推移

ている。一方，第15回定期検査後から亜鉛注入している吐出管部の表面線量率は上昇が抑制され，除染後の亜鉛注入は配管表面への^{60}Coの再付着を効果的に抑制し，線源状態を低いレベルに維持できることが確認された[6]。

(b) 酸化皮膜への^{60}Coの取り込み速度の評価

Bループの再循環ポンプ吐出管部に設置したゲルマニウム半導体検出器による^{60}Coの付着密度の変化を1989年の系統化学除染後の結果とともに図29に示す

亜鉛注入の有無による配管内面酸化皮膜への^{60}Coの取り込み速度（付着速度係数）を，除染後亜鉛注入していない第15，16サイクル（第８回定期検査後の起動から第９回定期検査まで）と，除染後亜鉛注入した第29，30サイクル（第15回定期検査後の起動から第16回定期検査まで）の付着速度係数を簡易解析により比較した。

下記簡易解析式に基づき，実機データを用いて付着速度係数を評価した。なお，実機データのフィッティングで得られる付着速度係数は付着，剥離過程を含めた，見かけの付着速度係数である。

$$dΓ/dt = δ \cdot R - λ \cdot Γ \quad \cdots (1)$$

ここで　Γ：^{60}Co付着密度　（Bq/cm^2）

R：原子炉水中^{60}Coイオン濃度（Bq/cm^3）

δ：付着速度係数　（cm/h）

λ：崩壊定数　（1 /h）

(1) 式を解いて

$$Γ = Γ_0 \cdot \exp(-λ \cdot t) + δ \cdot R \cdot \{1 - \exp(-λ \cdot t)\} / λ \quad \cdots (2)$$

ただし　$Γ_0$：初期^{60}Co付着密度（Bq/cm^2）

t：EFPH（Electric Full Power Hour）

(2) 式より，^{60}Coの酸化皮膜への付着速度係数δを下記により求めることができる。

$$δ = \{Γ - Γ0 \cdot \exp(-λ \cdot t)\} \cdot λ / [R \cdot \{1 - \exp(-λ \cdot t)\}] \quad \cdots (3)$$

(3) 式を用い下記の入力条件によりδを求めることができる。^{60}Co付着密度，原子炉水中濃度及び初期^{60}Co付着密度（除染後）データは測定値である。計算にあたっては，原子炉水中^{60}Coイオン濃度は運転期間中ほぼ一定なので表16に示す平均値を使用した。

上記データを用いて求めた第15，16サイクルと第29，30サイクルの付着速度係数の計算結果を^{60}Co付着密度推移にフィッティングさせた曲線を図29に示す。

この結果，第15回定期検査後の第29，30サイクル終了時に相当する約267EFPD（Electric Full Power Day）時の付着速度係数を比較すると，亜鉛注入をしなかった第15，16サイクルでは5.6cm/h，亜鉛注入をした第29，30サイクルでは1.7cm/hとなり，亜鉛注入により付着速度係数が

表16　付着速度係数の算出に用いたデータ

記号	項　目	単 位	第15,16サイクル	第29,30サイクル
R	原子炉冷却材中^{60}Coイオン濃度	Bq/cm^3	1.12	0.80
λ	崩壊定数	1 /h	1.50E-05	1.50E-05
$Γ_0$	初期^{60}Co付着密度（除染後付着密度）	Bq/cm^2	17,000	8,800

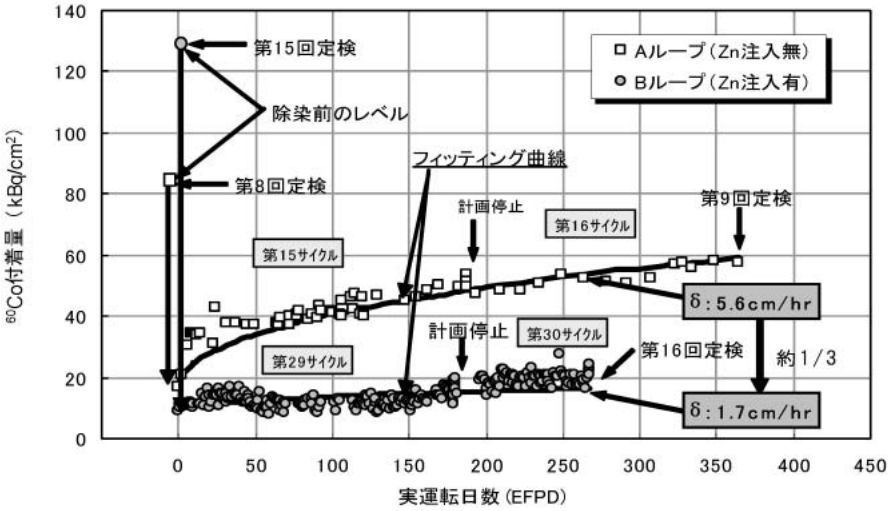


図29　系統除染後の再循環系配管への^{60}Co付着速度係数の比較

約１／３になることが判った[6]。

また，再汚染率（除染後の^{60}Coの増加付着密度／除染前後の^{60}Co付着密度の差×100）で評価すると60%から12%に低下し，亜鉛注入による明らかな^{60}Co付着抑制効果が認められた。

(4) 燃料被覆管表面付着クラッドの性状

注入した亜鉛は燃料被覆管表面や原子炉冷却系機器・配管表面に付着する。そこで亜鉛注入を経験した使用済み燃料集合体（２体：PC7，PCR）表面の付着クラッド（以下「燃料クラッド」）を採取し，その性状を調査した。図30に燃料集合体の炉心装荷期間を示す。

水素注入環境を共通条件とし，亜鉛注入を経験していない使用済み燃料集合体（２体：PWW，PWX）表面の付着クラッドについても性状を調査し，比較を行った結果，以下のことが確認された。

(a) 燃料クラッド酸化物の化学形態割合は亜鉛注入による亜鉛フェライト（$ZnFe_2O_4$）の生成により，スピネル成分の割合が増加している。図31に化学形態割合を示す。

(b) 燃料クラッド中の^{60}Coの比放射能の平均値が2.2TBq/gから2.6TBq/gへと20%程度増加している。これは亜鉛注入によってCoイオンが燃料クラッド中で安定化され，^{60}Coを含む燃料クラッドが溶出しにくくなったことを示唆している。

(c) 燃料クラッドの粒径は，いずれも２～４μm程度であり，亜鉛注入の履歴の有無による影響は認められない。

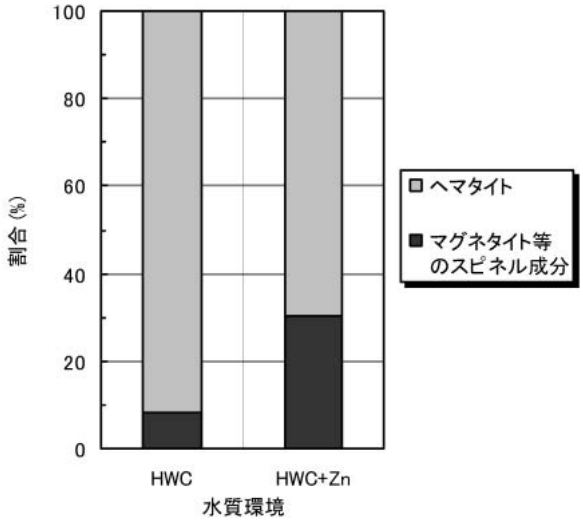


図31　燃料付着クラッドの結晶形態割合

4.5　定期検査作業に伴う被ばく線量

1998年の第15回定期検査で原子炉冷却系Ｂ系を除染し，除染後の原子炉起動から亜鉛注入が開始され，2000年の第16回定期検査でＡ系も除染して，原子炉冷却系全体が除染され，約５ヶ月間の運転後の2002年第17回定期検査作業に伴う作業者の被ばく線量は図１に示すように1.31人・Svで従来の定検被ばく線量２～３人・Svに比べて概ね１人・Sv以上の被ばく線量低減を達成することができた。

4.6　まとめ

亜鉛注入技術の「ふげん」での適用性を確認するための各種炉外試験及び短期亜鉛注入試験など約13年間にわたる技術開発を行い，その後のＢループ系統化学除染に合わせて本格的な亜鉛注入

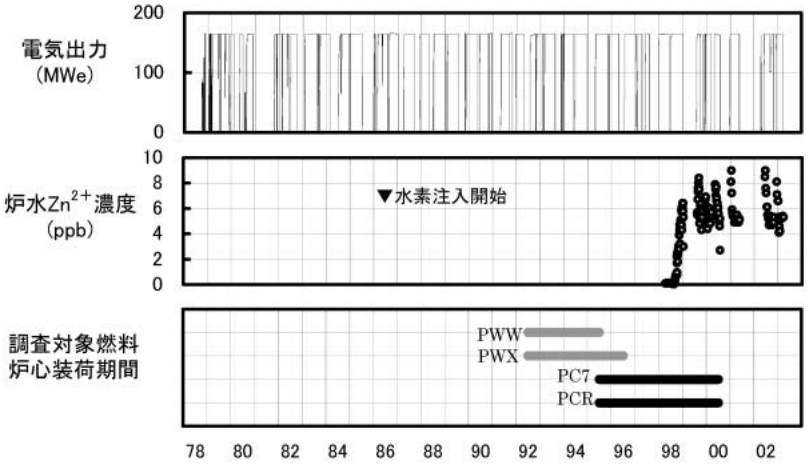


図30　調査対象燃料集合体の炉心装荷期間

を開始し，約４年間にわたり連続注入を行った。

その結果，系統化学除染と亜鉛注入技術を組合せることにより，恒久的で効果的なプラントの線量率低減対策が実現でき，有効な被ばく低減対策を確立した。

連続亜鉛注入で得られた成果のまとめを以下に示す。

(1) 炉水中の^{60}Coイオン濃度が亜鉛注入により約30～40%低減することが確認された。

(2) 連続亜鉛注入を開始した第29サイクル以降，Bループ再循環系配管の系統化学除染後の^{60}Co付着密度の変化は，亜鉛注入していない第８回定検時の除染後と比較して，再汚染率は60%から12%に低下し，明らかな抑制効果が認められた。

(3) 簡易解析で亜鉛注入による配管内面酸化皮膜への^{60}Coの取り込み速度（付着速度係数）が約１／３になることが判った。

(4) 系統除染後の亜鉛注入により，第17回定検作業による被ばく線量を従来の定検被ばく線量と比べて概ね１人・Sv以上低減することができた。

参考文献

1）日本原子力学会編,「原子炉水化学ハンドブック」pp.207-212，コロナ社（2000）

2）日本原子力学会「水化学最適化」研究専門委員会報告書（2003）

3）北端琢也，中村孝久他:“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，Vol.35, No.1, p.75～86（1993）

4）日本原子力学会誌，Vol.36, No.2, p.102（1994）

5）直井洋介，北端琢也他:“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）系統化学除染の結果”，日本原子力学会誌，Vol.38, No.6, p.511～520（1996）

6）高城久承，森田聡，北端琢也:“新型転換炉ふげん発電所における亜鉛注入技術の実証”,サイクル機構技報　No.12, p.65～74（2001）

7）K.Takayama, T.Kitabata, Proc. of the 1st JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, c-10, pp.581-587（1991）

8）P.Fejes, EPRI WS-79-18.4（1980）

9）M.E.Indig, et al., International Corrosion Forum Sponsered by NACE, California（1983）

10）T.Niizawa and T.Kitabata, Proc. of 4th International Conference on Water Chemistry in Nuclear Power Plants（1986）

11）EPRI,“Water Chemistry Guidelines 1996

12）B.Cox, EPRI NP-3146（1986）.

13）日本原子力学会「原子炉水化学」研究専門委員会：原子力プラントの水化学管理の実績と将来展望，p.174-180（1995）.

14）直井洋介，赤嶺他，日本原子力学会「1991年年会」予稿集H61

15）動力炉・核燃料開発事業団，新型転換炉原型炉「ふげん」技術成果の概要，PNC TN1410 91-052, p.137（1991）

16）八木正邦，北端琢也，日本原子力学会「1998春の年会」予稿集J3

17）S.Asida, J.Takagi, N.Ichikawa, Y.Morikawa, Water Chemistry of Nuclear reactor systems 6, Vol.2, pp.103-110, BNES（1992）

18）森田聡，青井正勝他：酸化還元除染法による「ふげん」原子炉冷却系Bループの系統除染結果，サイクル機構技報，No.7,（2000）

資料番号：20別冊ー7

技術報告

トリチウム管理技術の確立

北村　高一　　二之宮和重　　大関　　清*

敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所
*東海事業所　放射線安全部

Tritium Control Technology in Fugen

Koichi KITAMURA　Kazushige NINOMIYA　Kiyoshi OZEKI*

Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office
*Radiation Protection Division, Tokai works

ふげんでは，減速材として使用している重水の放射化により，トリチウムが発生するため，通常軽水炉で行われている核分裂腐食生成物（主に^{60}Co，^{54}Mn）等の放射線管理のほか，トリチウムの放射線管理が必要となる。

重水系設備においては，密閉構造を採用し，重水及びトリチウムの漏えい・拡散を防止している。測定器においては，Rn，Tn等の天然核種による妨害を避けて高感度でトリチウムを測定するための膜分離式トリチウムモニタを開発し，より実用的な冷却凝縮捕集法によるモニタリング手法も開発した。作業においては，これらの測定器によるモニタリングとスキンダイビングスーツを改良したトリチウム防護服を用いることにより内部被ばくを防止している。また，重水精製建屋においては，重水精製装置廻りを小区画化し，トリチウムモニタの増設，トリチウム除去換気系の増強により，トリチウム漏えい時の迅速な回収処理を可能とし，建屋外へのトリチウムの拡散を防止している。

これらの種々のトリチウム対策により，これまでに異常な内部被ばくはなく，環境への放出量も年間放出量を十分下回る値に保たれている。

In Fugen, Tritium is generated mainly from the activation of heavy water used as a moderator. How to reduce the radiation exposure from tritium is an important issue in the continuous operation of Fugen.

The heavy water system design employs a very tight structure to prevent heavy water leakage and vapor diffusion. In monitoring, a filter-separation-type ion chamber tritium monitor was developed to avoid interference with the Rn, Tn and daughter species. For tritium monitoring in working areas, a portable ice-condensing method was applied. While working, using monitoring and skin-diving suit type tritium protection gear successfully reduced the personnel dose with tritium intake. Furthermore, strengthened countermeasures in the heavy water Upgrader's building by increasing the monitoring devices and reinforcing the tritium removal ventilation system enabled minimization of tritium emission.

No worker has ever taken tritium exposure abnormally, and tritium emission has been restricted to less than control targets by these tritium control technologies.

キーワード

トリチウム放射線管理，設備対策，トリチウム除去換気系，膜分離式トリチウムモニタ，ハンディクーラー，トリチウム防護服，作業管理，重水精製建屋のトリチウム対策強化，内部被ばく管理，放出管理

Radiation Control for Tritium, Radiation Protection Equipment for Tritium, Filter-Separation-Type Ion Chamber Tritium Monitoring, Handy-Cooler, Tritium Protection Gear, Work Control for Tritium, Strengthened Countermeasures in the Heavy Water Upgrader's Building, Tritium Internal Dose Control, Tritium Emission Control

北村　高一
安全管理課
ふげんにおける放射線管理業務に従事
第１種放射線取扱主任者，核燃料取扱主任者

二之宮和重
安全管理課長
ふげんの放射線管理業務，水化学管理業務に従事
第１種放射線取扱主任者，核燃料取扱主任者

大関　　清
放射線管理第二課長代理
ふげんの放射線管理業務に従事
第１種放射線取扱主任者

１．はじめに

ふげんは，重水（重水濃度約99.7wt%）を減速材として用いているため，重水を構成する重水素が中性子を吸収してトリチウム（三重水素，半減期12.3年）を生成する。ふげんにおけるトリチウムの生成反応は表１に示すものがあるが，主要な発生源は重水の放射化によるものである。

減速材（重水）中のトリチウム濃度は，図１に示すとおり，運転時間とともに上昇しており，2003年の運転終了後には約260MBq/cm^{3}に達している。

したがって，ふげんにおける放射線管理においては，Co-60等の腐食生成物に対する管理に加え，トリチウムに対する管理を必要とする。

ここではふげんにおける20年以上の運転経験のなかで確立してきたトリチウム管理の実績について紹介する。

表１　「ふげん」におけるトリチウムの生成

原　料　核　種	生成反応
^{2}H：重水分子を構成する。	^{2}H(n, γ)^{3}H
^{3}He：トリチウムのβ崩壊により生成、蓄積する。	^{3}He(n,p)^{3}H
^{7}Li：^{10}B(n, α)^{7}Li反応により生成する。	^{7}Li(n,n･α)^{3}H
^{10}B：反応度制御剤として重水中に添加されている。	^{10}B(n,2α)^{3}H

２．トリチウム対策

(1) 設備対策

重水・ヘリウム系機器の設計に際しては，重水系においては，炉心の核特性上，重水の純度の維持が要求されること，また，重水系・ヘリウム系ともに，トリチウムが含まれていることから，重水及びトリチウムの種々の漏えい・拡散防止対策が採られている[1)−3)]。

重水循環ポンプは，回転軸シールのないキャンドローターポンプを採用し，密閉構造とし，重水及びトリチウムの漏えいを防止している。主要弁においては，通常のグランドパッキング弁ではグランドパッキング部から重水及びトリチウムが漏えいしてしまうため，弁内の弁棒廻りにベローを使用して弁内との接続部をシール溶接したベローズシール弁を採用することで密閉構造とし，重水及びトリチウムの漏えいを防止している（図２）。また，管継手においてもシール溶接構造を採用している。計装ラックは簡易グローブボックス内に設置することにより重水及びトリチウムの漏えい・拡散を防止している[1)−7)]。

また，重水が漏えいした場合のトリチウムの拡散防止対策として，重水・ヘリウム系機器は隔離された部屋に設置し，室内をトリチウム除去換気系で換気することで清浄な作業環境を保ってい

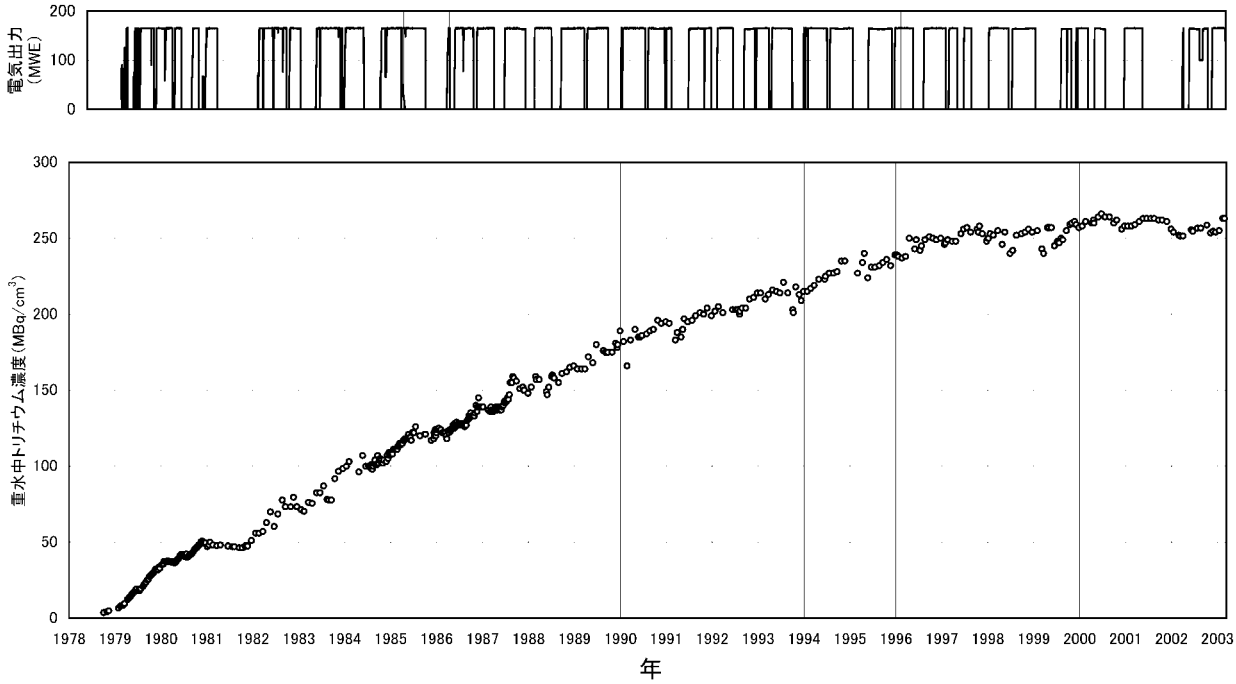


図１　重水中のトリチウム濃度の推移

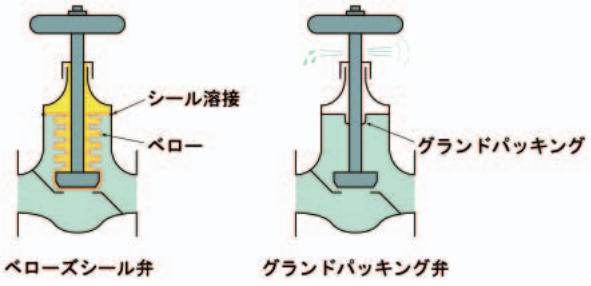


図2　ベローズシール弁とグランドパッキング弁の構造比較

る。ある室内のトリチウム濃度が管理値以上になると，その部屋を一般換気系から自動的に隔離し，トリチウム除去換気系に切り替え，空気を再循環してトリチウムを除去する。トリチウム除去換気系は，図３に示すように，作業環境中のトリチウムを含んだ空気を吸引し，吸着剤（モレキュラー・シーブ）が装填された吸着塔でトリチウムを除去した後，作業環境中に空気を戻す換気系で，原子炉建屋及び重水・ヘリウム系機器室を換気するほか，重水・ヘリウム系機器の開放点検時にも使用

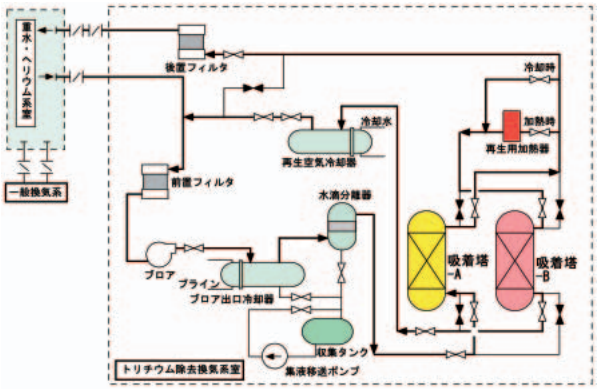


図３　トリチウム除去換気系系統図

され，トリチウムの拡散を防止している[2)−5)]。トリチウム除去換気系は，２つの吸着塔から構成され，一方が水分を吸着している間，もう一方は乾燥・冷却される。回収された空気中の水分は，液体廃棄物として放出している。ふげんでは現在，原子炉施設及び原子炉補助建屋を換気するもの（定格処理流量1，110Nm^3/h），重水精製装置Ⅰの建屋全体を換気するもの（定格処理流量200Nm^3/h），重水精製装置Ⅱの建屋全体を換気するもの（定格処理流量500Nm^3/h），重水精製装置Ⅱの装置周辺環境を換気するために増強されたもの（定格処理流量6,000Nm^3/h）の４系統が存在する。

(2) トリチウム測定方法

トリチウムは，最大エネルギーが18.6keVの弱いβ線を放出する核種である。作業環境中の空気中トリチウム濃度を測定するためには，測定対象空気を電離箱内に直接流入しての測定方法や，凝縮水として採取した後に液体シンチレーションカウンタで測定する方法がある。

ふげんでは，迅速かつ精度良く測定する方法を改良・開発してきた。ふげんで行っている空気中トリチウム濃度の測定方法を表２に示す。

①　電離箱式トリチウムモニタ

電離箱式トリチウムモニタは，対象空気を直接検出器内に流入して空気中のトリチウム濃度を連続的に測定することができる。しかし，検出感度は天然核種のRn，Tn等の影響を受けるため，10^{2}Bq/cm^{3}程度の低感度であるが，機器の開放点検等の高濃度が予想される作業環境下において，トレンド変動等の監視モニタとして有効に使用している。

表２　空気中トリチウム濃度の測定法

試料捕集法		測定器	検出限界値（Bq/cm^3）	試料採取時間	測定に要する時間	「ふげん」での適用
直接捕集法		電離箱式トリチウムモニタ	7.4×10^{-2}	連続	瞬時*	現場作業環境測定（高レベル作業）
		膜分離式トリチウムモニタ	7.4×10^{-3}	連続	瞬時*	原子炉施設排気筒モニタ 廃棄物処理建屋排気筒モニタ 重水精製建屋排気筒モニタ 重水精製装置建屋エリアモニタ
		トリチウムルームモニタ（可搬型膜分離式トリチウムモニタ）	7.4×10^{-3}	連続	瞬時*	現場作業環境測定
冷却凝縮捕集法	ハンディクーラーによる方法	液体シンチレーションカウンタ	１×10^{-5}	約20分	約20分	現場作業環境測定
	除湿器による方法		１×10^{-5}	１～７日間	約20分	現場作業環境測定
水バブラー法			１×10^{-3}	１～10分	約20分	トリチウムルームモニタの校正 現場作業測定のバックアップ

＊：検出器内での測定ガス滞留時間の影響を受けるが、時間遅れ（時定数）は10分程度である。

② 膜分離式トリチウムモニタ

電離箱式トリチウムモニタにおいて，Rn，Tn等の天然核種の影響を避けるため，それらを分離してトリチウムのみを測定できる膜分離式トリチウムモニタを開発した[1)−9)]。図４に概念図を示す。本モニタは測定用電離箱検出器の前にパーフロロスルホン酸樹脂製の中空糸膜を置き，乾燥ガス（窒素）をキャリアガスとして使用することにより，サンプルガス中の水分（トリチウムを含んだ水蒸気）が，膜を隔てた水蒸気差圧により選択的にキャリアガス側へ透過し，Rn，Tn等の天然核種を分離するものである。従来の電離箱式トリチウムモニタよりも10倍程度高い感度を持っており，各排気筒モニタ，エリアトリチウムモニタとして使用されている。 また，トリチウムルームモニタは，作業環境のモニタリングを可能にした可搬型の膜分離式トリチウムモニタである。

③ 冷却凝縮捕集法

ａ）ハンディクーラーによる方法

作業環境中の空気中トリチウム濃度を高感度で測定するために，空気中の水分を捕集し，後に液体シンチレーションカウンタで測定する方法である。空気中の水分を捕集する方法に冷却凝縮捕集法があるが，ふげんではこの冷却凝縮を迅速に行うためにハンディクーラーを使用している。ハンディクーラーは，実験室内の恒温水槽等の温度調節のための冷却器の一種で，冷却管の表面は－20℃まで低下させることができる。持ち運びが可能な上，通常20分間程度空気中に放置することで，液体シンチレーションカウンタの測定に必要な２cm^3程度の試料水を採取することができることから，ハンディクーラーを用いた試料採取は，作業管理やトリチウムモニタ上昇等の異常時の状況確認等，広範囲に使用されている。検出感度は10^5Bq/cm^3程度である。ハンディクーラーによる試料採取状況を写真１に示す。

ｂ）除湿器による方法

冷却凝縮法として，１週間程度の長期間において作業環境中の空気中トリチウム濃度を測定する場合には，家庭用の除湿機を用いて空気中の水分を捕集し，この水分を液体シンチレーションカウンタで測定する方法を採用している。主に重水・ヘリウム系機器室内における定期測定に用いられている。検出感度は10^5Bq/cm^3程度である。

写真１　ハンディクーラーによる試料採取状況

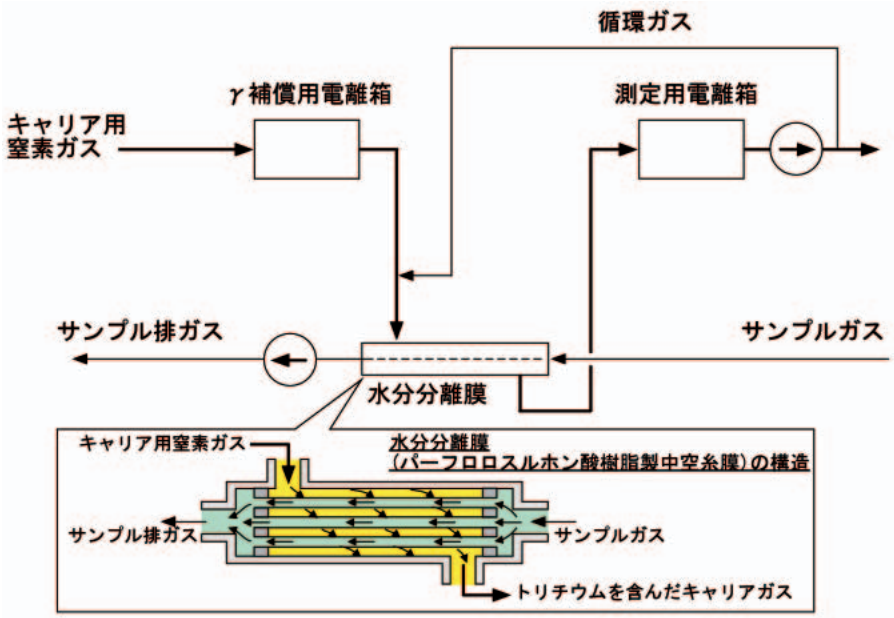


図４　膜分離式トリチウムモニタの概念

④　水バブラー法

同位体交換を利用し，ガラス容器に満たした水にサンプル空気を通気させ，トリチウムを水中に移行させた後，その試料を液体シンチレーションカウンタで測定する。トリチウムルームモニタの校正時の基準濃度測定に使用している他，作業環境測定において，ハンディクーラー及び除湿器による試料の採取が困難な場合のバックアップ用として使用している。検出感度は10^{5}Bq/cm^{3}程度である。

(3) トリチウム防護服

重水・ヘリウム系機器の分解点検等を実施する場合には，作業雰囲気の状態に応じてトリチウム防護服を着用し，体内へのトリチウムの取り込みを防止している。空気供給型のエアラインマスクと防水性の防護服を組み合わせて使用するもので，防護服の内部にビニールチューブを配置し，空気を送り込むことにより服の内部を微正圧状態とし，防護服と体表面の隙間からのトリチウム侵入を防止している。当初は塩化ビニール製の加圧型防護スーツを採用していたが，内部に送り込んだ空気により防護服が大きく膨らみ作業性に問題があったため，図５に示すようなネオプレンゴムを使用したウェットスーツタイプの防護スーツに改良し，作業性を向上させた。防護係数は50程度である[1)−8)]。

(4) 作業管理

重水・ヘリウム系機器の開放点検時において，作業環境へのトリチウムの漏えい・拡散が予想される場合には，基本的にビニールシートによるクリーンハウスを設置して作業を行っている。クリーンハウス内はトリチウム除去換気系により換気し，負圧維持されることにより，トリチウムのハウス外への拡散を防止している。

また，ハウス内のトリチウム濃度は，電離箱式トリチウムモニタ又はトリチウムルームモニタで連続監視するほか，作業前後及び機器の開放時等の節目ごとにハンディクーラーを用いた測定（低レベルのトリチウム濃度測定）を行い正確な作業環境の把握に努めている。ハウス外のトリチウム濃度は，適宜，ハンディクーラーによる測定で確認し，ハウス外へのトリチウム拡散を監視している。作業状況を図６に示す[2)−8)]。

作業者は表３に示すように空気中トリチウム濃度の作業環境に応じてエアラインマスク及びトリチウム防護服を着用し作業を行う。

(5) 重水精製建屋におけるトリチウム対策強化

重水精製装置は独立した建屋（重水精製建屋）内に設置されている。同建屋内のトリチウム対策は，従来からトリチウム除去換気系による換気と４チャンネルのエリアトリチウムモニタによる建屋全体の連続監視により実施してきたが，トリチウムの漏えい・拡散時に迅速に対処し，環境へのトリチウム放出をできる限り最小限に抑えることを目的として，2000年３月にエリアの小区画化及び膜分離式トリチウムモニタの増設並びに従来のトリチウム除去換気系の約10倍の容量を持つトリチウム除去換気系（以下，大容量トリチウム除去換気系）の設置によりトリチウム対策の強化を図った。

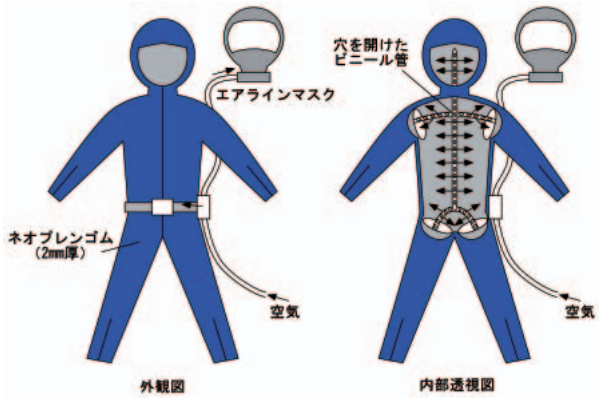


図５　トリチウム防護服の概略図

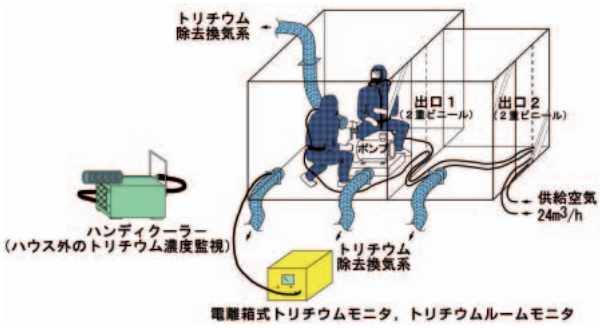


図６　作業状況（クリーンハウスの設置例）

表３　トリチウムに関する呼吸保護具着用基準

呼吸保護具	空気中トリチウム濃度 (Bq/cm^{3})
必要に応じて エアラインマスク	7.0×10^{-2}未満
エアラインマスク	7.0×10^{-2}〜7.0×10^{-1}
トリチウム防護服 ＋ エアラインマスク	7.0×10^{-1}以上

これまで，重水が漏えいした場合には，トリチウムが建屋全体に拡散してしまい，エリアトリチウムモニタは感知するものの，漏えい箇所の特定及びトリチウムの吸引・回収には時間を要していた。また，拡散した微量のトリチウムが一般換気系から直接排気筒へ排出されるおそれがあった。そこで，図７に示すとおり，重水漏えいが想定される重水精製装置Ⅱ廻りをポリカーボネイト板により覆い，漏えい個所を特定しやすいように６つの部屋に小区画した。区画された部屋をコンパートメントと呼んでいる。

重水精製建屋トリチウム対策強化の概要を図８に示す。各コンパートメント内は６チャンネルの膜分離式トリチウムモニタにより常時空気中トリチウム濃度が監視されており，大容量トリチウム除去換気系により常時コンパートメント内は吸引されている。コンパートメント内で重水が漏えいした場合，６チャンネルの膜分離式トリチウムモニタが感知し，該当するコンパートメントを特定するとともに，大容量トリチウム除去換気系により漏えいしたトリチウムは吸引・回収される。また，コンパートメント外においては，一般換気系の排気ラインに５チャンネルの膜分離式トリチウムモニタを設置することにより対策の強化を図った。コンパートメント外で重水が漏えいした場合には，従来のエリアトリチウムモニタとともに，

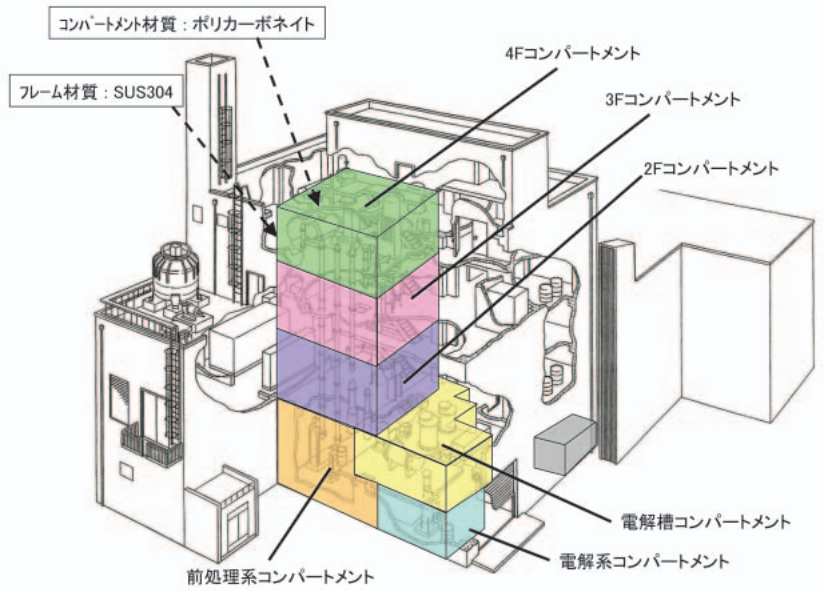


図７　重水精製建屋コンパートメント配置図

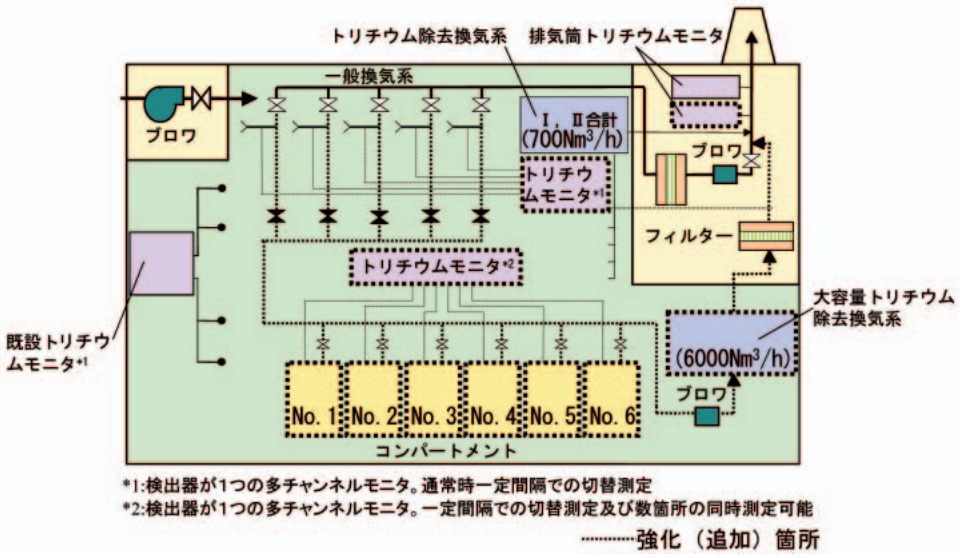


図８　重水精製建屋におけるトリチウム対策強化の概要

漏えい箇所に近い一般換気系ダクト部分の膜分離式トリチウムモニタが感知し，自動的に大容量トリチウム除去換気系に切り替わり，トリチウムが吸引・回収されることにより建屋外へのトリチウム拡散を防止している。更に排気筒トリチウムモニタを１チャンネル増設し，多重化することにより，モニタリングの信頼性の高度化を図った[4), 5)]。

３．トリチウム内部被ばく管理

作業者のトリチウムによる内部被ばく線量を測定するためには，一定時間経過後に，呼気，汗，唾液，尿等の体液を採取する必要があるが，ふげんでは，尿を採取し，蒸留精製せずに生尿をそのまま測定する分析法により管理を行っている[10)]。ふげんでは，作業者が放射線業務従事者として指定される前及び指定解除前に作業者全員の尿中のトリチウム濃度測定を全身カウンタ（ホールボディカウンタ）と同時に実施している。また，３ヵ月以上ふげんで作業する作業者については３ヵ月ごとの定期測定も行っている。これらとは別に，作業者が高トリチウム濃度環境下で作業し，トリチウム内部被ばくが考えられる場合には，そのつど測定を実施している。

トリチウムによる内部被ばく線量は，重水中のトリチウム濃度が年々上昇しているにもかかわらず，十分低いレベルに管理されており，定期検査時における被ばく線量においても外部被ばく線量に比べて無視できる程度である。また，個人の被ばく線量においても，これまで内部被ばく線量の記録レベル（２mSv）を超えた作業者はおらず，十分安全に管理されている[2)−6)]。

４．トリチウム放出管理

ふげんの運転開始以来の気体状，液体状のトリチウム放出量と重水中トリチウム濃度の推移を図９に示す。運転開始後約10年間においては，重水中トリチウム濃度の上昇にほぼ比例するように気体状，液体状ともに放出量が増加しているが，主としてトリチウム除去換気系の積極的な利用等により，1988年以降は気体状のトリチウム放出量は抑制されてきている。また，液体状のトリチウムについても機器の開放点検前の十分な水切りや乾燥作業の適用により，増加することなく管理されており，総放出量は保安規定に定める気体状トリチウム18TBq及び液体状トリチウム11TBqの年間管理目標値を十分下回る値に保たれている[2)−6)]。

５．まとめ

ふげんの20年以上の運転を通じて重水・トリチウム管理技術を蓄積することができた。

設備上の種々の対策により原子炉運転中における重水の漏えいはなく，重水中のトリチウム濃度が年々上昇しているにもかかわらず，重水・ヘリウム系機器室の作業環境は，法令に定める空気中トリチウム濃度限度（0.8Bq/cm^3）以下に管理されている。また，作業者のトリチウム内部被ばくにおいても，測定方法，作業管理，防護服の改良・改善により，これまでに異常な被ばくはなく，十分安全に管理されてきている。重水精製建屋のトリチウム対策の強化においては，重水漏えい時にも迅速かつ確実なトリチウム回収を可能としたことにより，管理の高度化が図られた。

今後ともこれまでのトリチウム管理技術を活用

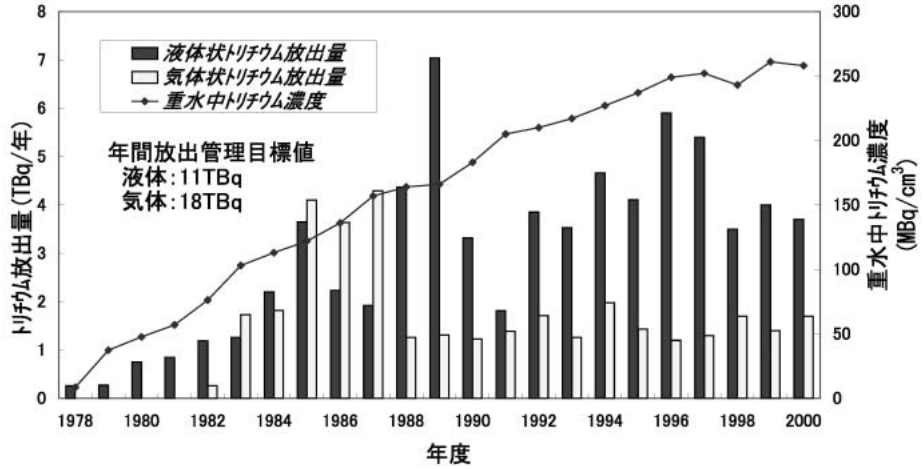


図９　トリチウム放出量と重水中トリチウム濃度の推移

し，また，更なる改善を図りつつ，トリチウム放出管理，被ばく管理に努めていく。

参考文献

1）新型転換炉原型炉「ふげん」技術成果の概要，PNC TN1410 91-052

2）T.KITABATA, K.KITAMURA:“Heavy Water Management and Radiation Protection against Tritium in the Fugen Nuclear Power Station”, PNC TN3413 97-002

3）K.KITAMURA :“Tritium Control Experience in Fugen”, PNC TN3411 97-008

4）K.KITAMURA, T.KITABATA et al. :“Deveropment and Experience of Tritium Control in the Heavy Water Reactor“ Fugen”” Proc. Int. Conf. on TRITIUM2001 TSUKUBA JAPAN, p.72（2001）, JNC TW3416 2001-002

5）北村高一，北端琢也，他：“ふげん発電所におけるトリチウム管理”プラズマ・核融合学会誌 Vol.78 No.12 p.1313（2002），JNC TW3416 2002-001

6）松島聡，北端琢也，他：“ふげんにおけるトリチウム管理”サイクル機構技報 No.11, p.81（2001）

7）石倉康治，菊地正行，“新型転換炉ふげん発電所におけるトリチウムの管理”日本保健物理学会第26回研究発表会要旨集 p.65（1991）

8）K.SUZUKI, H.NAKAO et al.“Experience of Occupational Dose Reduction at the Fugen Nuclear Power Station”Proc of Int. Conf. on Radiation Effects and Protection, p446（1992）

9）鈴木和也，武井博明，“膜分離式トリチウムモニタの開発”動燃技報 No.80 p.51（1991）

10）関山繁信，弟子丸剛英，“尿中トリチウム濃度の測定”動燃技報 No.30, p.32（1991）

資料番号：20別冊ー8

技術報告

運転・保守・炉心管理への計算機利用技術の確立

井口　雅樹　　磯村　和利　　大川　　剛　　桜井　直人

敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所

Establishment of Computer Aided Technology for Operation, Maintenance, and Core Management

Masaki IGUCHI　Kazutoshi ISOMURA　Tsuyoshi OKAWA　Naoto SAKURAI

Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

「ふげん」における運転・保守・炉心管理の高度化のため，最新の計算機技術を導入し，従来困難とされていた運転員，保守員，炉心管理技術者のノウハウをシステム化するなど，蓄積された技術力を高度化，体系化してきた。本稿では，給水制御系ファジィ制御システムの開発，燃料交換作業支援システムの開発，及び燃料取替計画自動作成システムの開発について詳述する。「ふげん」では，微妙な運転操作を必要とする低出力時の原子炉給水制御において運転員の知識や経験が必要なことからファジイ制御の適用が有効であると判断し，実機への適用を行ってきた結果，熟練運転員に近い良好な制御特性が実現した。燃料交換作業に係わる計画立案，帳簿管理，効率的な運用には熟練運転員の経験が必要であったことから，AIツールを応用し，燃料交換実績と熟練運転員の知識やノウハウをシステム化し，経験の浅い運転員でも熟練運転員と同等の燃料交換作業が可能となった。炉心管理の中でも燃料取替計画に要する労力は大きいことから，炉心管理技術者のノウハウと遺伝的アルゴリズム及び焼きなまし法を組み合わせたシステムを開発し，熟練炉心管理者と同等の長期燃料取替計画を策定可能であることを確認した。

In Fugen, the accumulated know-how of skilled operators, maintenance engineers, and core management engineers have been systematized by using the latest computer technology. These computerized systems have enhanced the technology of operating, maintenance and core management. This report describes the development of a reactor feed water control system with fuzzy logic, a refueling support system, and an automatic refueling planning system. Since operation of reactor feedwater control at low power requires a delicate operational technique and the knowledge and experience of operators, the application of a fuzzy algorithm was deemed effective in Fugen. Its good performance comparable to that of experienced operators can be realized. The fuel-handling operation takes proposed plans, fuel management and efficient operation by skilled operators. AI technology was applied to fuel-handling support system using past operation results and experience of skilled operators. This system is as capable of fuel-handling as skilled operators. Planning an adequate fuel loading pattern is time-consuming even for expert core management engineers. The Automatic Refueling Planning System (ARPS) was developed using Genetic Algorithms (GA) and a Simulated Annealing (SA). It has been verified that long-term fuel loading patterns of the Fugen NPS evaluated by ARPS are equivalent to that of an expert core management engineer.

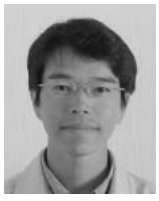
キーワード

計算機技術，AIツール，給水制御系，ファジィ理論，Φネットモデル，燃料交換，シミュレーション，炉心管理，燃料交換パターン，遺伝的アルゴリズム

Computer Technology, AI Tool, Feed Water Control System, Fuzzy Logic, ΦNET Model, Refueling, Simulation, Core Management, Fuel Loading Pattern, Genetic Algorithm

井口　雅樹
次長
発電所の運営管理業務に従事

磯村　和利
発電課
課長
原子炉施設，放射性廃棄物処理施設，重水精製施設の運転管理に従事



大川　　剛
技術課
「ふげん」の集大成，炉心管理に従事
核燃料取扱主任者
第１種放射線取扱主任者

桜井　直人
発電課
課長代理
原子炉施設，放射性廃棄物処理施設，重水精製施設の運転管理に従事
核燃料取扱主任者
第１種放射線取扱主任者

１．はじめに

新型転換炉ふげん発電所（以下「ふげん」）における運転・保守・炉心管理技術について，近年の計算機技術を利用することにより，合理的で信頼性の高いシステムの開発を行なってきた。システムの開発にあたって，従来困難とされていた，運転員，保守員，炉心管理技術者のノウハウを計算機技術を利用してシステムに取り入れている。

給水制御系ファジィ制御システムの開発は，ファジィ制御システムが，複雑な制御対象に対しても，厳密な数学的モデルを必要とせず，運転員が持っている定性的な知識・経験を制御ルールの形で表現することにより制御することが可能であることから，「ふげん」の給水制御系に対する運転操作に関して，熟練運転員の知識や経験をIF-THEN式の制御ルールに変換し，このルールを基にファジィ推論を行い，給水流量を制御するシステムを開発した。

燃料交換作業支援システムの開発は，燃料交換作業が定期検査や計画停止での安全上重要な作業であること，「ふげん」が圧力管タイプの原子炉であり，軽水炉の燃料交換作業と異なったシステムであることから，より複雑な作業計画の立案，運転操作技術が要求されるため，燃料交換作業実績及び熟練運転員の知識やノウハウをAIツールΦNETを利用したシステムを開発した。

燃料取替計画自動作成システムの開発は，炉心管理の中でも燃料取替計画に要する労力が大きく，炉心管理技術者の経験，ノウハウが要求される事から，遺伝的アルゴリズムと焼きなまし法を組合せたシステムを開発した。

本報告書では，給水制御系ファジィ制御システムの開発，燃料交換作業支援システムの開発，及び燃料取替計画自動作成システムの開発について，実機に適用するまでの検討結果及び実機システムの機能について報告する。

２．給水制御系ファジィ制御システムの開発

2.1　概要

ファジィ理論や，ニューラルネットワークといったソフトコンピューティング技術が，従来の手法ではうまく処理できなかった情報処理に関する問題を改善するのに役立ち始めて久しい。本件は，原子炉給水制御系へのファジィ理論の適用を通して，ファジィ理論の効果を実証した一つの例である。この研究開発は，1987年から1992年の間にふげん発電所で実施したものであるが，実用規模の原子力発電所の主要な制御系にファジィ理論を適用したものとして世界初の試みであった。

ふげんの主要冷却系統を図１に示す。原子炉冷却系は，AループとBループの２つの独立した冷却ループに分かれており，蒸気ドラムは各ループに１基ずつ設置されている。冷却水は，各ループごとに3,800t/hの流量で再循環している。入口管を通って圧力管の下方から流入する軽水冷却材は燃料を冷却し，蒸気と水の二相流（284℃ 68kg/cm²）となり，上昇管を通って蒸気ドラムに流入する。蒸気ドラムで分離された蒸気は，タービン系へ送られ，タービン発電機を回した後，復水器で冷却されて水となり，蒸気ドラムに給水さ

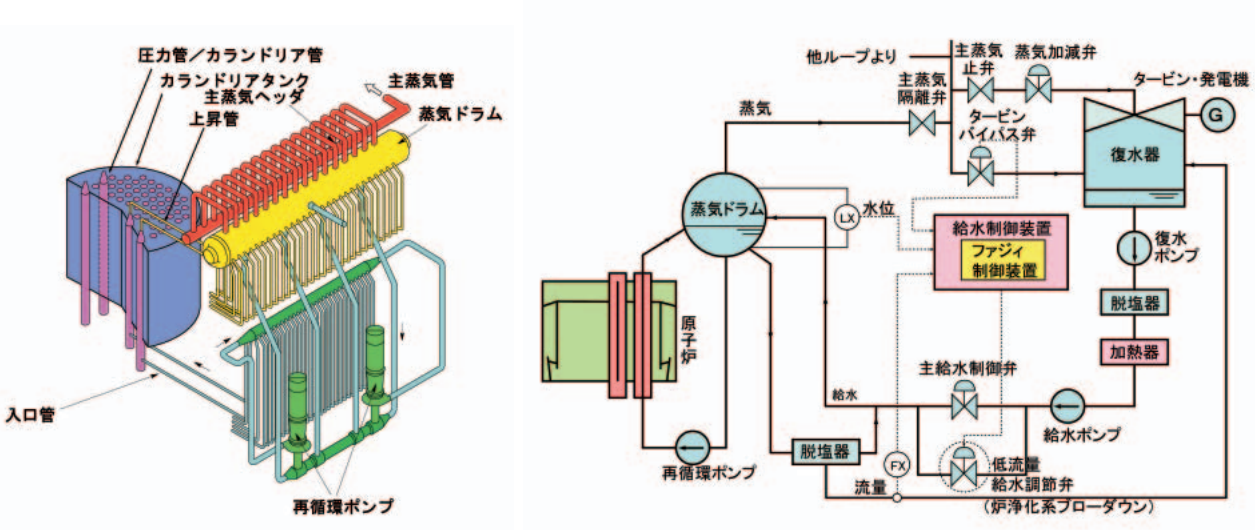


図１　「ふげん」の原子炉冷却系及び給水制御系

れる。この時，蒸気ドラム水位が設定値に合致するように給水流量が給水調整弁により制御されるが，この給水制御の制御性を改善するためにファジィ制御を適用した。[1)]

2.2 ふげんの給水制御系の概要

給水制御系は，蒸気ドラムの水位を設定値に保つように，20%以下の出力時に用いる低流量給水調整弁（LFCV）と20%以上の出力時に用いる主給水調整弁(MCV)により給水流量を調整する。原子炉の運転中，蒸気ドラム水位は，燃料の確実な冷却の確保と水分のタービン系への過度のキャリーオーバーを防止するために，所定の範囲内に維持する必要がある。蒸気ドラム水位が，通常水位から−230mmまで低下した場合や，＋200mmまで上昇した場合は，原子炉が自動的に停止（制御棒スクラム）するようになっている。

MCVには，蒸気ドラム水位，給水流量及び蒸気流量を入力とした３要素比例積分制御装置が適用されている。一方，LFCVには，蒸気ドラム水位のみを入力とする１要素比例積分制御装置が適用されていた。これは，低出力運転時においては，給水流量や蒸気流量が少なく，精度良く測定できないことによる。しかし，１要素比例積分制御では，原子炉出力や蒸気流量の急激な変化による蒸気ドラム水位の変化に対して適切に追従できない場合がある。このため，LFCVの制御性能を改善しプラントの起動停止時における運転員の負担を軽減させるために，新しい制御システムの開発が望まれていた。

2.3 ファジィ制御システムの開発

原子炉が低出力で運転中における給水制御操作において，運転員が主として監視するプロセスパラメータは，次のようなものである。

・蒸気ドラム水位及び水位変化率
・MCV及びLFCV，並びにタービンバイパス弁（TBV）の開度
・原子炉出力

運転員がLFCVを手動で操作する場合は，上記のパラメータから，給水流量と蒸気流量のバランスを見積もり，給水流量を増やすべきか減らすべきかを決め，それに基づきLFCVを操作する。そして，LFCVを調整した後の蒸気ドラム水位の状況から，その操作が適切であったかどうかを評価し，必要に応じて更なる調整を加える。このような運転員の操作方法を自動制御システムに取り込むことができないか検討した結果，1987年当時，人間の感覚的な情報を処理することに適するとして注目され始めたファジィ理論を適用することとした。考案されたファジィ制御システム（FLCS）は，基本的に上記の様な運転員の思考に基づき構成されている。すなわち，FLCSでは，LFCVの適切な操作量が，蒸気ドラム水位に関する推論部，流量バランスに関する推論部及び原子炉出力に関する推論部の３つの推論部における推論結果に基づき決定される。

図２にFLCSの推論フローを示す。

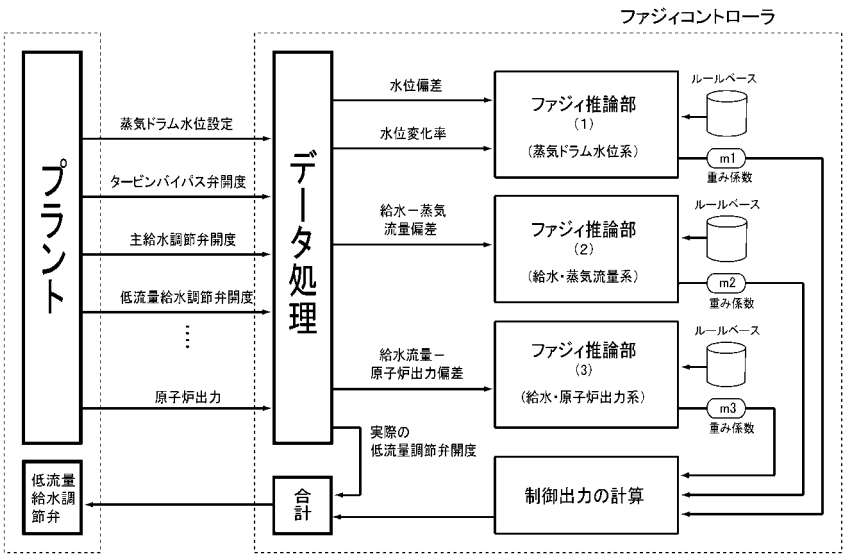


図２　ファジイ制御システム（FLCS）のフロー線図

推論部（1）では，LFCVの操作量CA1が実際の蒸気ドラム水位と設定値の差LEと水位変化率CLに基づき推論される。

$$LE(t) = LV(t) - LS(t) \quad (1)$$

$$CL(t) = dLV(t)/dt \quad (2)$$

ここで，LV(t)は蒸気ドラム水位，LS(t)は蒸気ドラム水位設定値，tは時間である。

推論部（2）では，LFCVの操作量CA2が，蒸気ドラムへの水の流入と流出の差FE2に基づき推論される。前述のとおり，低出力領域では，給水流量や蒸気流量が少量のため測定精度が十分ではないことから，これらの流量はLFCV及びTBVの開度から計算により求めるようにした。流量偏差FE2は，給水流量FD，蒸気流量TB及び原子炉冷却材浄化系から復水器へのブローダウン流量BLOWを用いて，以下のように求められる。

$$FE2(t)= FD(t)-(TB(t)+BLOW(t))/2 \quad (3)$$

推論部（3）では，LFCVの操作量CA3が，蒸気ドラムへの給水流量FDと適切と評価される給水流量IFDの偏差FE3に基づき推論される。IFDは，予め解析により求められた原子炉出力とそれに見合う最適な給水流量の関係式を用いて，原子炉出力から求める。実際の給水流量と適切と評価される給水流量との偏差FE3は，以下の式により求められる。

$$FE3(t) = FD(t)-IFD(t) \quad (4)$$

ファジィ推論は，「もし，LEが正で大きく，かつCLがゼロならば，CA1は負で大きい。」といった言語ルールに基づき行われる。これらのルールは，最初に熟練運転員からの聞き取りに基づき作成し，それを動特性解析コードFASICを用いたシミュレーションにより繰り返し応答を評価し，より良い制御性が得られるように改良を加えた。ファジィ推論部（1）には35個のルールを入力し，推論部（2）及び（3）にはそれぞれ7個のルールを入力した。各推論部のルールを図3に示す。推論法は，下記に示すMin-Max法を用いた。

$$CA1(x)= Max\{\{Wi1(LE)*Wj1(CL)*Xij \quad 1-7 \ j=1-5\} \quad (5)$$

$$CA2(x)= Max\{\{Wi2(FE2)*Xi2(x)\} \ i=1-7\} \quad (6)$$

$$CA3(x)= Max\{\{Wi3(FE3)*Xi3(x)\} \ i=1-7\} \quad (7)$$

ここで，Wba（c）は，推論部（a）における入力Cに基づき評価されたルールbの適合度を意味している。また，Xba（x）は，推論部（a）におけるルールbの結論部を示すメンバーシップ関数を表し，＊は，最小値演算を意味する演算子を示す。各推論部で得られた推論結果のファジィ変数CA1(x)，CA2(x)及びCA3(x)は，制御信号とするために，非ファジィ変数CA1，CA2及びCA3に変換される。

$$CAn = \int CAn(x)xdx \ / \int CAn(x)dx \ (n=1-3) \quad (8)$$

これらの3つの推論結果は，下式により加重平均され，LFCVの制御信号CAを出力する。

$$CA = m1 \cdot CA1 + m2 \cdot CA2 + m3 \cdot CA3 \quad (9)$$

ここで，m1，m2及びm3はそれぞれ推論部

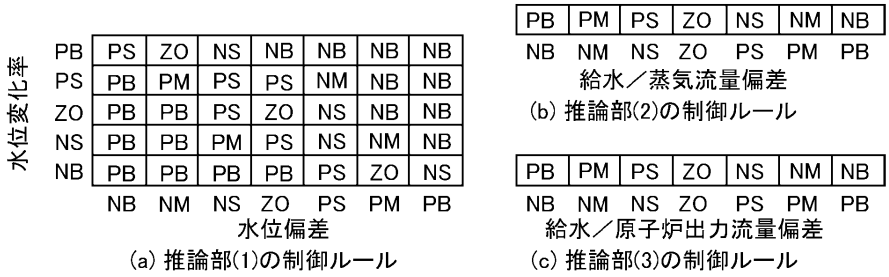


図3　各推論部の制御ルール

(1) から (3) に対する重みゲインである。これらの重みゲインの値は，動特性解析コードによるシミュレーション並びに実際のプラントでのパラメータ調整により最適な応答となる値を選択することにより設定した。[2)]

2.4 実機「ふげん」制御系への導入

(1) 実機での制御パラメータの調整方法

ファジィ制御システムを実機「ふげん」の制御系に導入する場合，蒸気ドラム（すなわち原子炉）に冷却水を供給するという重要な弁LFCVを直接自動制御することから，慎重に検討を進める必要があった。すなわち，動特性解析コードを用いたシミュレーションにより示された制御特性と実機での特性が大きく異ならないことを確認し，必要に応じてパラメータの調整を実機で行う必要があった。しかし，それらの実機での調整を，動特性解析コードを用いたシミュレーションで行ったような，全制御ルールのメンバーシップ関数に及んでの調整により実行しようとすると，制御ルールは全部で49個あることを考えると，極めて多くの時間と労力を要し，実機でのそのような調整を行うことは現実的に不可能である。そこで，動特性解析コードを用いたシミュレーションにより調整されたメンバーシップ関数はそのまま採用し，重みゲインｍ１，ｍ２及びｍ３のみを実機において調整することで適用が可能か検討した。

(2) 制御モデルを用いた重みゲイン調整の影響に関する検討

図４は，ファジィ制御システムを含む給水制御系の制御モデルのブロック線図である。また，図５は「ふげん」の蒸気ドラムの単純化した水位モデルを示す。

図４より，この制御系は，水位制御ユニット，流量変化フィードバックユニット，原子炉出力変化フィードバックユニットからなる状態フィードバックに基づくものと考えることができる。

式（11）から式（17）の状態から，重みゲインｍ２及びｍ３を変えた時の制御特性の変化を検討した。式（11）における要素マトリックスの特性値をλ_1，λ_2（＜０）とした時，状態フィードバックに基づく拡張プラントは，式（19）に示されるような輸送関数を持つことが分かる。

$$\begin{bmatrix} \dot{L} \\ \dot{h}_{SUB} \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} -a_{11} - \zeta a_{12} \\ -a_{21} - a_{22} \end{bmatrix} \bullet \begin{bmatrix} L \\ h_{SUB} \end{bmatrix} + \begin{bmatrix} b_1 \\ b_2 \end{bmatrix} U_c \quad (10)$$

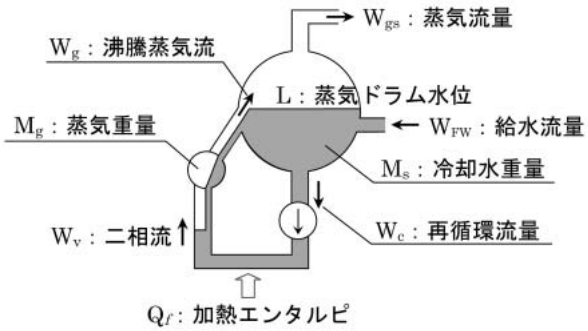


図５　蒸気ドラムの単純化モデル

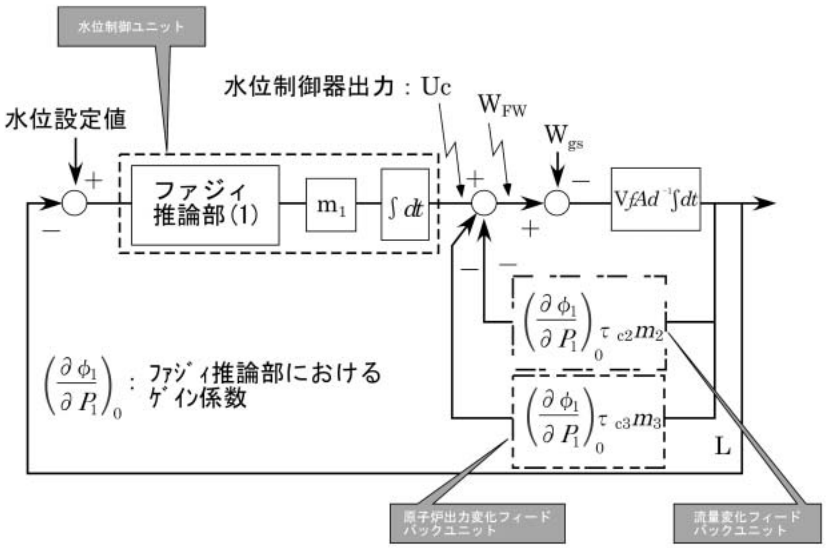


図４　給水制御システムのモデル

$$a_{11} = (m_2\tau_{C2} + m_3\tau_{C3})\left(\frac{\partial\phi_1}{\partial P_1}\right)_0 b_1 \quad (11)$$

$$a_{12} = A_d^{-1} v_{fg} h_{fg}^{-1} W_c \quad (12)$$

$$a_{21} = (m_2\tau_{C2} + m_3\tau_{C3})\left(\frac{\partial\phi_1}{\partial P_1}\right)_0 b_2 \quad (13)$$

$$a_{22} = M_s^{-1}\left(1 + \zeta h_{fg}^{-1} h_{SUB0}\right) W_c \quad (14)$$

$$b_1 = A_d^{-1} v_f \quad (15)$$

$$b_2 = M_s^{-1}\left(h_f - h_{SUB0} - h_{FW}\right) \quad (16)$$

$$U_C = m_1 \int \dot{W}^*_{FW1} dt \quad (17)$$

$$v_{fg}\delta W_v - v_g \delta W_g = -\zeta v_{fg} h_{fg}^{-1} W_c \delta h_{SUB}$$

$$\mathbf{H}(s) = (s\mathbf{I} - \mathbf{A})^{-1}(b_1, b_2)^T = \frac{\lambda_1^{-1}\lambda_2^{-1}\mathrm{adj}(s\mathbf{I} - \mathbf{A})(b_1, b_2)^T}{(1 - \lambda_1^{-1}s)(1 - \lambda_2^{-1}s)} \quad (19)$$

ここで，拡張プラントの時定数は，

$$\tau_i = -\lambda_i^{-1} \propto (a_{11} + a_{22})^{-1} (i = 1 \text{ and } 2) \quad (20)$$

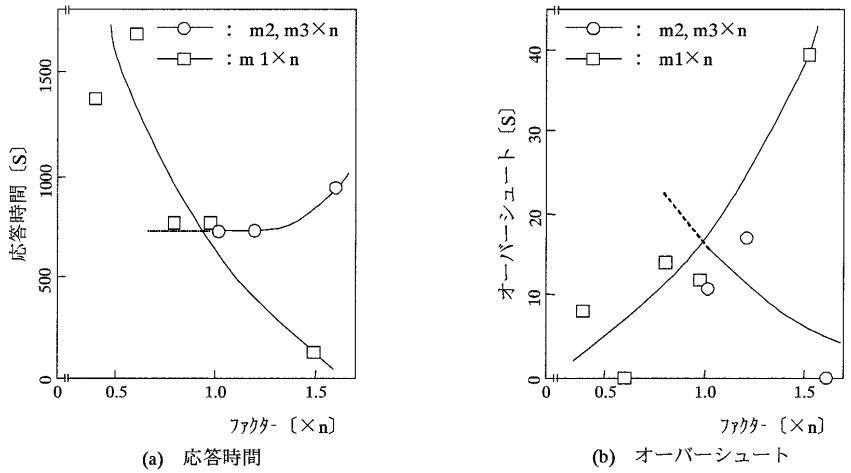
である。重みゲインｍ２及びｍ３を増加させると，時定数は減少し，外乱に対する水位変動は早くなると考えられる。操作量の変化，すなわち給水流量の変化から来るゲインは，λ_1^{-1} λ_2^{-1} に比例する。一方，重みゲインｍ２及びｍ３を低下させると，制御入力におけるゲインは増加し，設定値への到達時間は短くなるが，水位のオーバーシュートを招き，水位の整定時間が長くなると考えられる。これらの検討を踏まえて，実機のプラントにおいても，重みゲインｍ２及びｍ３（ｍ１は固定）を調整することで，制御システムの応答時間，オーバーシュート，及び整定時間を最終調整することが可能であり，実機へのファジィ制御システムの導入に際して適用できると判断した。

(3) 実機プラントでの制御パラメータ（重みゲイン）の調整

上記の検討を経て，「ふげん」の給水制御系へのファジィ制御システムの導入に際しては，推論部(2)及び推論部（3）の重みゲインｍ２及びｍ３の調整を行うことにより実機での最終調整とした。以下にその結果を述べる。

図６（a）及び（b）は，各推論部の重みゲインを変化させた時の応答時間とオーバーシュート量の関係を示したものである。重みゲインの調整の際の目安としては，20mmの水位設定点変更に対する応答として，オーバーシュート量５%以下，応答時間はできるだけ短いこととした。図６（a）及び（b）より，推論部（1）及び（2）の重みゲインｍ２及びｍ３を増加させると，応答時間が長くなるとともに，オーバーシュート量は減少し，推論部（1）とは逆の特性を有することが分かる。

図６（a）及び（b）に示す水位設定点変更において，7回の調整試験により，最適な重みゲインを決定した。仮に49個のメンバーシップ関数すべてを調整する場合，１個のメンバーシップ関数が１回の調整で設定できると仮定すると，調整に要す



(a) 応答時間　(b) オーバーシュート

図６　応答時間及びオーバーシュートの重みゲイン依存性（実機プラントデータ）

る時間を約１／７に短縮できたことになる。実際には，より多くの調整回数が必要と考えられるため，重みゲインを調整する方法による効果はより大きいものと考えられる。図６(b) によると，重みゲインｍ２及びｍ３を調整した場合のオーバーシュートに対する感度は，推論部 (1) の重みゲインｍ１を調整するのとほぼ等価であることが分かる。最終的なパラメータの設定は，オーバーシュート量が５mm以下，応答時間が最小のケースとしてｍ１＝0.5，ｍ２＝0.6，ｍ３＝0.4と決定された[3]。

図７に実機水位設定変更時の蒸気ドラム水位の応答特性を，図８に実機起動時において，Aループ側にPI制御，Bループ側にファジィ制御を適用した場合の蒸気ドラム水位の応答特性を示す。図８よりPI制御の場合，水位設定点からの蒸気ドラム水位の差が最大９cm程度であるのに対し、ファジィ制御の場合は約±１cm以下であり，良好な制御特性が得られることを確認した。

2.5 まとめ

「ふげん」の原子炉給水制御系の低流量給水調整弁にファジィ制御システムを適用することにより，低出力領域における蒸気ドラム水位制御の制御性能が向上し，運転員の負担軽減を図ることができた。また，ファジィ制御システムを実機に適用するに当たっては，実機での制御パラメータの調整時間を短縮するため，制御モデルを用いて重みゲインの調整により制御特性を調整できることを確認した上で実機での調整を行った。その結果，７回の水位設定点変更試験により，適切な重みゲインを決定することができた。

開発したファジィ制御システムを1992年に「ふげん」の給水制御系に導入した以降，2003年の運転終了までの起動停止において，ファジィ制御システムは順調に稼動し，プラントの信頼性向上を実証した。

[記号]

L	：蒸気ドラム水位
m	：重みゲイン
U	：制御出力
v	：比容積
W	：流量
δ	：変化
Ad	：蒸気ドラム内水相断面積
Uc	：水位制御器出力
(∂φi/∂Pi)0	：ファジィ制御関数
h	：エンタルピー
M	：重量
Q	：熱量
τ_{ci}	：時定数
ζ	：定数

(添字)

c	：再循環
f	：飽和水
g	：飽和蒸気
i	：推論部番号
s	：サブクール状態
v	：加熱部で発生した蒸気

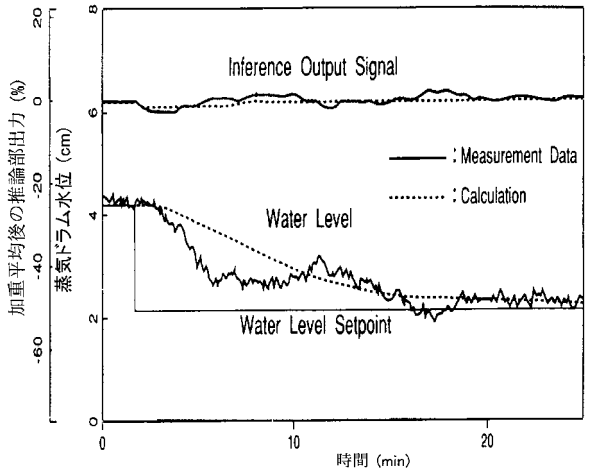


図７　水位設定変更に対する応答（実機プラントデータ）

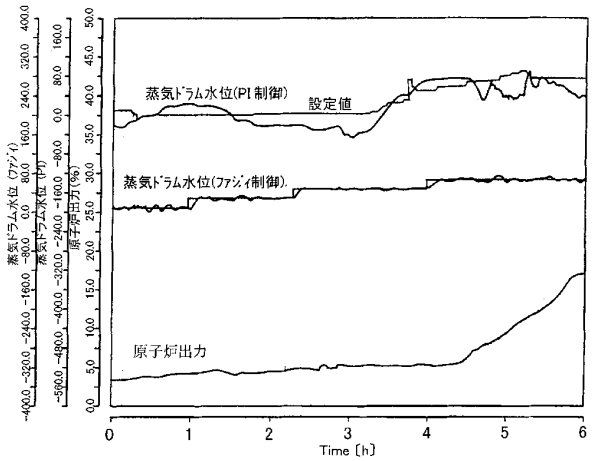


図８　検証試験結果（実機プラントデータ）

FW　：給水流量
fg　：飽和蒸気と飽和水の状態量の差
gs　：主蒸気
SUB　：サブクール
SUB0：サブクール初期値

３．燃料交換作業支援システム

3.1　概要

「ふげん」における燃料交換作業は，取扱う物品が核燃料集合体であることから，安全上重要な作業であり，工程上でもクリティカルとなっている。燃料交換作業は，４種類の取扱機器を並行に操作し，燃料及びシールプラグ等の数種類の物品を取扱い，それぞれについて所在管理を行っている。このため，燃料交換作業の計画作成や帳票管理，設備の効率的な運用については熟練運転員に蓄積された多くの経験的知識を必要としていた。

以上の点を考慮して，燃料交換作業の円滑化，高度化，及び運転員の負担軽減を図るため，AIツール「ΦNET」（Factory Automation Intelligent NETwork Control Systemの略）を応用し，燃料交換実績と熟練運転員の知識やノウハウを計算機に取り込んだ燃料交換作業支援システムを開発した。本支援システムの主な機能は，燃料交換作業計画の立案支援，交換作業の機器操作・確認事項のガイダンス，管理帳票類の作成である。

本支援システムの開発により，交換作業計画立案の時間を１／６に短縮するとともに，経験の浅い運転員でも熟練運転と同等の燃料交換作業が実施できるようになった。

本支援システムの開発は，1989年から開始し，第16回燃料交換作業時（第９回定期検査：1990年12月14日～1991年５月23日）にオフラインシステムでの機能確認試験を行い，所定の機能を満足することを確認した。その結果を反映して一部の機能を追加し，第17回燃料交換作業（1991年計画停止：1991年10月31日～12月17日）よりエンジニアリングワークステーション（PFU・Σstation-230）によるオフライン燃料交換作業支援システムの運用を開始した。その後，５回のオフラインシステムによる燃料交換作業支援システムの実績を反映し，第22回燃料交換作業（第12回定期検査：1994年12月24日～1995年５月18日）には実機の燃料交換設備の制御系への適用を行い，システムとして完成した。

3.2　燃料交換作業の概要

(1) 主要設備の機能と構成

「ふげん」の燃料交換設備の概略図を図９に示す。本設備には３カ所の物品の滞在する場所（燃料貯蔵プール，燃料交換プール，炉心）と４種類の取扱機器（移送機，トランスファーシュート（T/C），燃料出入機（T/M），燃料交換機（F/M））がある。

(2) 燃料交換作業の方法

「ふげん」の燃料交換は，定期検査及び計画停止時に，炉心にある燃料集合体の約１／４（約60体）を交換あるいはシャフリングのために取扱う。

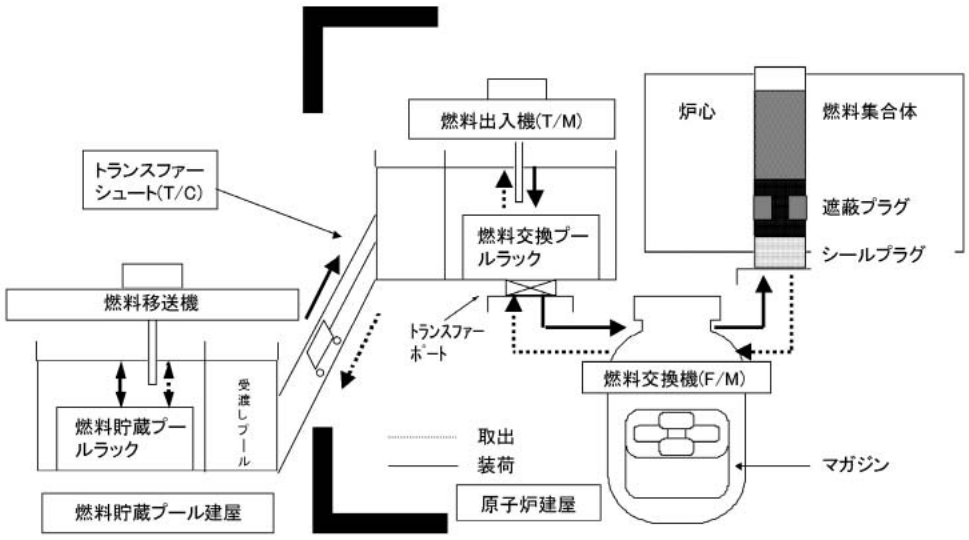


図９　燃料取扱設備と燃料貯蔵設備の構成

燃料交換作業は，燃料交換対象である圧力管より使用済燃料集合体あるいはシャフリング燃料集合体，SH/P，S/Pの３種類の物品を燃料交換機にて取り出し，新物品あるいはシャフリング燃料集合体を装荷する。

この交換の手順は，取り出しと装荷で異なるほか，定期検査時，計画停止時でそれぞれ異なる。

3.3　ΦNETモデルの開発

(1) ΦNETモデルの概要

ΦNETは図10に示すように，対象となる物流システムを静的なモデル（設備モデル・シーケンスモデル）と動的なモデル（運用モデル）に切り分け，静的なモデルをペトリネットをベースにしたネットワークで表現し，動的なモデルをAI技術であるプロダクションルールを用いて記述し，両者を結合した構成になっている。[4)5)]

(2)「ふげん」のネットワークモデル

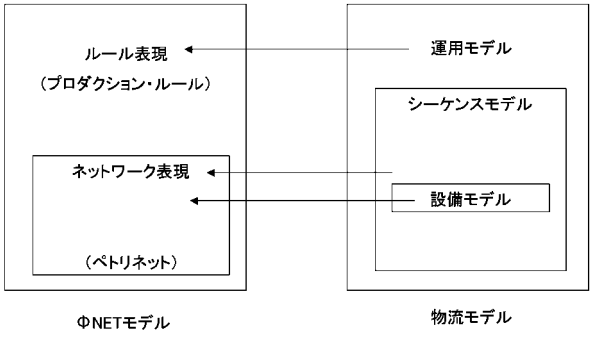


図10　ΦNETの構造

「ふげん」の燃料交換作業における基本的な「ΦNET」モデルの例を図11に示す。

上図は，交換プールにある燃料を燃料出入機にて15分後にトランスファーシュートの上部に移送するモデルである。交換プールから燃料集合体をトランスファーシュート上部に移送する場合，いくつかの運用ルールがある。例えば，燃料出入機が使用可能であること，交換プールラックに燃料集合体を４体以上置かないこと，トランスファーシュート上部に容器があり物品の受け入れが可能であること等が挙げられる。これらの運用ルールをあらかじめ計算機に入力しておき，すべての条件が成立すると燃料の移送が行なわれ15分後に完了することを示している。このモデルをネットワークで表すと図12になる。移送が開始されると，燃料出入機は15分間の拘束時間があり，この間，他の物品の移送は15分間できないことを示している。

(3) 運用ルールの例

本システムに搭載した運用ルールの数は約160である。以下に主要な運用ルールの例を示す。

(ｉ) 燃料交換プールラックの確保とT/Cの運用

燃料交換プールは，燃料交換作業時に燃料交換機と燃料貯蔵プールの中継用プールとして使用され，各物品とも交換プール内のラックに収容できる体数に制限がある（燃料体:30体，SH/P:31体，S/P：33体）。

このため運転員は燃料交換作業中，常にラックにある物品の数を把握し，炉心から取出した物品

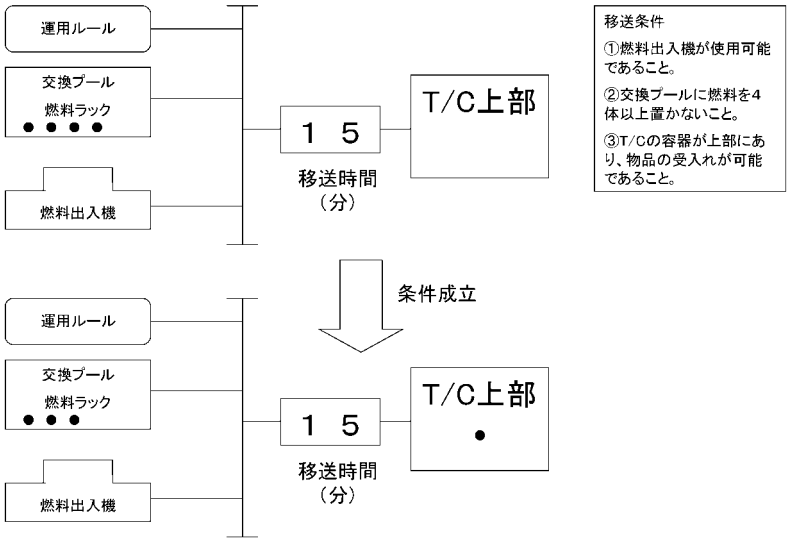


図11　ΦNETモデル

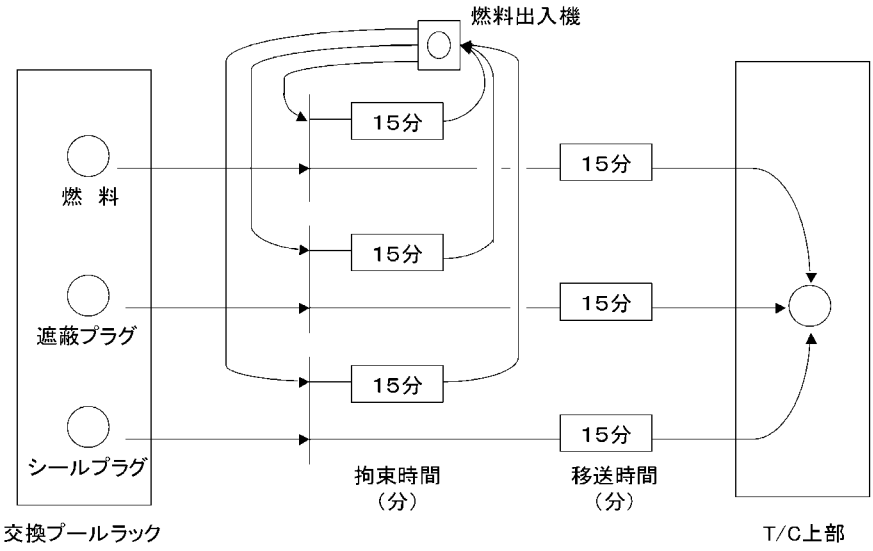


図12　ネットワーク図

でラックが一杯にならないよう，また炉心に装荷する物品がなくならないように，T/Cを使用して効率よく物品移送を行なう必要がある。

以下の説明は，通常定期検査時の燃料取出の際，交換プール在庫量に関するルールの一例である。

（イ）旧燃料，旧SH/P，旧S/Pの各ラックが最低７体空くように移送する。

（ロ）新S/Pラックには，最低18体の新S/Pが収容されているように移送する。

（ハ）燃料装荷前の交換プール収容状態を維持するように移送する。

T/C下部スイング（燃料貯蔵プール）から上部スイング（燃料交換プール）に物品を移送する条件を表１に示す。下部が空いている時，図13に示すT/C容器の空送り条件に従い，刃の領域であれば貯蔵プールから交換プールに移送すべき物品があれば移送し，刃の領域では空送りを実施する。

（刃）　燃料出入機の作業優先順序

燃料出入機は，T/C上部スイングと燃料交換プール間の物品移送，及び燃料交換機への物品の収容または燃料交換機からの物品の取出作業を行う。

燃料出入機の作業優先順序は，燃料交換作業の効率に大きく作用する。そのため，燃料出入機の作業優先順序に関する運用ルールは重要なルールの一つになっている。以下に燃料出入機の作業優先順序に関する運用ルールを記す。

・燃料出入機が待機状態の時

（イ）燃料交換機が炉心を離れて燃料交換プールのトランスファーポートに来れば，トランスファーポートに行き作業を行う。

（ロ）T/C容器が，T/C上部スイングに来ればT/C上部スイングに行き作業を行う。

・燃料出入機が作業状態の時

現在行なっている作業を継続し，燃料交換プールの仮置ラックが以下の場合のみT/C側の作業を

表１　下部スイングから上部スイングへの移送条件

下部スイングの状態	燃料交換プール在庫量	T/C容器の動作
装荷燃料 新SH/P 新S/P	—	上部スイングへ
取出燃料 旧SH/P 旧S/P	—	空くまで待機（移送機）
空き	①	装荷燃料，新SH/P，新S/Pを収容するまで待機（移送機）
	②	上部スイングへ（空送り）

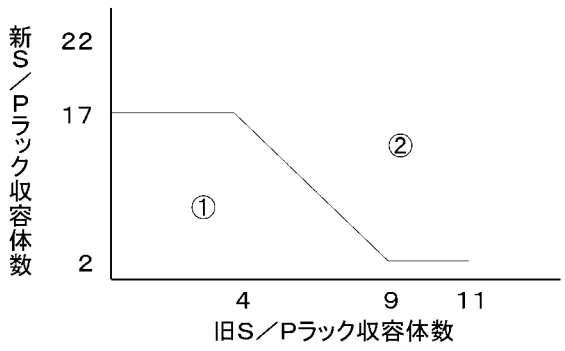


図13　T/C容器の空送り条件

行う。
（イ）燃料交換プールの仮置きラックに，空きが１体もない場合。
（ロ）燃料交換プールの借置きラックに，空きが７体より少なくなった場合，かつトランスファーシュート上部スイングにT/C容器がある場合。

(4) ΦNETによるシミュレーション

「ふげん」の燃料交換設備や運転ルールからΦNETモデルを作成し，過去の交換作業のデータを用い，その適用条件を変えてシミュレーションを行ない，実績データと比較することにより，シミュレーション結果と実作業時間との差が充分小さくなることを検証した。

シミュレーションは以下の３つのパターンで18ケースのシミュレーションを実施した。表２にシミュレーション結果を示す。

（ⅰ）パターン１：第７回定期検査（通常定検時）
（ⅱ）パターン２：1988年度計画停止
（ⅲ）パターン３：第８回定期検査（系統除染時）

18ケースのシミュレーションを実施した結果，いずれも実際の作業と比較して，妥当な時間で作業が完了していること，取扱物品の移動時期や履歴に従来と比較して異常なものはなく，ネットワーク及びシステムに入力してある運用ルール等が妥当であることから，燃料交換作業における本システムの適用性・有効性が確認できた。

3.4 燃料交換作業支援システムの機能

本システムデータは，炉心，燃料交換プール及び燃料貯蔵プールにおける物品の状況，取出・装荷の対象となる物品及びその位置（座標），取出・装荷の順序等である。

(1) 運転操作支援機能

燃料交換作業中にΦNETにより演算された最適な運転操作は主に燃料交換作業計画作成支援，運転・操作指令，帳票作成，シミュレーションの機能を持つ。

(2) 作業計画支援機能

作業計画支援機能は，燃料交換作業を行う前に交換計画を立案し，この計画についての運用を行なうとともに，終了時には作業結果を保存する。

作業計画支援における入力指令を与えるとともに，作業の実績データをシステムに入力するための機能である。また，各プールの状態や，移送設備の状態をCRT画面に表示する。

(3) 帳票作成機能

本システムで作成する帳票には，以下の５種類がある。

（ⅰ）物品移動履歴

各物品の移動履歴を表した帳票である。

（ⅱ）貯蔵プール内物品移動作業指示書

貯蔵プール内の物品移送を運転員に指示するための帳票である。

（ⅲ）貯蔵プール内物品移動作業記録

表２　シミュレーション結果一覧表

No.		F/M優先＆固定	F/M優先＆午後	F/M優先＆連続	T/C優先＆午後	T/C優先＆連続	条件付F/M優先＆連続	実　績
1	第７回定期検査 S/P使用 （46体取出）	７日 ９時間 52分	６日 14時間 52分	５日 16時間 48分	７日 16時間 34分	６日 17時間 33分	—	７日 ５時間 30分
2	第７回定期検査 S/P使用 （46体装荷）	４日 ２時間 25分	４日 １時間 55分	３日 17時間 57分	４日 １時間 55分	３日 17時間 57分	—	４日 １時間 47分
3	1988年度 計画停止 （55体取出）	９日 13時間 11分	９日 12時間 ８分	—	９日 ５時間 34分	—	—	15日 21時間 ９分
	1988年度 計画停止 （55体装荷）	13日 ４時間 37分	12日 21時間 41分	—	12日 15時間 56分	—	—	16日 ５時間 14分
4	第８回定期検査 特殊S/P使用 （148体取出）	22日 13時間 ９分	22日 11時間 12分	—	23日 ２時間 28分	—	—	22日 11時間 33分
5	第８回定期検査 特殊S/P使用 （148体装荷）	—	—	—	—	—	17日 ８時間 20分	16日 14時間 59分

注①：F/M：燃料交換機，T/C：トランスファシュート
②：計画停止の実績については、燃料交換機の点検期間もふくまれている。

貯蔵プール内の物品移送を物品ごとに記録する帳票である。

（iv）燃料交換作業日誌

燃料交換機の作業のみを記録する帳票である。

（v）燃料交換作業記録

炉心で交換される物品について，圧力管ごとにそれぞれの履歴データを記録する帳票である。

(4) シミュレーション機能

シミュレーション機能は，基本的な条件を基に，燃料交換作業全体の工程を作成する機能である。(2) の作業計画支援機能においては，各燃料体番号等を具体的に指定し，物品番号まで指定した計画を作成するのに対して，本機能においては，交換する燃料集合体の数，シャフリング数，作業開始日時，作業中断時間，原子炉建屋入域モード等を指定するだけで，一連の燃料交換作業を模擬することができる。

シミュレーション結果は，燃料の取出・装荷の一工程ごとに一覧表示される。また，炉心，燃料交換プール，トランスファーシュート上部スイング・下部スイング，燃料貯蔵プールの５カ所のポイントにおいて，各物品が入出する予定時間のシミュレーションができる。

3.5 オフラインシステムの開発

オフラインシステムは発電所内の中央制御室に設置し，運転操作盤とは直結されていないため，本システムのガイダンスに基づいて，運転員が操作を進める。操作結果は，運転員がシステムに入力することとした。

図14に本システムと燃料交換作業設備の関連図を示す。

(1) システム構成

オフラインシステム構成は以下のとおり。

（i）エンジニアリングワークステーション（PFU・Σstation-230）

（ii）20インチカラー CRT

（iii）マウス

（iv）キーボード

（v）レーザービームプリンタ

本システムの特徴として，熟練運転員の知識を計算機に反映させるために物流管理用エキスパートシステムのΦNETを導入している点と，高品質・高機能のマンマシンインターフェイスを実現させるためX-Window（MITにて開発されたUNIX標準のウィンドウシステム）を使用している２点が挙げられる。

(2) 機能確認試験

オフラインシステムの機能確認試験を，第16回燃料交換作業（第９回定期検査：1990年12月14日～平成３年５月23日）時に実施した。確認試験の結果を以下にまとめる。

（i）第16回燃料装荷パターンは，一次系の化学除染が行なわれたため，1回の装荷作業で１体の燃料装荷と２体のS/Pを交換し，途中から１回の装荷作業で２体の燃料装荷を実施した。燃料装荷パターンが途中で変更したが，システムは順調に稼動した。

（ii）本システムは熟練運転員の経験的知識を約160の運用ルールに反映させたものから構成されているが，この運用ルールの適用について，ほぼ運転員の意図と同様の動きを模擬することができた。

（iii）燃料交換計画作成における労力は，約１／６（約30人日→約５人日）に短縮することができた。

（iv）全般を通じて，熟練運転員の知識が反映されており，運転経験の浅い運転員にも，効率的な燃料取扱設備の運転操作ならびに，物品の移動管理ができた。

（v）燃料交換作業は，厳密な物品管理が要求されるため，多くの帳票により管理されている。これまで，これらの帳票類の作成に多くの労力を要していたが，本システムにより，帳票類作成の労力が大幅に削減された。また，物品の移動，状態管理が容易になった。

（vi）当初，運転員が従来の方法で作成した作業計

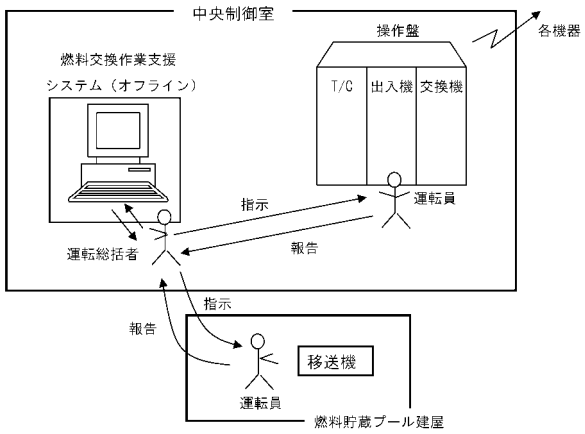


図14 燃料交換作業支援システム（オフライン）と燃料交換設備の関連図

画工程は111時間であったが，実績工程は100時間であり，約10%の工程短縮が図れた。

(3) オフラインシステム運用実績

機能確認試験の結果を踏まえ，下記４項目の改良を行なった。

(ⅰ) 炉心座標ごとの管理票の追加

物品ごとの管理票に加え，炉心座標ごとの管理票を作成することとした。

(ⅱ) 工程表の追加

燃料装荷の計画・実績を一目で理解できるようにガンチャート方式の工程表示機能を追加した。

(ⅲ) 単体機器停止機能の追加

ある取扱機器が保守等で停止しても，他の燃料取扱設備で作業が継続できる機能を追加した。

(ⅳ) 取出・装荷順序変更機能の追加

取出・装荷順序を燃料交換作業開始後においても，任意に変更可能とした。

以上の改良を行い，第17回燃料交換作業（1991年計画停止：1991年10月31日～12月17日）からオフラインシステムの運用を開始し，第21回燃料交換作業（1994年計画停止：1994年５月26日～６月17日）まで使用され，520体の燃料体を取扱った。

3.6 オンラインシステムの開発

(1) 燃料交換自動制御システムへの適用

ΦNETのネットワークモデルを活用した燃料交換作業支援システムは，1989年にオフラインシステムとして実用化し，さらにオフラインシステムの実績に基づいてオンラインシステムの開発を行った。基本設計１年，詳細設計１年，製作と設置に１年を要し，1995年に燃料交換自動制御システム（F/H計算機）にオンラインシステムを適用した。

オンライン化した後の燃料交換作業にあたっては，F/H計算機に組み込まれた燃料交換作業支援システムにより，燃料取出･装荷計画が作成され，この計画を基にΦNETによる演算が行なわれ，演算の結果が操作指令として出力される。この操作指令により，運転員が操作指令を確認した後，燃料交換作業支援システムが働き，各機器が指令に基づいた操作を自動で行なう。各機器が指令操作を終了すると，燃料交換作業支援システムに操作完了信号がフィードバックされる。燃料交換作業支援システムはフィードバックされた最新の情報を基にΦNET演算を行なう。このようにして，本燃料交換作業支援システムは常に最新のデータを基に，最適な操作指令の計算を行なう。[6)]

運転員は，燃料取扱設備の運行状態及びパラメータを監視し，本支援システムから出される操作指令，操作完了信号のフィードバックによるΦNET演算開始及び各機器への操作許可を与える。図15に燃料交換制御システム制御指令系統を，図16に燃料交換制御システム運用概念図を示す。

(2) システムの構成（オンラインシステム）

本システムのハードウェア構成は，燃料交換用計算機（F/H計算機），CRT，プリンタ，記録計，プログラム制御器（シーケンサ制御装置）及びバックアップ計算機からなっている。図17にシステム構成を示す。

システムの特徴は以下のとおりである。

(ⅰ) 基本ソフトとしては，制御システムとして十分な実績を有するUNIXを使用している。

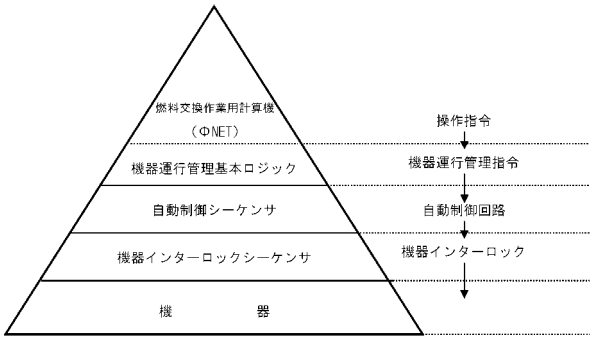


図15　燃料交換作業支援システム（オンライン）制御指令体系

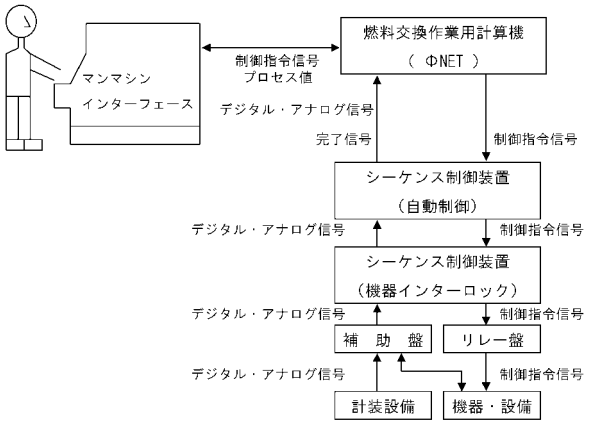


図16　燃料交換作業支援システム（オンライン）運用概念図

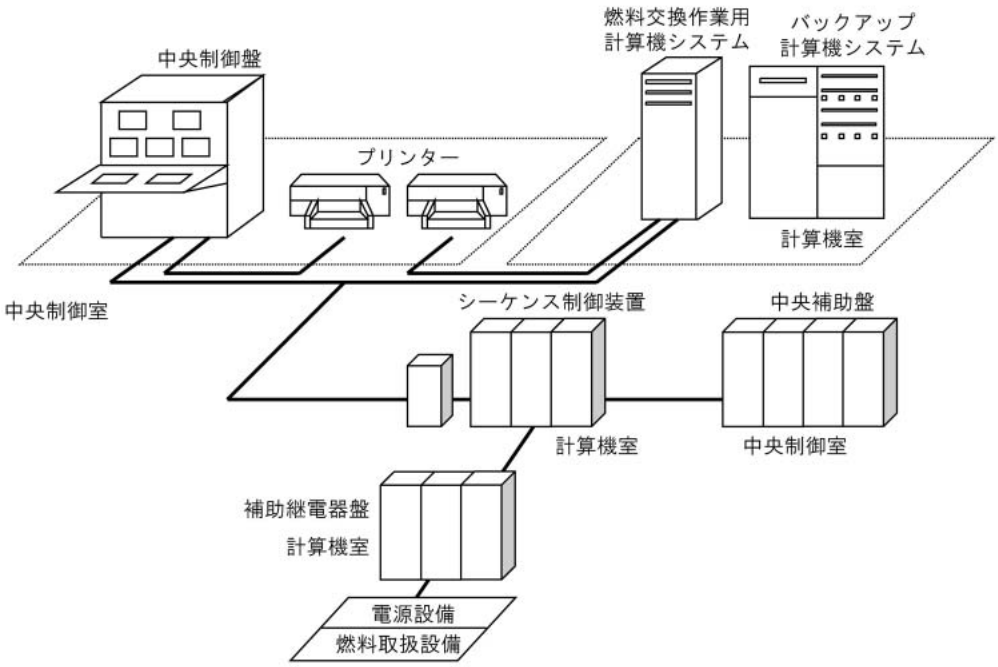


図17　燃料交換作業支援システム（オンライン）ハードウェア構成

（ii）F/H計算機には，十分な記憶容量（主記憶48MB，ハードディスク425MB），速度（クロック数25MHz）を有している。

（iii）機能確認試験

オンラインシステムは第22回燃料交換作業（第12回定期検査：1991年12月24日～1992年５月18日）から適用した。その結果を以下に示す。

（iv）運転結果はシミュレーション結果とよく一致しており，順調に稼動した。なお，燃料取扱体数は126体であった。図18に第22回燃料交換作業時のシミュレーションと実績の比較を示す。

（v）運転経験の浅い運転員でも，熟練運転員と同等の時間で燃料交換作業が実施できた。

（vi）オフラインシステムでは，燃料交換作業に係る運転員が４～５名必要であったが，オンラインシステムでは，2～３名で実施することができた。

（vii）オンラインシステムの適用によって，効率

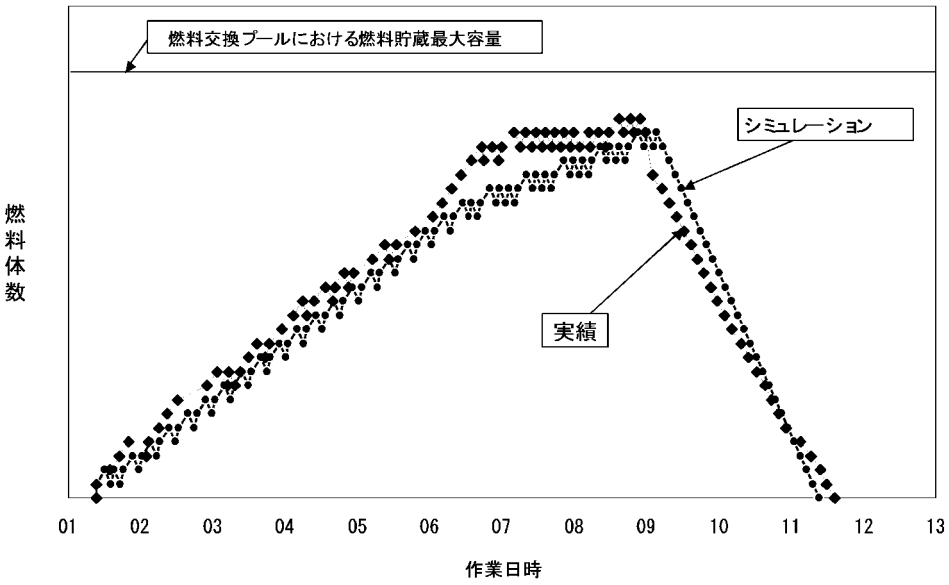


図18　第22回燃料交換作業時におけるシミュレーション

的な燃料交換作業が実施でき，大幅な労力の削減ができた。

（4）オンラインシステム運用実績

確認試験にて良好な結果を得た本システムは，現在までに約1,700体の燃料集合体を取扱った。

3.7 まとめ

(1)燃料交換作業の効率化及び高度化を図るため，1989年よりシステムの検討を開始し，1991年にオフラインシステムを開発し，1995年にオンラインシステムを開発した。

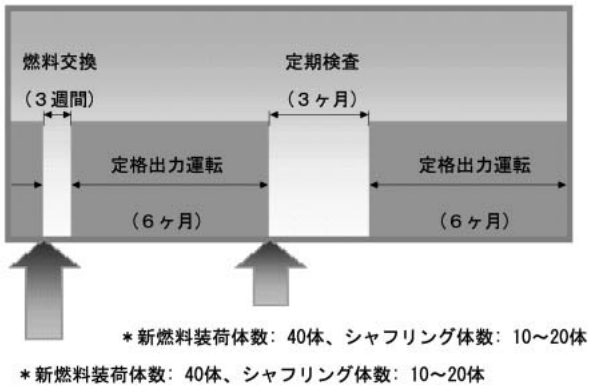
(2)「ふげん」の燃料交換作業は，４種類の燃料取扱設備を使用し，炉心，燃料交換プール，及び燃料貯蔵プール間を各物品が移送される。このような多岐多種にわたる複雑な燃料交換作業を，AIツールを用いてシステム化し，自動制御に適用することができた。

(3) シミュレーション，オフラインの支援システム，オンラインの制御システムと段階的に開発を行なうことにより，AIのような高度な情報処理技術を原子力発電所における自動制御システムに適用することができた。これは，「ふげん」において，ファジィによる給水制御システムに次ぐものである。

４．燃料取替計画自動作成システム

4.1 「ふげん」の燃料取替計画の概要

「ふげん」の運転は約６ヵ月／サイクルで行われ，定検と定検の間に，燃料交換のために約３週間原子炉を停止する(図19)。この約６ヵ月の運転のため,炉心内全224体の燃料のうち40体程度の新燃料を装荷し，燃料有効利用及び出力分平坦化のため10～20体程度のシャフリングを実施する。なお，これらの燃料取替操作は90度回転対称を基本として実施している。[7] 定検から定検の間に行われる燃料交換のための停止は，燃料取替に要する時間に支配されるため，取替燃料体数及びシャフリング体数の削減は炉心管理技術者の大き使命の一つである。



＊新燃料装荷体数：40体、シャフリング体数：10～20体

図19 「ふげん」の標準的な燃料取替計画

4.2 燃料取替計画自動作成システムの概要

（1）システムの開発目標

「ふげん」は，自主開発による原子炉であることから，運転当初より炉心管理についても自主的に行ってきた。炉心管理の中でも燃料取替計画に要する労力は大きく，取替炉心の策定は炉心管理者の経験，ノウハウ等の機械化が困難な部分が大きい。

そこで，炉心管理技術者のノウハウと近年最適化手法として一般的になりつつある遺伝的アルゴリズム（GA）と局所解に陥ることを防ぐための焼きなまし法（SA）を組み合わせた燃料取替計画自動作成システム（Automatic Refueling Planning System：ARPS）の開発に着手した。ARPSは，単サイクルの炉心構成の最適化はもちろんのこと，複数サイクル，即ち，長期間の燃料取替計画にも適用可能であることを目標として，1997年から５年間に亘って，開発が進められた。

（2）ARPSの計算フロー

図20にARPSの計算フローを示す。このシステムは大きく分けて，３つの部分（ランダムサーチによる新燃料装荷，遺伝的アルゴリズムによる新燃料装荷及び燃料シャフリング，焼きなまし法による燃料シャフリング）に分けることができる。ARPSの計算フローは以下の通りである。

第１に，ARPSに初期データを入力する。代表的な入力変数としては，新燃料装荷体数，シャフリング及びスワッピング燃料体数，計画運転日数，新燃料装荷禁止位置，重み係数及び判断基準値，遺伝的情報，初期炉心の燃焼度分布等がある。

第２に，ARPSは，ランダムサーチにより数千の新燃料装荷パターンを作成する。

第３に,ARPSは高い適用度の新燃料装荷パターンを選定するために，新燃料装荷と燃料シャフリングを組み合わせたGA処理を行う。新燃料装荷と燃料シャフリングを組み合わせてGA処理を行うのは，それらを別々に評価する計算フローよりも

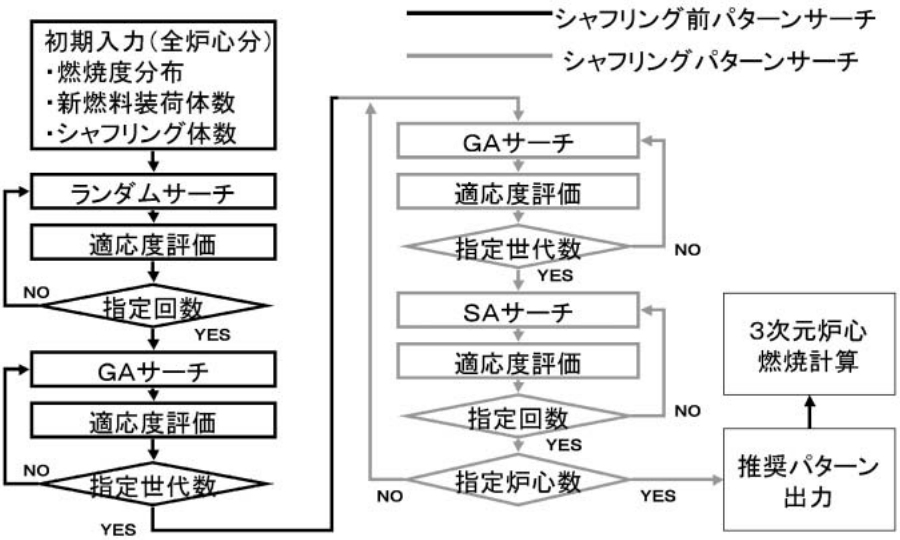


図20　ARPSの計算フロー

より適用度の高い炉心を構築できるものと考えたからである。GA初期炉心はランダムサーチにより得られた新燃料装荷パターンをもとに生成される。GA初期炉心は，GAシャフリング処理をした後に，後に示す最適化関数により評価される。
第４に，GA処理において評価された炉心データは，SA処理に移行され，燃料シャフリングを行い，最適化関数によって評価される。

最終的に，ARPSはいくつかの適応度の高い炉心を出力し，この中から炉心管理者は望みの炉心を選定することができる。この選定に当たっては，実効増倍率，出力ピーキング係数，取出平均燃焼度，領域出力，MOX燃料装荷位置が考慮される。選定された適応度の最も高い炉心データは，３次元核・熱水力結合計算コード：POLESTAR[8]により，燃焼末期の燃料燃焼度を評価される。

(3) サーチアルゴリズム

（ⅰ）遺伝的アルゴリズム

遺伝的アルゴリズムは，ダーウィン進化論の原理に着想を得たアルゴリズムである。また，GAは，典型的な確率的探索・学習・最適化の一手法である。ARPSでは，この過程を模擬し，最適化問題に対して下記の処理を行う。

ステップ１：必要な個体数だけ染色体（問題に対する解）をランダムに発生させ初期集団を生成する。これらの染色体は，遺伝的情報から形成される。ここでいう遺伝的情報とは問題に対する解を形成する個々の要素をいう。取替炉心設計においては，染色体は炉心パターンに相当し，遺伝的情報は個々の燃料取替情報に相当する。

ステップ２：生成された各染色体の適応度を評価する。取替炉心設計においては，実効増倍率，取出平均燃焼度が高く，ピーキングの低い炉心がより適応度が高い炉心となる。

ステップ３：適応度に応じた確率で，各染色体の選択交配を行う。図21に示すように選択交配は染色体をある決まった位置で２分割し，これを他の染色体とたすきがけすることで次代の染色体を生成する。これにより適応度の高い染色体の遺伝子が集団中に広がっていくこととなる。

ステップ４：この処理を指定された世代数分繰り返す。

従来の最適化アルゴリズムは，探索範囲が狭く，初期状態が局所解近傍にある場合，局所解に陥ることを回避することが難しい。GA法では，複数の染色体からなる初期集団からスタートするため解の多様性が確保されていること，解は確率的に生成されることから広域探索能力に優れており，局所解の発生を回避しやすい。このため，取替炉心設計のような離散的な解を持つ，非線型組み合わせ問題に対しては極めて有効であると言われている。[9)10)]

（ⅱ）焼きなまし法

焼きなまし法は，統計力学において，溶融状態にある物質を冷却して結晶状態に到達させるプロセスからヒントを得たアルゴリズムである。このアルゴリズムでは局所解に陥るのを防ぐために，

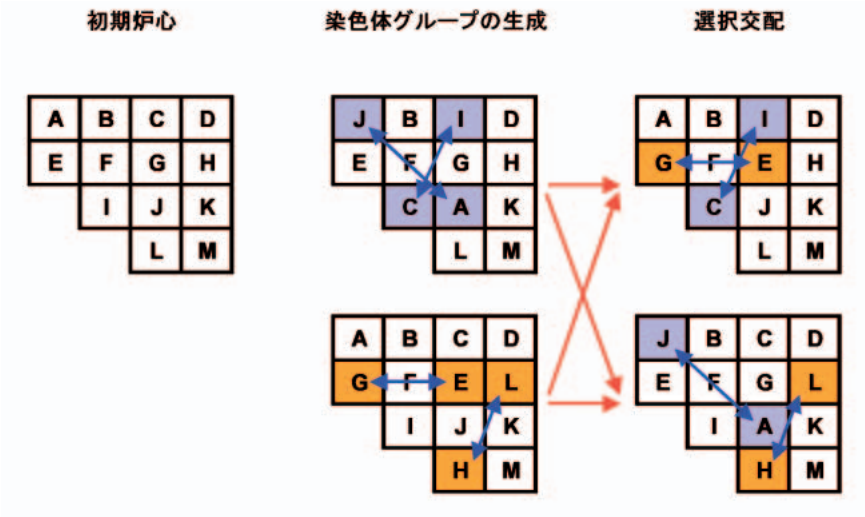


図21　遺伝的アルゴリズムの計算モデル

山登り法に確率的な遷移を導入している。このため，SAは，GA処理における局所解へ陥る可能性を更に低くすることができると考えられる。

(4) 評価関数

・計算ロジック

ARPSの計算ロジックでは，最適化手法であるGA及びSAだけに依存するのではなく，「ふげん」で培ってきた炉心管理実績から得た知見を追加することにより，高精度の炉心探索能力を持たせている。以下に，各計算ステップで行われている計算ロジックについて紹介する。

初期炉心の生成ロジック：初期炉心パターンは，炉心内の燃料をランダムサーチにより取出し，取出した位置に新燃料を装荷することによって作成される。

最初に，ARPSはステップ１に示す式（21）及び（22）によって，絶対新燃料装荷位置を決定する。ARPSは，絶対取出燃焼度を超える燃料及び指定取出燃料を選択し，乱数とターゲット燃料の装荷位置の重み係数の関係から新燃料を装荷することとなる（図22）。

次に，ステップ２に示す式（23）及び（24）から，ARPSは残りの新燃料装荷位置を選定する。乱数とターゲット燃料とその周辺の燃料の重み関数の関係から，残りの新燃料装荷位置が選定される。

これにより，新燃料は炉心の反応度が低い位置に装荷され，取出燃料の燃焼度は周辺燃料よりも相対的に高いこととなる。

ステップ１：絶対新燃料装荷位置の決定

$$W_{f1} = W_{ini} \times W_i(N_f, R_i) \times W_o(N_f, R_o) \quad (21)$$

$$W_{f1} \geq N_{ran} \quad (22)$$

N_f　：隣接新燃料体数

N_{ran}　：乱数

R_i　：内側領域の重み係数

R_o　：外側領域の重み係数

W_i　：内側重み係数

W_o　：外側重み係数

W_{ini}　：初期重み係数

W_{11}　：絶対新燃料装荷の重み係数

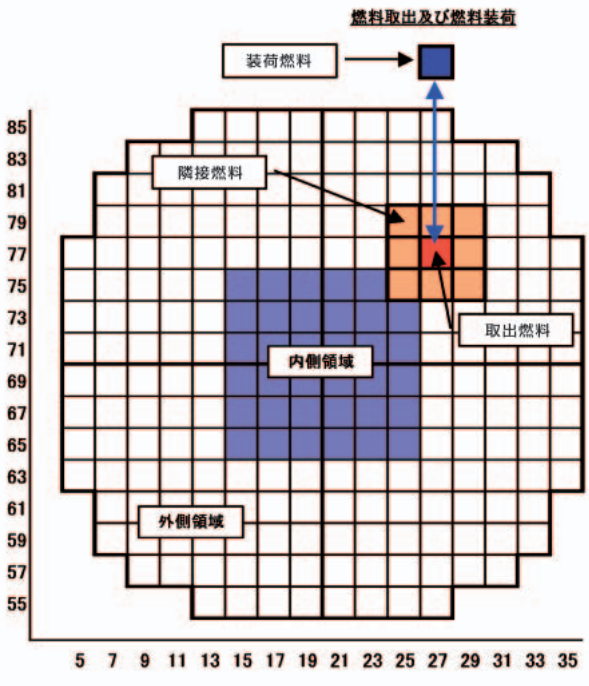


図22　絶対新燃料装荷の計算モデル

ステップ２：残りの新燃料装荷位置の決定

$$W_{l2} = \{W_t B_t - W_a(B_t - B_a) + W_{ab} + 5.0\} \times W_i(N_f, R_i) \times W_o(N_f, R_o) \quad (23)$$

$$W_{l2} \geq N_{ran} \quad (24)$$

B_t　：ターゲット燃料の燃焼度
B_a　：隣接燃料の燃焼度
W_t　：ターゲット燃料の重み係数
W_a　：隣接燃料の重み係数
W_{ab}　：ターゲット燃料の燃焼度＞絶対取出燃焼度の場合，Wab＝103
W_{12}　：残りの新燃料装荷の重み係数

シャフリング及びスワッピングのロジック：シャフリング及びスワッピングは出力ピーキング係数，燃焼度と乱数によって決定される。また，シャフリングとスワッピングは入力での選択も可能である。

シャフリング：最初に，絶対取出燃焼度を超える燃料又は燃焼度及び出力ピーキング係数の関数である式（25）及び（27）により選定された燃料をARPSは取出燃料として選択する。

次に，燃焼度の関数である式（26）及び（28）から，ARPSはシャフリングされる燃料を選定する。

これにより，高い反応度の燃料は低い反応度の位置へシャフリングされることとなる。

$$W_{sh1} \geq N_{ran} \quad (25)$$

$$W_{sh2} \geq N_{ran} \quad (26)$$

$$W_{sh1} = (1.2 - P_t) + \exp(B_t - B_{\max}) \quad (27)$$

$$W_{sh2} = \exp(B_{\max} \times 0.5 - B_t) \quad (28)$$

B_{max}　：炉内最高燃焼度
P_t　：ターゲット燃料の出力ピーキング係数
W_{sh1}　：取出燃料の重み係数
W_{sh2}　：シャフリング燃料の重み係数

スワッピング：最初に，絶対出力ピーキング係数を超える燃料又は出力ピーキング係数の関数である式（29）及び（31）から選定される燃料から，ARPSはスワッピング燃料（一方）を決定する。

次に，出力ピーキング係数の関数である式（30）及び（32）から選定された燃料を，ARPSはスワッピング燃料（他方）として決定する。

これにより，低い出力ピーキング係数の燃料と高い出力ピーキング係数の燃料がスワッピングされることとなる。

更に，炉心中央部の16体の燃料は，非常に熱的パラメータ（線出力密度，限界熱流束比）の感度が高いため，炉心管理者は，通常，90度回転対称燃料交換を実施している。そこで，ARPSには，上記の方法を絶対ルールとして取り込んでいる。

$$W_{sw1} \geq N_{ran} \quad (29)$$

$$W_{sw2} \geq N_{ran} \quad (30)$$

$$W_{sw1} = \exp\{-(P_{\max} - P_t)\} \times 5.0 \quad (31)$$

$$W_{sw2} = 1.2 - P_t \quad (32)$$

P_t　：ターゲット燃料の出力ピーキング係数
P_{max}　：炉内最大出力ピーキング係数
W_{sw1}　：スワッピング燃料（一方）の重み係数
W_{sw2}　：スワッピング燃料（他方）の重み係数

燃料燃焼度の計算ロジック：ARPSではBOC計算により炉心の適応度を評価している。そこで，サイクル末期においても燃料の炉内滞在日数制限及び燃焼度制限を満足しているのかを判断するために，サイクル末期の燃焼度予測を運転日数と図23に示す炉心内３領域ごとの燃焼度の平均伸長速度から近似的に算出している。

$$B_{EOC} = B_{BOC} + \Delta B_d \times D_o \quad (33)$$

B_{BOC}　：運転初期の燃焼度
B_{EOC}　：運転末期の燃焼度
ΔB_d　：各領域の燃焼度の平均伸長速度
D_o　：運転日数

（iii）最適化関数

GA及びSA処理された炉心パターンの優劣は，以下に示す最適化関数で評価される。この関数から大きな値が得られれば，最適な炉心が選定されること

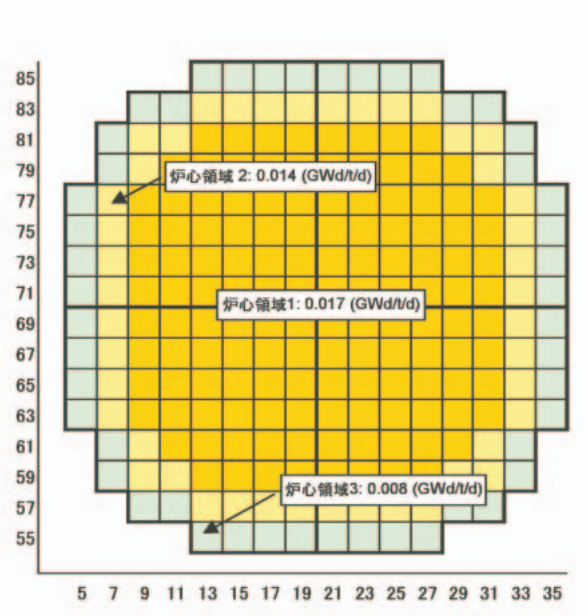


図23　炉心内３領域ごとの燃焼度の平均伸長速度

となる。この式は，実効増倍率，出力ピーキング係数，取出平均燃焼度，領域出力，MOX燃料装荷位置の関数である。最適な炉心の特性は，高い実効増倍率，低い出力ピーキング係数，高い取出平均燃焼度，フラットな領域出力ということになる。

$$E_{Optimization} = F_{effective} + F_{peak} + F_{burn} + F_{region} + F_{MOX} \quad (34)$$

$$F_{effective,peak,burn} = \frac{\Delta V \times C1_{effective,peak,burn} \times W_{effective,peak,burn}}{C2_{effective,peak,burn}} + 200.0 \quad (35)$$

$$F_{region} = \frac{-\left|P_{region} - 1\right|_{\max} \times 100 \times W_{region}}{100.0} + 200.0 \quad (36)$$

$$F_{MOX} = \frac{(10.6 - P_{MOX})}{100.0} \times W_{MOX} \quad (37)$$

$C1_{effective, peak, burn}$
：実効増倍率，出力ピーキング係数，取出平均燃焼度の係数１

$C2_{effective, peak, burn}$
：実効増倍率，出力ピーキング係数，取出平均燃焼度の係数２

$E_{optimization}$
：最適化関数

$F_{effective}$=
：実効増倍率の適応度関数

F_{peak} ：出力ピーキング係数の適応度関数

F_{burn} ：取出平均燃焼度の適応度関数

F_{region} ：領域出力の適応度関数

F_{MOX} ：MOX燃料装荷位置の適応度関数

P_{region} ：領域出力

P_{MOX} ：平均MOX燃料装荷位置

Δ_V ：目標値と計算値の差分

$W_{effective, peak, burn}$
：実効増倍率，出力ピーキング係数，取出平均燃焼度の重み係数

W_{region} ：領域出力の重み係数

W_{MOX} ：MOX燃料装荷位置重み係数

（iv）ARPSのグラフィカルユーザーインターフェイス（GUI）

図24に示すように，ARPSはGUIでの入力を基本とし，データ作成の負担を軽減させている。同様に，GUIで主要計算結果である実効増倍率，出力分布，取出平均燃焼度，領域出力，適応度等も表示可能である。更に，システムで探索された炉心パターンをGUI環境で表示可能である。

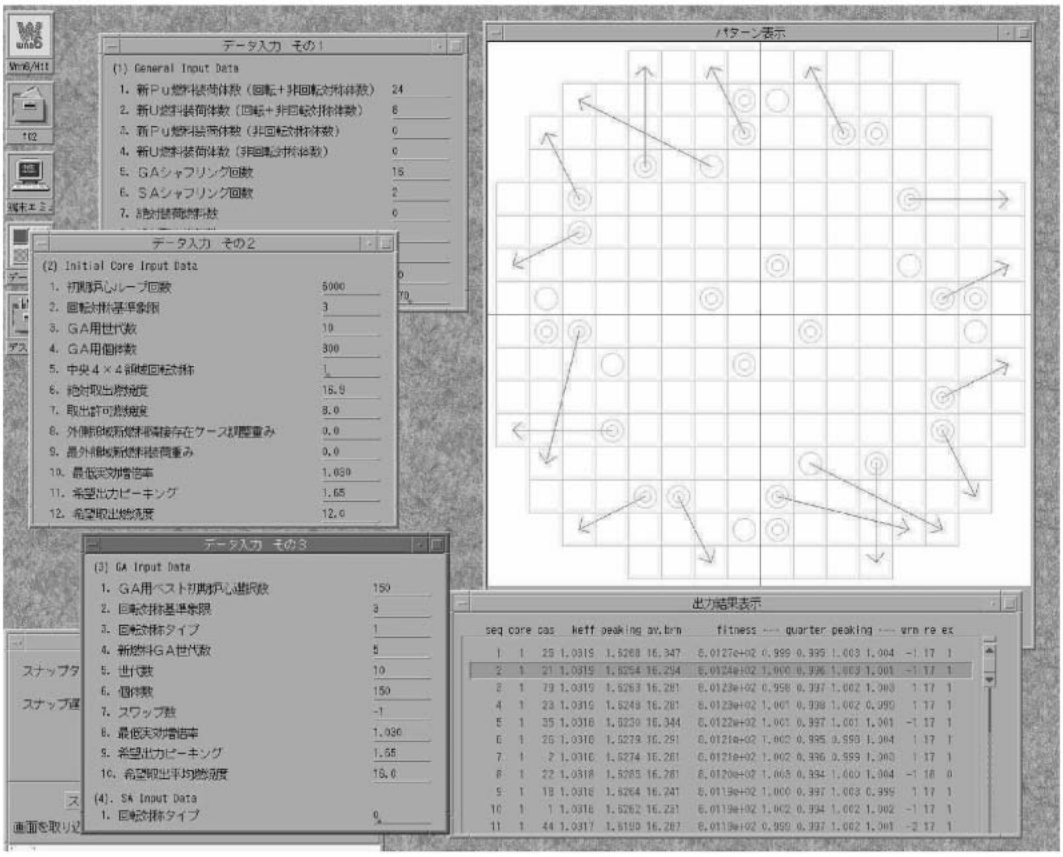


図24　ARPSによる燃料取替計画策定画面

4.3 ARPSを用いた長期燃料取替計画の評価

(1) 第26～30サイクルの長期燃料取替の計算条件

燃料取替計画では，単サイクルの最適化だけでなく，長期の燃料取替計画の最適化も考慮しなければならない。なぜなら，単サイクルの最適化が達成されたとしても，新燃料の装荷体数とシャフリング燃料体数は，数サイクル後に増加する可能性があるからである。

そのため，長期の燃料取替計画は，非常に重要となってくる。ARPSの性能の検証目的と長期の燃料取替計画の実証のために，ARPSによる燃料取替パターンと熟練炉心設計者が策定した燃料取替パターンを比較することとした。対象とする運転サイクルは，「ふげん」で既に運転された表３に示す条件の第26～30サイクルである。

まず，第26サイクルBOCからARPSにより燃料装荷パターンの探索を行い，求めた炉心についてPOLESTARにより燃焼計算を実施し，それをもとに次サイクルの燃料装荷パターンを策定することとした。POLESTARでの燃焼計算は，各運転サイクルごとにボロン濃度を0.3ppm打ち切りで計算を実施することとした。

(2) 第26～30サイクルの長期燃料取替計画におけるARPSの性能評価

第26～30サイクルの評価結果を表４及び図25に示す。上記の図表より，ARPSと熟練炉心管理者による検討結果は，同等であることを確認した。

- ARPSの全サイクルの燃焼度は，熟練炉心管理者の結果に比べて16.4日長かった。
- ARPSの取出平均燃焼度は，熟練炉心管理者に比べて0.01GWd/t少なかった。
- ARPSのシャフリング体数は，熟練炉心管理者

表３　燃料取替パターン実績（第26サイクル～第30サイクル）

運転サイクル	新燃料装荷体数		シャフリング燃料体数	運転期間	^{10}B濃度(ppm)	
	MOX	UO_2		(EFPD)	燃焼初期	燃焼末期
26	20	20	13	129.1	5.29	1.92
27	18	6	18	160.5	4.54	0.58
28	6	34	16	187.4	5.32	0.86
29	22	14	20	181.6	4.66	0.31
30	0	16	16＋4[(a)]	87.3	2.79	0.70

(a) スワッピング燃料体数

表４　熟練炉心管理者とARPSの長期燃料取替パターンの解析結果比較

運転サイクル	ARPSと熟練炉心管理者	運転期間	最大線出力密度 (MLHGR)	最小限界熱流束比 (MCHFR)	取出平均燃焼度	ループバランス (A loop/B loop)	シャッフリング及びスワッピング燃料体数	計算時間
		(EFPD)	(kW/ft)	(－)	(GWd/t)			(hour)
26	熟練炉心管理者	193.6	16.16	2.09	17.23	1.002／0.998	13	－
	ARPS	201.6	16.14	2.11	17.23	0.995／1.005	12	1.1
27	熟練炉心管理者	164.9	16.32	2.04	16.04	0.996／1.004	18	－
	ARPS	174.1	16.08	2.15	16.12	1.004／0.996	14	1.2
28	熟練炉心管理者	204.5	15.91	2.18	16.52	0.999／1.001	16	－
	ARPS	207.3	16.50	2.02	15.73	0.998／1.002	21	1.1
29	熟練炉心管理者	175.7	16.04	2.06	16.09	1.001／0.999	20	－
	ARPS	171.9	15.91	2.02	16.43	1.001／0.999	20	1.2
30	熟練炉心管理者	96.3	15.58	2.02	17.52	0.999／1.001	16＋4 (a)	－
	ARPS	96.5	15.58	2.02	17.83	0.999／1.001	16＋4 (a)	1.5
Total	熟練炉心管理者	835.0	－	－	16.68	－	83＋4 (a)	－
	ARPS	851.4	－	－	16.67	－	83＋4 (a)	6.1
熟練炉心管理者とARPSの解析結果の差分		＋16.4	－	－	－0.01	－	±0	－

(a) スワッピング燃料体数

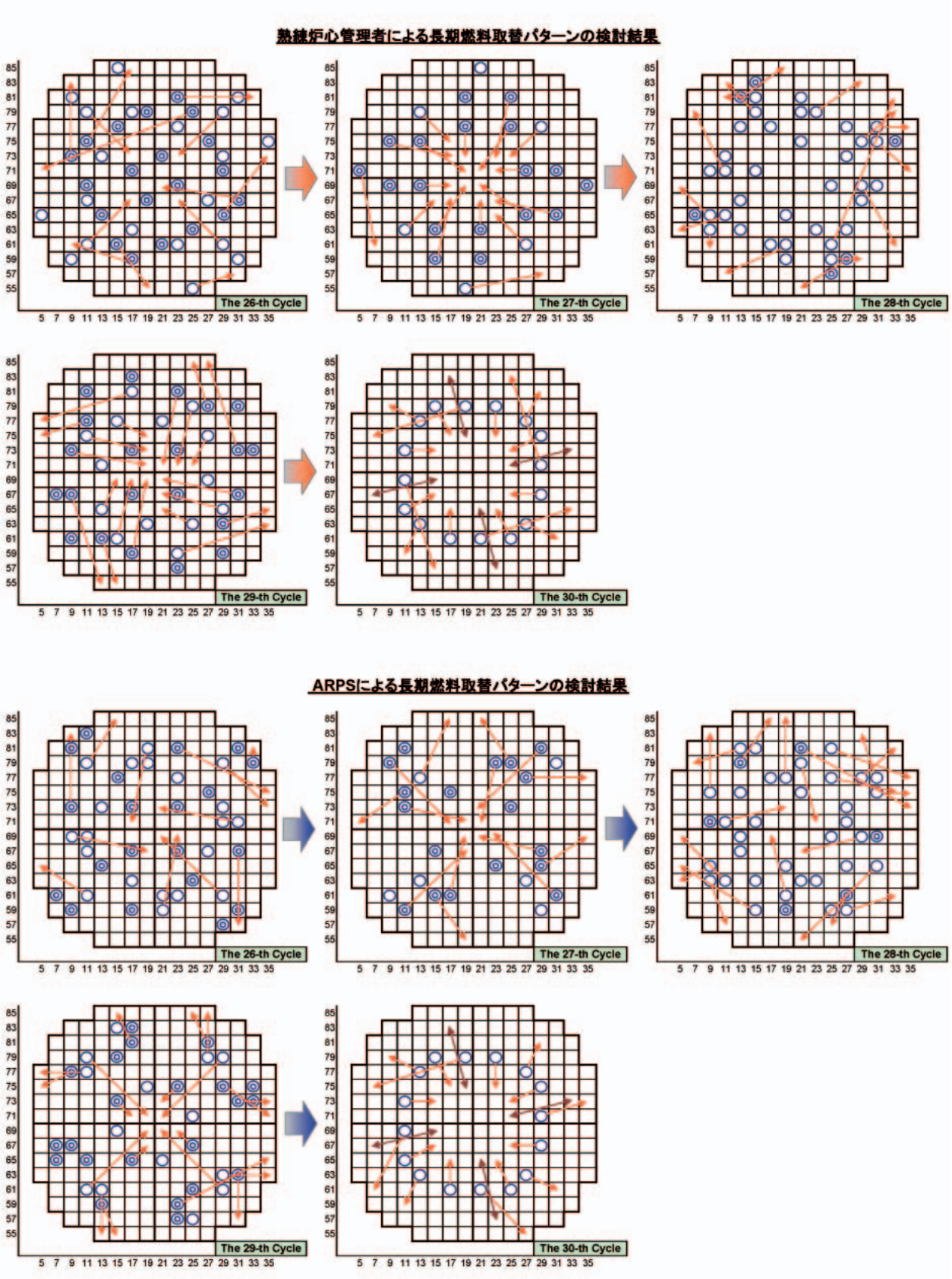


図25　熟練炉心管理者とARPSによる長期燃料取替パターンの検討結果比較

に等しい体数であった。
・ARPSの最小限界熱流束比及び最大線出力密度は熟練炉心管理者と同じく，許容範囲にあることを確認した。
・ARPSの計算所要時間は，単サイクル当り1.2時間であった。そのため，我々は燃料取替パターンを迅速に策定することが可能であり，実際の燃料取替計画にも適用可能であることを確認した。
・ARPSと熟練炉心管理者が作成した燃料装荷配置状態に大きな違いがないことが分かった。

4.4 まとめ

ARPSは熟練炉心管理者と同等の長期燃料取替計画を作成することが可能であることが分かった。つまり，ARPSはGA及びSAを用いることにより，局所解に陥ることなく，優れた炉心を構築することが可能であることが分かった。

ARPSの計算時間は，GUIを用いることにより，熟練炉心管理者よりも短時間に適応度の高い炉心を選定することが可能であることが分かった。そのため，炉心管理者の労力を，大幅に低減することが可能である。

上記の理由により，ARPSは実際の燃料取替計画に容易に適用可能であることを確認した。更に，この計算アルゴリズムは，炉心の燃料取替計画に適用可能であると考えられる。

5．おわりに

給水制御系ファジィ制御システムの開発では，1992年に給水制御系ファジィ制御システムを「ふげん」の給水制御系に導入した以降，2003年の運転終了までの起動停止において，順調に稼動し，プラントの信頼性向上を実証した。

燃料交換作業支援システムの開発では，オフラインシステムの開発を経て，オンラインシステムを開発し，1995年に実機の制御システムに適用した。その後2003年の運転終了までに約1,700体の燃料集合体を取扱い，運転員の負担軽減，燃料交換作業の安全性向上を図ることができた。

燃料取替計画自動作成システムの開発では，第26サイクル（1997年）から第30サイクル（2000年）の長期燃料取替計画における評価結果から，遺伝的アルゴリズムと焼きなまし法を用いることにより，局所解に陥ることがなく優れた炉心計画を作成することができ，炉心管理者の負担を大幅に低減することができた。

参考文献

1）H.Takahashi, K.Kishiwada, et al.：“Application of fuzzy algorithm for feed-water control system I in Fugen HWR”, IAEA Conf. on Man-Machine Interface in the Nuclear Industry（1998）
2）T.Iijima, Y.Nakajima, et al.：“Application of fuzzy logic control system for reactor feed-water control”, Fuzzy Sets and Systems, Vol.74（1995）
3）飯島　隆，中嶌　良昭，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，Vol.37, No.10, p.959（1995）
4）西村　弘，林　省一，他：“「ふげん」における燃料交換作業支援システムの開発”，動燃技報，No.83, p.19（1992）
5）西村　弘，山本　孝，他：“新型転換炉ふげん発電所燃料交換作業支援システム”，FAPIG, 第131号（1992）
6）K.Maeda, N.Sakurai, et al.：“The application of AI-Based Refueling Control System to FUGEN NPP”, ICONE-4, Vol.4（1996）
7）Y.Shiratori, T.Furubayashi, et al.：“Operating Eperience with MOX Fuel Loaded Heavy Water Reactor”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.30, No.1, p.78-88（1993）
8）白鳥　芳武，　松本　光雄，他：“「ふげん」炉心管理コード（POLESTAR）の精度評価”，動燃技報，No.78（1991.6）
9）石倉　重行，飯島　隆，他：“ふげん燃料取替計画自動策定システムの開発（切）～並列知的燃料取替プロトタイプシステムの作成～”，日本原子力学界「1997秋の大会」，E6, p.299（1997）
10）石倉　重行，飯島　隆，他：“ふげん燃料取替計画自動策定システムの開発（切）～全炉心モデルの導入～”，日本原子力学界「1998秋の大会」，F65, p.392（1998）

資料番号：20別冊ー9

技術報告

今後の廃止措置への取り組み

岸和田勝実　　北端　琢也　　清田　史功*
井口　幸弘*　　田尻　剛司*

敦賀本部　技術企画部
*敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所

Activities for the Fugen Decommissioning Project in the Future

Katsumi KISHIWADA　Takuya KITABATA　Shikou KIYOTA*
Yukihiro IGUCHI*　Tsuyoshi TAJIRI*

Planning Division, Tsuruga Head Office
*Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

新型転換炉ふげん発電所では，「新型転換炉ふげん発電所の運転終了後の事業の進め方について」に基づき，廃止措置に必要な技術開発を行うなどの準備を計画的に進めている。技術開発の目的は，「ふげん」の安全かつ合理的な廃止措置の実現に向けて，必要な技術を確立することにある。

廃止措置の技術開発は，固有技術（原子炉本体や重水系など「ふげん」固有の設備の解体技術）と既存技術の改良・高度化に分類される。特に前者については，精力的な技術開発が必要な分野であり，原子炉本体の解体手法の開発，重水系のトリチウムの除去手法の開発，エンジニアリング支援システムの開発などを実施している。

また，開発及び廃止措置の実施により得られた技術成果については，体系化を図り，積極的に公開することにより，将来の原子力施設の廃止措置に寄与することが必要である。このため，国内外の各機関との情報交換や技術開発の協力を行っている。

Based on the report titled Activities of Fugen NPS after permanent shutdown, Fugen has been preparing for the project, including necessary development of technologies.

The development of decommissioning for Fugen is divided into two areas. One area is development of unique technology for dismantling special components such as the reactor core and the heavy water system. Another area is improvement and enhancement of existing technologies. Especially, the former area requires effort and comprises development of the reactor dismantlement, tritium decontamination of heavy water system and engineering support systems.

Moreover, the technical results of technology development and decommissioning activity should be organized and opened to the public so that they can contribute to other decommissioning projects. For this purpose, information exchange and co-operation with domestic and international organizations are underway.

キーワード

ふげん，廃止措置，重水，トリチウム，原子炉解体，システムエンジニアリング

Fugen, Decommissioning, Heavy Water, Tritium, Reactor Dismantlement, Systems Engineering

岸和田勝実
次長
ふげん廃止措置計画に関する企画業務に従事

北端　琢也
技術主幹
ふげん廃止措置計画に関する企画・調整業務に従事

清田　史功
環境保全課長
ふげん廃止措置計画の策定・遂行全般に関する業務に従事

井口　幸弘
環境保全課
課長代理
原子炉本体解体技術，システムエンジニアリング技術等の廃止措置技術開発に従事

田尻　剛司
環境保全課
技術主幹
廃止措置の法規制に関する手続き業務，廃棄物処理，再利用技術の開発等に従事

１．はじめに

1995年８月のATR実証炉計画の中止決定後,「ふげん」について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利用していくことが適当であるとされた。しかし，1998年の動燃事業団から新法人への改組に当たって，新型転換炉開発については，その役割が終了しつつあることから基本的に撤退し,「ふげん」については５年後の2003年に運転を終了することが決定された。そして「ふげん」運転期間中にプルトニウム利用技術やプラント管理技術について，技術開発成果の集大成を行い，かつ圧力管型炉の運転管理技術の取得の場として活用するとともに,運転停止後の廃止措置を円滑に行うため,「ふげん」固有の廃止措置技術の開発，研究等を実施する旨の方針が示された。

これにより,「ふげん」では，廃止措置に向けた諸準備を進め[1)]，2002年３月20日に,「新型転換炉ふげん発電所の運転終了後の事業の進め方について」を取りまとめた。

要旨は以下のとおりである。

> 「ふげん」の運転終了後は,適切な準備期間（約10年間）の後，廃止措置に着手することとし，核燃料サイクル開発機構法に定められた以下の業務を着実に進めていく。
> ・廃止措置に必要となる技術の開発・研究
> ・施設の廃止措置
> ・廃棄物の処理・処分
> これらの業務を通して得られる知見や経験が今後の原子力施設の廃止措置においても有効に利用できるよう，関係機関と連携をとりつつ技術成果の公開と技術協力に努め，国内外に貢献していく。

なお,「ふげん」の運転は2003年３月29日をもって計画どおりに終了した。

２．位置付け

2.1　廃止措置の目的・意義及び基本方針

原子炉施設の廃止措置については，1982年の原子力開発利用長期計画において，①安全の確保を前提に地域社会との協調を図りつつ進めるべきであること，②敷地を原子力発電所用地として引き続き有効に利用することが重要であること，③運転終了後できるだけ早い時期に解体撤去すること，を原則とすることが示されており，この基本的な考え方に従って廃止措置の技術開発や具体化が進められてきた。国内においては，日本原子力研究所の動力試験炉（JPDR）の廃止措置が1996年に完了し，2000年には，日本原子力発電㈱の東海発電所（天然ウラン，黒鉛減速，炭酸ガス冷却式）が解体作業に着手している。また，国外においても重水炉を含めて，多くの原子力発電施設の廃止措置が進行している。

廃止措置に係る技術開発については，1997年に総合エネルギー調査会，原子力部会，原子炉廃止措置対策小委員会の報告書「商業用原子力発電施設の廃止措置に向けて」により,「解決しなければ廃止措置が実施できないような技術的問題はない」と結論付けられているが，一方において,「解体技術の高度化，合理的な放射性物質濃度測定技術の開発及び各々の技術を組み合わせたシステムエンジニアリング等の開発の推進により，一層合理的な廃止措置を実施することが可能であり，このための技術開発等の努力が引き続き行われるべきである。」とされている。

また,「ふげん」の廃止措置に関しては，2000年の原子力委員会，長期計画策定会議，第二分科会報告書に,「得られた成果については，ニーズに応じ，適切に技術移転を行っていくことが適当」と記載されている。

これらの状況を踏まえ,「新型転換炉ふげん発電所の運転終了後の事業の進め方について」では「ふげん」の廃止措置技術開発について，以下の目的・意義及び基本方針を定め実施することとしている。

(1) 目的

「ふげん」の安全かつ合理的な廃止措置の実現に向けて，必要な技術を確立する。

(2) 意義

開発された技術を「ふげん」に適用し，安全かつ合理的な廃止措置を実践すること。また，開発及び廃止措置の実施により得られた技術成果の体系化を図り，積極的に公開することにより，将来の原子力施設の廃止措置に寄与すること。

(3) 基本方針

・安全の確保
・既存技術の徹底活用による合理的な廃止措置
・発生廃棄物の低減など環境への負荷軽減
・情報公開の推進
・地域社会の理解と支援が得られる事業の推進

2.2　廃止措置の工程と研究開発の目標

「ふげん」の廃止措置は，商業炉における標準工程を考慮して，使用済燃料の搬出完了後に着手するものとし，その期間を活用して「ふげん」の廃止措置に必要となる固有技術の開発と既存技術の改良・高度化を行うことを計画している。廃止措置については，「実用発電用原子炉施設の廃止措置に係る安全確保及び安全規制の考え方について（総合資源エネルギー調査会，原子力安全・保安部会，廃止措置安全小委員会）2001年８月」に示されている「廃止措置の着手から30年以内を一応の目途」に完了することとし，安全確保を前提とした効率的な工程を検討していく。図１に，運転終了後の基本工程を示す。

以上を踏まえ，「ふげん」における技術開発の目標を，以下のように設定した。

(1) 安全な廃止措置技術の確立

「ふげん」の廃止措置準備から解体完了までを通して，公衆及び作業者に対しての安全を確保する。また，ALARAの考え方に基づき，作業者の放射線被ばくの低減を行うとともに，環境への放射性物質の放出についても可能な限り低減するなど安全性の向上を図る。

(2) 合理的な廃止措置技術の確立

廃止措置の技術開発を始め，全体として合理的な廃止措置を実現するため，最適な廃止措置手順を立案するシステムエンジニアリング技術を確立する。具体的には，現在10年以上と評価している原子炉本体の解体工期を短縮するとともに，全体の工数を削減し，結果としてコストの低減を図るものとする。

(3) 発生廃棄物量を低減する廃止措置技術の確立

環境への影響や処分コストを考慮し，約37万トンと推定している廃棄物量を極力低減するために，廃棄物の減容，資源の再利用のための取組みを積極的に進める。特に，放射性廃棄物については，処分区分の変更，クリアランス化，再利用など，技術の改良・高度化を行う。

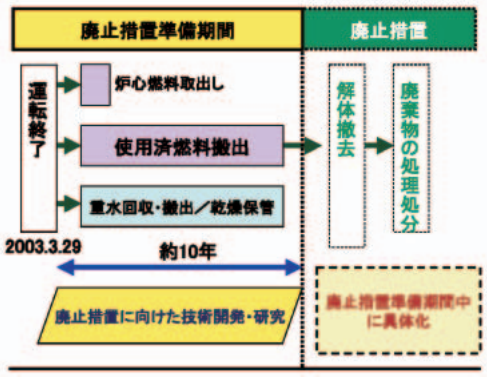


図１　「ふげん」運転終了後の基本工程

３．研究開発計画

3.1　技術開発に係る分野の概要

廃止措置技術開発の具体的項目については，既存の技術分野を参考として，９つの分野を選定した。図２及び表１に，技術開発の体系とまとめを示す。

これらの技術は，固有技術（原子炉本体や重水系など「ふげん」固有の設備の解体技術）の開発と，既存技術の改良・高度化が必要なものに分類される。大きく分けて，「重水・トリチウム関連技術」，「原子炉本体解体技術」，「解体計画の評価技術」の３項目は，固有技術として位置付けられ，精力的な技術開発が必要な分野である。

なお，表１には，各分野における技術開発の概要，課題・目標，ポイント及び目標設定との関係を示している。

3.2　技術開発に係る工程

技術開発については，廃止措置工程全体を考慮しながら，計画的に実施していく必要がある。そのため，「ふげん」の運転終了時を考慮して，放射能インベントリの測定や，エンジニアリング支援システムの開発などを進めるとともに，停止後に実施する重水の回収やトリチウム除去などの技術開発及び準備を進めていく。また，機器解体開始までには，固有設備の解体技術の開発，除染技術の高度化，金属廃棄物の処理や再利用をめざした調査・検討などを行う。さらに，建屋の解体までには，コンクリート廃棄物の処理や再利用に関する具体化，建屋の汚染確認技術の高度化などを行い，解体の実施に必要な技術を整備する。

また，日本原子力発電㈱東海発電所の廃止措置に関する進捗状況，内外の技術開発の進捗状況などを参考に，「ふげん」における廃止措置の計画的かつ合理的な技術開発を実施する。東海発電所で実証される技術，例えば遠隔解体技術などについては，その適用結果を検討し，「ふげん」に適用する際に必要な高度化のための開発を行う。さらに，最新の解体技術に関しては，開発動向に留意しつつ，「ふげん」の廃止措置工程を考慮しながら，採用を図っていく。

図３に，各項目の技術開発工程の概要を示す。

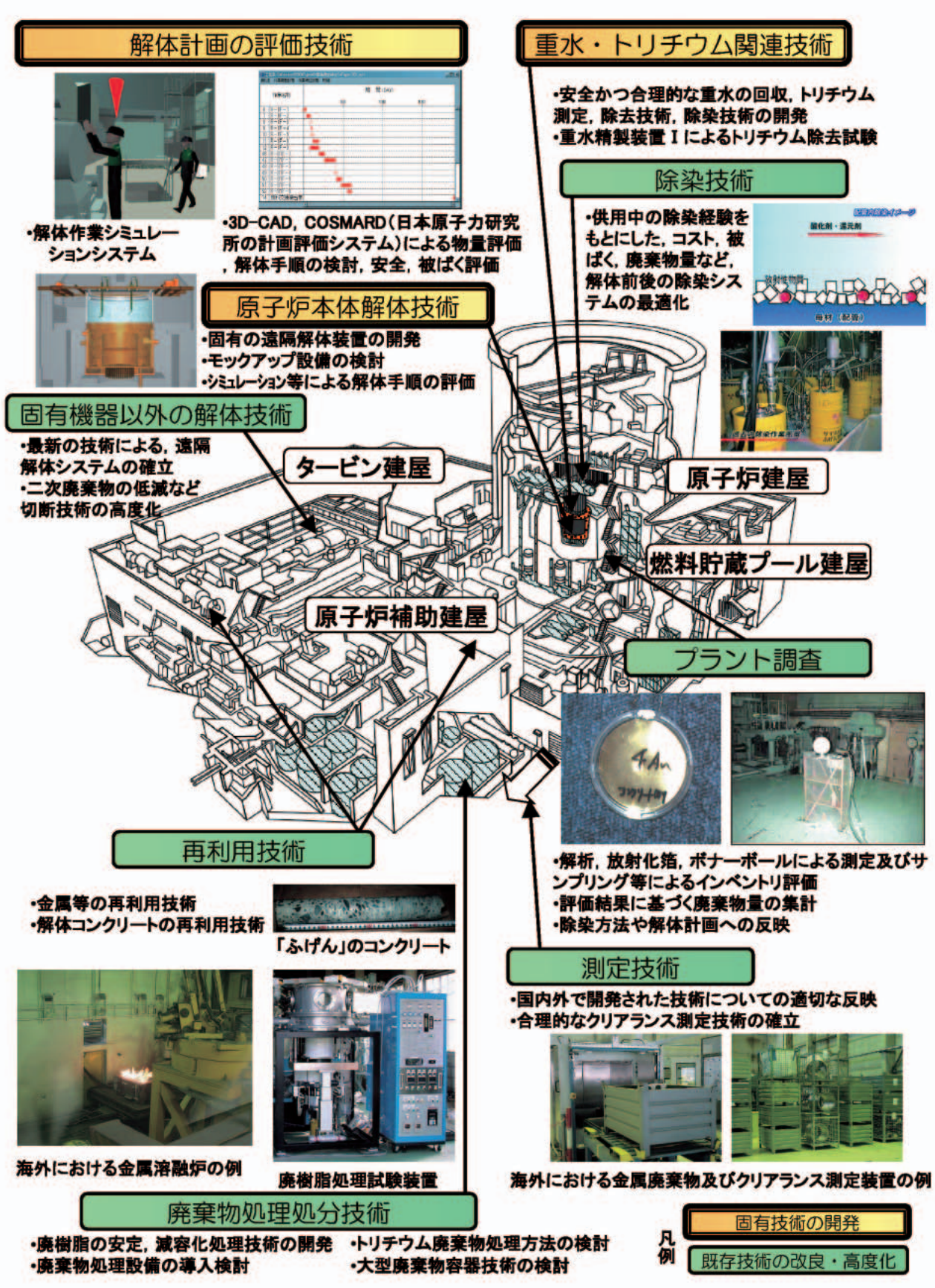


図２　「ふげん」における廃止措置技術開発の体系

表１ 「ふげん」廃止措置技術開発のまとめ

技術分野		技術分野の概要	技術課題・目標	開発のポイント	目標との関係		
					安全向上	コスト	廃棄物
固有技術の開発	重水・トリチウム関連技術	重水の系統抜出し 重水乾燥（トリチウム除去） 重水機器の解体技術	●安全かつ合理的な重水の回収 ●トリチウム除去による防護の軽減化，除染期間の短縮	重水精製装置Ｉを用いた試験によるデータ整備,除去性能確認	◎	○	○
	原子炉本体解体技術	カランドリアタンク，圧力管等の解体技術	●遠隔解体装置の開発，工法の最適化による工期の短縮，被ばく低減 ●解体時の安全評価データの取得，データベース化	コールドモックアップ試験の反映	○	◎	○
	解体計画の評価技術	システムエンジニアリング 解体手順・経済性・安全性評価,解体後のデータ評価等	●最新計算機技術による支援システムの確立と合理的な解体計画の策定 ●安全評価,被ばく評価に基づく安全な工程・手法の策定	VR-解体シミュレーションシステムの利用・反映	○	◎	○
既存技術の改良・高度化	プラント調査	汚染，放射化放射能インベントリ及び物量の評価	●実測と解析によるインベントリ評価，精度向上 ●除染方法や解体計画への反映，手法の合理化	評価技術の合理化	○	○	◎
	除染技術	解体前除染，解体後除染コンクリートの除染	●コスト，被ばく，廃棄物量等の最適化 ●解体後除染システムの最適化よる放射性廃棄物の低減	「ふげん」，軽水炉の除染実績の反映，改良 二次廃棄物の最小限化	○	○	◎
	固有機器外の解体技術	切断技術，遠隔解体技術	●最新解体技術の総合的な適用性確認，最適化（コスト低減，作業効率向上，廃棄物低減） ●二次廃棄物の低減	既存技術の適切な反映	○	◎	○
	廃棄物処理処分技術	廃棄物の減容,安定化,溶融廃棄体の製作等の技術	●合理的な処理プロセスのため技術の最適化 ●炉心解体物用廃棄物容器の設計・製作 ●金属の溶融技術の高度化	廃樹脂等運転中廃棄物の減容・安定化 再利用も考慮した処理	○	○	◎
	再利用技術	金属,コンクリートの再利用 金属の限定再利用技術	●クリアランス技術の実証 ●金属の再利用技術の実用化 ●コンクリートの再利用技術の実用	試験設備による，金属及びコンクリートの再利用技術開発と用途の具体化	○	○	◎
	測定技術	クリアランス測定技術 管理区域解除に係る測定技術	●国内外の技術の適切な反映 ●合理的な測定手法，測定時間の短縮	測定装置の運用及び改良・高度化	○	○	◎

※ 目標設定との関係度　◎：非常に大きい　○：大きい

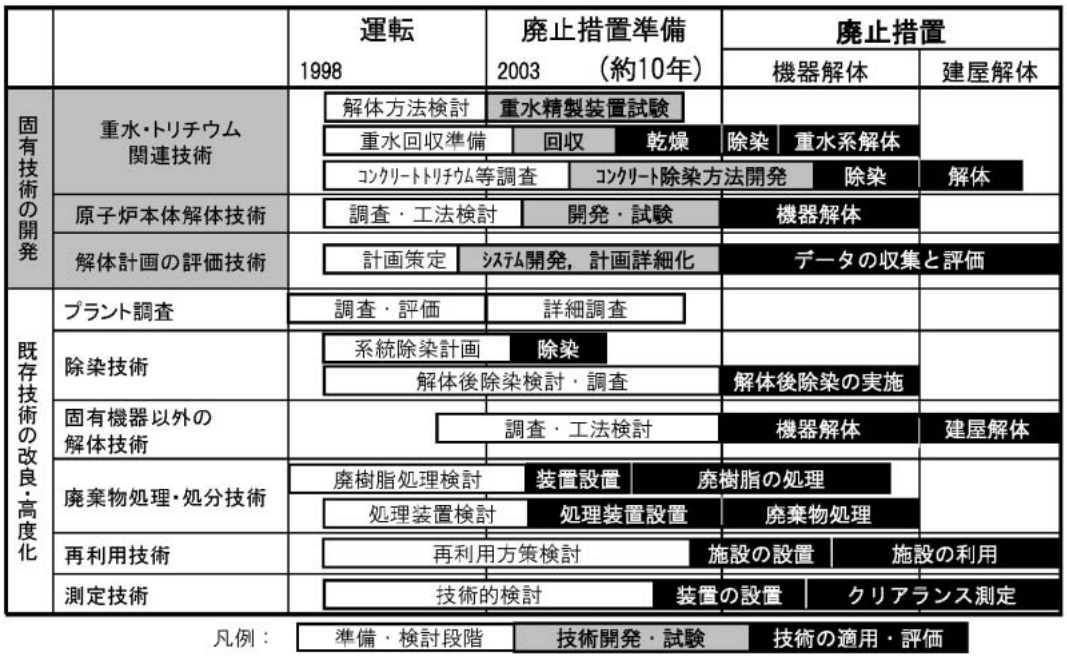


図３　廃止措置技術開発の概要工程

3.3 固有技術の開発

「ふげん」の廃止措置を実施するためには，固有の設備に関して必要な技術開発を実施し，準備期間に実際の解体開始に間に合うように準備を進める必要がある。この技術開発に際しては，JPDRの実績や国内外の重水炉の廃止措置技術動向を踏まえ実施する。

(1) 重水・トリチウム関連技術

「ふげん」固有の重水系設備の解体においては，トリチウムによる被ばくの低減と作業効率向上の観点から，原子炉本体を含む系統全体の重水を極力回収した後，機器，配管等に付着残留する重水（トリチウム含有）をできるだけ除去する必要がある。このため，諸外国の知見等を参照するとともに，「ふげん」所有の重水精製装置Ⅰを用いた試験を行い，重水の回収手法，複雑な形状の機器に残留する重水量の評価手法，トリチウム除去技術等を開発し，重水系設備からの重水回収，トリチウム除去を行う。その後の残留トリチウム濃度等を評価し，重水系機器の解体計画を具体化する。

また，構造材の腐食生成物除染技術，構造材中のトリチウム濃度測定技術等の改良・高度化を図っていく。

(2) 原子炉本体解体技術

「ふげん」の原子炉本体は，224本の圧力管（Zr-2.5%Nb）とカランドリア管（ジルカロイ－2），減速材である重水を貯留するカランドリアタンク（ステンレス鋼）等から構成されており，軽水炉に比べて構造が複雑である。また，炉心構造材は中性子による放射化が進んでいるため，遠隔・自動化による解体作業が必要となる。このため，原子炉本体を模擬したコールドモックアップ試験で，解体方法・手順を十分検討し，切断技術，遠隔解体技術，解体物の把持技術，自動化技術等について実用性等を評価する。また，開発した技術については，性能等を総合的に評価するとともに，安全評価用のデータも整備する。

(3) 解体計画の評価技術

圧力管型重水炉である「ふげん」の廃止措置計画の最適化を図るため，解体手順，工法，工程等の比較検討を行う必要がある。検討に当たっては，日本原子力研究所がJPDRの解体試験で開発したCOSMARD（Computer Systems for Planning and Management of Reactor Decommissioning）[2)]等の成果を反映し，作業量，被ばく線量，廃棄物量，コストの評価・最適化等，エンジニアリング全般を支援するシステムを構築する。

さらに，合理的な解体計画の策定，作業員の訓練，理解活動等に活用するために，VR（仮想現実）技術を用いた解体シミュレーションシステムを開発する。

3.4 既存技術の改良・高度化

軽水炉等を対象に開発されている技術分野に関しては，最適な技術の導入を図るとともに，「ふげん」へ適用するための実機向けの開発を行い，また，より効率的な廃止措置を目標として，必要に応じた改良・高度化のための開発を行う。

なお，これらの技術の進歩については，その動向を常に把握し，適切な適用が図れるように準備する。

(1) プラント調査

解体計画を具体化していくに当たって，炉心構造物や生体遮蔽コンクリート等が放射化して生成した放射性物質の濃度や機器・配管類に汚染として付着した放射性物質の濃度を評価しておくことが重要である。このため，「ふげん」の構造等の特徴を考慮して放射化評価手法や汚染評価手法を最適化する。

(2) 除染技術

放射性廃棄物の発生量低減を目的として，供用中の系統除染の知見，経験を考慮し，実機の調査等で得られたデータ等に基づき，除染システムの最適化を図る。

コンクリート除染についても，作業効率の向上，コスト低減等の観点から既存工法の改良・高度化を行う。

(3) 固有機器以外の解体技術

固有機器以外の解体技術については，これまでに開発された各種要素技術を基に，実機の調査等で得られたデータ等に基づき，コスト低減，作業効率向上，二次廃棄物発生量低減等の改良・高度化の調査・検討を行い，最適化を図る。

(4) 廃棄物処理処分技術

廃棄物の処理処分技術については，「ふげん」の廃棄物の性状等を踏まえて既存技術の改良・高度化を行い，対応する。

(5) 再利用技術

将来，解体で発生する廃棄物については，環境への負荷低減を目指し極力その発生を抑制すると

ともに，リサイクルのための技術開発について調査・検討を進めていく。

(6) 測定技術

廃止措置段階では，施設の解体撤去に伴って放射性物質濃度が比較的高いものから極めて低いものまで多種多様の解体物が発生する。これらを効率的かつ高精度で測定し適切に処理していくことが合理的な廃止措置を進めていく際に重要となる。

このため，これまでに開発された測定技術を，実機の調査等で得られるデータ等を基に改良・高度化し，廃止措置段階で導入する技術として最適化する。

４．現在までの技術開発状況

「ふげん」では，上記の方針に基づき，安全かつ効率的な「ふげん」の廃止措置を実施するため，プラントが運転中に調査を開始する必要があるもの，廃止措置計画策定に必要なもの，長期的な廃棄物処理計画を考慮して早期の着手が必要なもの等の技術開発を進めてきた。

以下，これまでに得られた代表的な成果について述べる。

4.1 プラント調査

放射能インベントリのデータは，廃止措置方式の決定，解体手順の立案，解体時の被ばく線量の推定，解体廃棄物の処理処分方法の決定，廃止措置費用の把握等のための基礎データとなる。

放射能評価には，中性子による放射化量の評価のほかに，腐食生成物による汚染量の評価がある。特に放射化量の評価は，原子炉の運転中に実施することが廃棄物量の評価を行うために経済的かつ合理的であることから，運転中に中性子束密度を測定し，解析結果との比較評価を実施した。

中性子束密度の解析には輸送計算コード（DOT-3.5）を使用し，放射化計算には放射化計算コード（ORIGEN）を使用した。これらの解析の妥当性を評価するために，プラント調査として，圧力管監視試験片の放射化量測定や放射化箔による中性子束密度測定，コンクリートの試料採取等を行った。

圧力管監視試験片は，特殊燃料集合体の中央部で照射されている。中性子照射量を詳細に計算するために，炉心計算コード（POLESTAR）で炉心全体の中性子束密度分布を求め，格子計算コード（WIMS-ATR）で試験片位置の中性子束密度を算出した。算出した中性子束密度及び材料データを使用して，放射化計算コードで放射化量を計算した。その結果，計算値と測定値は良く一致することを確認した。

また，鉄水遮へい体外側と生体遮へい体コンクリート内面との間には，約１m程度の隙間があるため，ホルダー型の小型の放射化箔を設置した。原子炉廻り以外の機器については，中性子束密度のレベルが低いことから，測定感度の高い大型金箔（直径46mm，厚さ0.1mm）を設置した。運転サイクル終了後，放射化箔を回収し，ゲルマニウム検出器で測定を行い，測定結果と計算結果を比較し，妥当であることを確認した。

これらの放射化箔の放射化量をもとに中性子束密度分布を評価した結果及び生体遮へい体コンクリートや主建屋の一部をコアボーリングによって採取し，その放射化量や汚染量を直接測定した結果から，格納容器内の機器，配管等の金属やコンクリート等について，炉心近傍等の一部分を除けば，殆どがクリアランスレベル以下に分類されるものと推定できた。

具体的には，全体重量約37万トンのうち，放射性廃棄物として処理処分が必要な廃棄物は約0．４万トンになるものと推定している[3)4)]。

4.2 解体計画の評価技術

廃止措置計画の策定にあたっては，最適化を図るシステムエンジニアリングが重要であり，このための計算機支援システムを開発している。

特に，原子炉施設のように膨大な物量の機器や構造物の解体については，事前の評価作業を効率的かつ精度よく実施するため，３次元形状（CAD）データ及び仮想現実（VR：Virtual Reality）・可視化技術を利用した，「ふげん」の廃止措置エンジニアリング支援システム（DEXUS）[5)6)]の構築を進めている。

具体的には，「ふげん」の建屋や機器のCADデータを作成するとともに，主要機器の重量，材質等の情報をデータベースとして整備した。

また，COSMARDを，日本原子力研究所との共同研究として「ふげん」に導入し，解体作業における，作業工数，被ばく線量，廃棄物の発生量，解体工程等を評価している。

さらに，VR技術を用いて，放射線環境下におけ

る人的作業のシミュレーションを行い，被ばく線量，作業工数を評価する解体作業のシミュレーションシステム（VRdose）[7]の開発を進めている。

これは，３次元CADデータを変換したVR空間上で，人間の動きとしての作業シナリオを作成し，同時に，作業空間内に線量当量率のデータを持たせることによって，作業時間及び被ばく線量を算出し，作業の妥当性を評価するものである。

4.3　廃棄物処理処分技術

「ふげん」の使用済みイオン交換樹脂の減容安定化処理のため，「減圧酸素プラズマ法」の開発を進めてきた。

減圧酸素プラズマ法は，樹脂等の有機物を酸素プラズマにより穏やかに減容安定化処理する技術であり，高い減容性能と排ガス発生及び二次廃棄物の発生が少ないことが特長である。

試験の結果，本方式は，高減容化が図れ，処分費用の低減化が期待できること，残渣中のEDTA，六価クロム等が検出限界濃度以下となること，残渣が粒状で各々独立していることにより，残渣の移送性，固化体の製作性が良好という結果が得られ，「ふげん」で発生する廃樹脂の減容安定化処理技術として有望であることを確認した[8]。

５．技術協力

「ふげん」の廃止措置に係る技術開発内容に関しては，外部の有識者から構成される「ふげん廃止措置技術専門委員会」を1999年12月に設置し，技術開発方針及び，各技術開発課題全般に関して審議をいただいている。

また，「ふげん」における経済的かつ合理的な廃止措置の実行，「ふげん」の廃止措置経験を円滑に反映する目的のために，社内はもとより，国内外の研究機関との具体的な技術協力を進めつつある。協力の内容としては，情報交換を始めとして，共同研究，共同開発，委託研究，技術開発の場の提供などがあり，相手先及び技術内容に応じた協力を実施していく。

具体的には，以下の技術協力を現在進めている。

①　日本原子力研究所

システムエンジニアリング技術を始めとした共同研究を実施するとともに，重水炉特有の廃止措置技術，廃棄物の処理技術などについての情報交換を行っている。

②　NUPEC：原子力発電技術機構

廃炉設備確証試験実施委員会の下で実用発電用原子炉廃炉設備確証試験が実施されており，必要な技術的成果を取り入れるとともに，技術の高度化のための連携を図っていくため，上記の実施委員会への委員参加等を行っている。

③　OECD/NEA：経済協力開発機構原子力機関

OECD/NEAの下，1985年に発足した廃止措置協力計画に，「ふげん」として2000年10月に加入した。ここでは，技術交換会議（TAG）及びサイト調査等を通じて，原子炉施設の廃止措置に関して有用な技術情報の交換を行っている。

④　ノルウェーエネルギー技術研究所（ハルデン炉計画）

合理的な解体計画の策定に資するため，システムエンジニアリング技術の一環としての仮想現実（VR）技術を用いた解体作業シミュレーションシステムの開発を連携して実施している。

６．廃止措置準備期間中の施設の安全確保

運転終了後，燃料搬出完了までの廃止措置準備期間中においても，原子炉施設としての安全を確保する必要がある。原子炉は既に停止状態にあることから，燃料を「冷やす」，放射性物質を「閉じ込める」ことが基本となり，このための設備の維持管理を継続することにより安全を確保する。

このため，運転を継続する施設については，従来と同様に原子炉等規制法に基づく定期点検，定期検査を行う。なお，運転終了に伴って機能維持の必要性がなくなった施設については，定期点検，定期検査等の維持管理は実施しない。

具体的には，原子炉からすべての燃料を使用済燃料貯蔵プールに取り出した後は，経済産業大臣の承認を受け，燃料を再度装荷できないようにする措置を採り，使用済燃料を貯蔵する機能，放射性廃棄物の処理，放射線管理等，原子炉の恒久停止後も必要な設備について維持管理を継続する。

７．成果の普及及び公開

将来の原子力施設の廃止措置への成果の反映を考慮し，一連の廃止措置に係る業務で得られる知見，実績データ等の情報を，体系的に集積，評価し，データベース化を図るとともに，基本方針に従い，技術開発成果を極力公開していく計画である。

成果の公開に関しては，報告書等を逐次作成するとともに，速報性や広報性を考慮して，リアルタイムで整理された情報にアクセスできるように，インターネット技術などを活用する。また，国内外の学会などで積極的に報告を行い，専門家の評価を広く受けるものとする。

８．今後の展開

以上のように,「ふげん」の廃止措置技術開発は,安全性を確保しつつ，コストミニマムな廃止措置の実現に資するため，合理的かつ計画的に進めていく。

特に，「ふげん」固有の重水･トリチウム関連技術，原子炉本体解体技術については，開発要素が多いため，必要な技術開発を着実に進めていく必要がある。

重水系設備の解体については，RI施設である重水精製装置Ⅰを用いた試験を実施し,重水の回収,トリチウムの除去などの基礎技術を蓄積し，原子炉施設本体への適用を図る。また，原子炉本体の解体については，高線量で，稠密かつ多種の材料からなる複雑な構造であることから，内外の事例を調査しつつ，モックアップ施設の設置や遠隔解体装置の開発が必要と考えられる。合理的な計画立案のため，システムエンジニアリング技術やシミュレーション技術を適用し，解体期間の短縮,費用の削減を図る。

さらに，既存技術の適用に関しては，国内外の動向を調査しつつ適切な技術を導入するとともに，必要に応じて実機への適用や改良・高度化のための技術開発を適切に実施していく。

参考文献

１）柳澤務:“「ふげん」の廃止措置への取り組み”，デコミッショニング技報，第21号，p2（2000）

２）S.Yanagihara, T.Sukegawa, et al.: “Development of Computer Systems for Planning and Management of Reactor Decommissioning”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.38, No.3, p193-202（2001）.

３）白鳥芳武，川越慎司，他:“ふげん発電所の廃止措置のための放射化量評価”，サイクル機構技報，No.16，p63（2002）

４）Y. Shiratori, S.Kawagoe et al.: “Radiation Activity Evaluation for Decommissioning for Fugen Nuclear Power Station”, ICONE11-36191,（2003）

５）井口幸弘，兼平宜紀，他:“廃止措置エンジニアリング支援システムの構築”，サイクル機構技報，No.10，p59（2001）

６）Y.Iguchi, M.Sekiguchi et al.: “Development of a Decommissioning Engineering Support System of the Fugen NPS”, ICONE11-36270（2003）

７）井口幸弘：“VR技術を用いた解体作業シミュレーションシステム”，先端原子力ア・ラ・カルト，p33（2002）

８）G.Katagiri, K.Shimizu et al.: “Volume Reduction Technique for Ion Exchange Resin Using Non-Thermal Inductively Coupled Plasma”, ICEM’99（1999）

９）核燃料サイクル開発機構研究開発課題評価委員会（廃棄物処理処分課題評価委員会）:“平成14年度研究開発課題評価（中間評価）報告書　課題評価「ふげん」廃止措置技術開発”，TN1440 2002-008（2002）

20号別冊 用語集

A安

大洗工学センターの新型転換炉（ATR）安全性試験施設の略を表す。新型転換炉の炉心特性，安全性，部品機器など原子炉の重要項目に対する実規模の研究開発試験施設である。

AECL

カナダ原子力公社（Atomic Energy of Canada Limited）の略を表す。

A-BWR

改良型沸騰水型原子炉（Advanced Boiling Water Reactor）の略を表す。ABWRは内蔵型気水分離器の採用，多重の非常用炉心冷却系などに多くの改良が成され，原子炉冷却材再循環方式として，ポンプを原子炉圧力容器に内蔵したインターナルポンプ方式を採用している。

CANDU炉

カナダが開発した中性子を減速するのに常圧の重水（D_2O）を用い，加圧した重水で冷却する原子炉。一次冷却系に軽水を使う形もある。この原子炉の特徴は天然ウランを燃料として使うことができ，濃縮ウランが必要ない。

CTL

大洗工学センターの部品機器開発室のComponent Test Loopの略を表す。新型転換炉（ATR）の燃料集合体，圧力管集合体，シールプラグ等の炉外耐久試験施設である。実機炉心を構成する圧力管集合体に流れる冷却水の流動条件を模擬し，実機に使用する炉心構成機器と全く同一の材料・寸法の供試体を用いた炉外試験が可能である。

DCA

大洗工学センターにある重水臨界実験装置（Deuterium Critical Assembly）の略称を表す。新型転換炉（ATR）の核特性を解明し，核設計に反映する実験データを取得してきた。炉心の熱出力は最大１kWである。

FPガス

ウラン，プルトニウム等の核分裂反応により生成される元素のうち，クリプトン（Kr），キセノン（Xe）の希ガス成分をいう。ガス状であるため，燃料棒内圧を増加させる要因となる。

HTL

大洗工学センターの大型熱ループ試験施設Heating Test Loopの略を表す。新型転換炉（ATR）の熱設計の限界値の一つが限界熱流束であり，HTLでは燃料設計の進展に応じて試作した模擬燃料についてバーンアウト実験を行い，ふげんの設計，安全性を確認した。

INFCE

国際核燃料サイクル評価会議（International Nuclear Fuel Cycle Evaluation）の略称を表す。原子力の平和利用と核不拡散とを両立する方策を探るため，米国のカーター大統領の提唱により，1977年10月から２年余りにわたって開催された。IAEAの保障措置を基幹とすることで，核燃料サイクルの進展による核拡散のリスクは十分に抑制可能であると結論された。

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。

PCI

Pellet Clad Interactionの略を表す。燃料のペレットと被覆管の相互作用が起こること。ペレットが高燃焼度になったり，急激な出力上昇を行ったときに起こる。

PID制御

比例(proportion),積分(integral),微分(differential)動作を組み合わせた制御をいう。広くプロセスの状態量の制御に使用される。

SGHWR

イギリスで開発された重水減速沸騰軽水冷却圧力管型の原子炉（Steam Generating Heavy Water Reactor）を表す。UKAEAのウィンフィリス研究所に設置された。新型転換炉と類似した炉型であり,「ふげん」用燃料開発のための照射試験も実施された。

SCC

SCCは応力腐食割れ(Stress Corrosion Cracking）と呼ばれるもので，材料に生じる引張り応力と腐食環境の相互作用で，材料にき裂が発生し，その亀裂が時間と共に進展する現象のこと。

TIG溶接法

TIGはTungsten Inert Gasの略を表す。TIG溶接法とは，タングステン電極によるアークを用い，不活性ガス雰囲気中で行う溶接法のことを指す。

UKAEA

英国原子力公社(The United Kingdom Atomic Energy Authority）の略称を表す。

Ⅵ型混合機

Ⅵ型混合機は，二つの円筒をＶ字型に組み合わせ，さらにＶ字の下にも円筒を組み合わせた，いわゆるＹ字型の混合機で，回転によって内部の粉末は集合と分離が繰り返されることで粉末の混合が行われる。

亜鉛注入技術

原子炉冷却水中に亜鉛イオンを注入することにより，放射性物質の配管への付着を抑制して，作業環境の放射線線量率を低く維持（被ばく低減）する技術のこと。

圧力管（集合体）

圧力管集合体は内部に燃料及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及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。

圧力損失

流体の流れの経路において，流路の摩擦等により流体の圧力が減少する現象をいう。

アメリシウム（Am）

原子番号95の核種を表す。^{239}Puに中性子を照射すると，^{241}Puが生成，これが半減期約14.4年でβ壊変することにより^{241}Amが得られる。^{241}Amは半減期は433年で，安定同位体は存在しない。発見地のアメリカにちなんで名付けられた。^{241}Amの中性子吸収断面積は^{10}Bに匹敵する。MOX燃料集合体中の^{241}Amに起因する炉心特性への影響は，再処理から燃料装荷までの遅れ時間または原子炉停止期間における「^{241}Puの崩壊＋中性子吸収物質^{241}Amの蓄積」による反応度低下として現れ，プルトニウム利用において考慮しなければならない点の一つである。

ウラン濃縮

天然ウラン中に^{235}Uは約0.7%しか含まれていないため軽水炉において効率よく核分裂を継続させるためには^{235}Uの割合を３～５%にまで高める必要がある。この^{235}Uの割合を高めることをウラン濃縮といい,割合をウラン濃縮度という。

遠心分離法

遠心分離法は超高速で回転する円筒の中に，ガス状の六フッ化ウランを流し，遠心力によって筒の外側には重い^{238}Uを，内側には^{235}Uを集める方法をいう。

回収ウラン

使用済核燃料を再処理することにより，回収されたウランをいう。軽水炉の場合，使用済燃料中の^{235}Uの比率は約１％程度である。

解体核兵器処分計画

米露の解体核兵器から発生するプルトニウムの処理処分に関するオプションとしてカナダから提案されているCANDU炉を用いた処理処分方策（CANDUオプション）をいう。

核加熱試験

炉心に装荷された燃料の核分裂エネルギーにより冷却材を昇温する試験のこと。

核燃料サイクル

核燃料サイクルとは，燃料（ウラン，プルトニウム）が精錬→転換→濃縮→再転換→加工→発電→再処理（回収ウランやプルトニウムの再利用）の輪となることをいう。

核分裂性プルトニウム

中性子を吸収し，核分裂しやすいプルトニウムの同位体（^{239}Pu，^{241}Pu）をいう。

ガドリニア入り燃料

ウラン酸化物（UO_2）の中に一定割合のガドリニア（Gd_2O_3）を混入させた燃料。ガドリニアは原子番号64の元素であるガドリニウムの酸化物であり，熱中性子吸収断面積が大きく，この中性子吸収能力を利用し，軽水炉等において照射初期の反応度抑制等に利用される。

カランドリア

カランドリアは，広くは多岐管形の加熱体のことをいう。特に圧力管型重水炉においては，内部に流体の導管あるいは流通チャンネルを設けて，これを通る高圧の冷却材が周囲を満たした重水の減速材と分離するようにした密閉型の原子炉容器をいう。

ギャップ熱伝達率

ペレットと被覆管の隙間（ギャップ）における熱の伝わり易さの指標を表す。金属等に比べて気体は熱を伝え難く，このギャップ部で比較的大きな温度差が生じる。また，この熱伝達率を向上させるために，ヘリウム（He）ガスを製造時に封入する。

局所ピーキング係数

燃料集合体の断面の平均線出力に対する特定の燃料棒の線出力の比(LPF:Local Peaking Factor）を表す。三層構造を有する新型転換炉燃料では，その集合体内出力分布を各層毎の局所出力ピーキング係数で評価する場合が多い。

キレート

有機系のアミノカルボン酸塩を総称してキレート（キレート化合物）という。語源はギリシア語でハサミ状化合物のこと。二座以上の多座配位子が配意した化合物で金属をはさむ形となる。

クラッド

原子炉冷却材中の難溶解性物質であって，主として器壁の腐食から生じるもの。腐食生成物ともいう。

クリアランスレベル

人は，常に自然界からの放射線を受けており，日常生活における自然界の放射線やリスクとの関連を念頭におけば，ある固体状物質に含

まれる微量の放射性物質に起因する線量が，自然界の放射線レベルに比較して十分小さく，また，人の健康に対するリスクが無視できるものであるならば，当該物質を「放射性物質として扱う必要がない」と考えられる。

このような考え方で，「放射性物質として扱う必要がない物」を区分するレベルは「クリアランスレベル」と呼ばれている。クリアランスレベルは，我が国では，近年，廃棄物の埋設処分や原子炉施設の廃止措置に関する計画が進んでいることから，原子力の研究，開発及び利用に伴い発生する廃棄物等の安全かつ合理的な処理，処分及び再利用を可能とするため，クリアランスレベルを用いて「放射性物質として扱う必要がない物」を早期に制度化することが期待されている。

クリープ歪み

高温で金属材料に荷重がかかると，時間の変化に伴って除々に塑性変形する現象をいい，これによる歪みをクリープ歪みという。

グローブボックス

放射性物質を取り扱うための機密性の箱でステンレス製の枠に主としてアクリル板がはめ込まれており，内部の視界を保つようにしている。このアクリル板にはグローブが取り付けられており，これを介してグローブボックス内の作業が行なえるようになっている。また放射性物質が外部に漏れるのを防ぐため，グローブボックスの内部は負圧に保たれている。

減圧酸素プラズマ法

高周波コイルで発生する誘導電磁界の作用で酸素プラズマを発生させ，廃樹脂を炭酸ガスや水等に分解する方法をいう。

限界熱流束

沸騰状態の伝熱面での熱流束（単位時間当たりに単位面積を通過する熱の流れ）が大きくなると沸騰形態が核沸騰から膜沸騰に移る境界がある。この境界での熱流束を限界熱流束（CHF：Critical Heat Flux）（バーンアウト熱流束）という。

原子力開発利用長期計画（原子力長計）

「原子力の研究，開発及び利用に関する長期計画」の略を表す。この長期計画は原子力委員会がおおむね５年ごとに定め，原子力開発利用を国民の理解と協力の下に計画的かつ総合的に遂行していくための長期的指針となる。

減速材

^{235}U等の核分裂は，エネルギーの低い（速度が相対的に遅い）中性子により起き易くなるため，核分裂によって発生したエネルギーの高い中性子（高速中性子）を水素，重水素等の軽い原子に衝突させて，速度を落とす必要がある。この中性子の速度を遅くする物質を減速材という。軽水炉では水を用い，「ふげん」では中性子経済向上のため重水を用いている。

減損ウラン

原子炉で一部燃焼し，ウラン中の^{235}Uの存在比が燃焼前のものより低くなったウランをいう。

格子計算コード

核特性を解析する計算コードのうち，燃料棒や燃料集合体について格子配列等の規則的な体系を対象としたもの。燃料集合体の核断面積の特性等を計算する。

再循環ポンプ

再循環ポンプは，燃料要素と冷却材の間の伝熱を効果的にするために，冷却材を強制循環させるポンプをいう。「ふげん」の場合，各ループにそれぞれ２台，合計４台備えられている。

最小臨界

原子炉の条件で連鎖反応を実現するために必要な最小の燃料量をいう。原子炉に燃料を装荷し，最も少ない燃料集合体数で核分裂の連鎖反応を達成し得ること。「ふげん」では，1978年３月20日にMOX燃料22体の装荷で臨界を達成した。

シールプラグ

シールプラグは，燃料体を圧力管集合体の下部から遠隔操作で出入するために圧力管集合体の下端部に設けられた閉止栓。原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し，着脱は燃料交換機で遠隔操作される。

シールの方法は，原子炉冷却水の圧力がシールプラグの半球形のドームに作用し，そのドームがシールエレメント（チタン合金）を押し拡げて圧力管と密着するセルフシール構造を採用している。

システムエンジニアリング

一般に，工学的なプロジェクトを遂行する場合に，最適な結果を得るため，適切な要素技術を組み合わせて最適化を行うアプローチをいう。廃止措置に関しては，総合エネルギー調査会原子力部会（資源エネルギー庁）の1997年１月に提出した報告書では，「原子力発電所の廃止措置に関しては，解体の方法や安全確保の方法を論じる段階を過ぎ，適切に技術を組み合わせ，いかに合理的に廃止措置を実施するかというシステムエンジニアリングを論じる段階になった」と述べられている。

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。

重水ダンプ

原子炉の安全性を確保する観点から原子炉停止系を多重にしており，１つはどの発電所でも制御棒を挿入して停止させるシステムとしている。

２つ目の停止系としては，PWR・BWRでは炉内に濃いホウ酸水を注入し，中性子を吸収させ原子炉を停止させるシステムとしている。「ふげん」ではATR特有の重水を活かし，炉心タンクより減速材である重水を抜く（ダンプさせる）ことにより高速中性子の減速を抑制し原子炉を未臨界にするシステムとしている。

重水リサイクル技術

原子炉級重水（重水濃度99.7%以上）に軽水が混入し濃度が低下した劣化重水を精製（再濃縮）し，再利用する技術のこと。

主蒸気隔離弁

主蒸気管に設置され格納容器バウンダリを形成する隔離機能を持つ弁のこと。

（主蒸気）逃がし安全弁

主蒸気管又は蒸気ドラムに設置されている安全弁である。圧力センサの信号等により強制開放する逃し機能とその後備機能として蒸気圧力が弁の設定圧力以上になった時に作動する安全弁機能をもつ弁のこと。

出力急昇試験

制御棒の異常引き抜き等によって出力が上昇する異常な過渡変化における挙動を明確にするため，試験炉において通常に比べて高い出力まで急激に上昇させる試験。出力ランプ試験とも言い，温度が高くなったペレットの熱膨張等のため，ペレットが被覆管を押し広げ，破損に至るしきい値を調べるために行なう。

照射挙動

燃料が原子炉内で中性子の照射を受けて，出力を出すことに伴って生じる振る舞いのことをいう。代表的なものとして燃料棒の伸び，FPガスの放出，被覆管腐食（酸化）等がある。

照射後試験

原子炉において中性子照射された燃料等の照射による影響を調べるための試験（PIE：Post Irradiation Examination）を表す。外観観察，寸法測定等の非破壊試験と燃料棒を切断して行なう破壊試験に大別される。また照射済み燃料は高い放射線強度を有するために，通常ホットセルと呼ばれる重遮蔽構造を有する施設内で試験が行われる。

使用済燃料のせん断

溶媒抽出法による湿式再処理法では，使用済燃料を硝酸に溶解して溶液とする必要があるため，まず前処理の工程として，燃料集合体を被覆材と燃料とをあわせて同時に機械的にせん断する。（機械的処理工程ともよばれる）

使用済燃料の溶解

燃料被覆材と燃料からなるせん断片のうち，燃料部分だけを硝酸により溶解する工程のこと。

ジルコニウムニオブ合金

ジルコニウム合金にニオブを混合したものであり，耐腐食性に優れている。

ジルコニウムライナ付被覆管

ジルカロイは軽水炉や「ふげん」の燃料の被覆材として使用しているジルコニウム合金。必要な機械的強度，耐食性を有すると共に熱中性子を吸収し難い特徴がある。ジルコニウムライナ付被覆管はペレットと被覆管の機械的相互作用に伴う破損を防止するため，ペレットとの緩衝効果を有する約0.1mm程度のジルコニウムを内張りしたジルカロイ製被覆管をいう。

スペーサ

燃料棒同士が接触しないように間隔をとるための金属製の部品を表す。燃料棒は１本ずつリング素子と呼ばれる円筒型の薄肉板で保持され，これらは全体で円筒型の構造を持つ。

制御棒パターン形成

制御棒パターン形成は，運転中に制御棒の挿入状態を前もって定めた状態にすることをいう。炉心内の出力分布は，制御棒の挿入状態によって大きく影響を受ける。そのため，炉心内の燃料が均一に燃焼するように運転時の制御棒挿入状態を前もって定めておき，起動後，その制御棒パターンを形成する。

セグメント燃料

セグメントは分節の意味があり，短尺燃料棒をつなげた燃料のこと。「ふげん」では２体のセグメント燃料を使用し，ベース照射後に照射試験炉で出力急昇試験等を実施した。

設備利用率

プラントが有効に運用されていることを評価する目的として利用される数値をいう。
設備利用率(%)＝(対象期間中の実績発電電力量×100%)/(定格発電電力量×対象期間(h))

疎水性白金触媒

軽水が混合して劣化した重水を原子炉級重水に精製する重水精製装置のために開発した触媒を表す。疎水性とすることで白金粒子担体に水が付かないようにし，水素が水に邪魔されることなく白金に近づき，同位体交換反応を継続して起こさせるようにしたもの。

チェルノブイリ型炉

旧ソ連時代に開発された原子炉「黒鉛減速軽

水冷却炉」で，一般に「旧ソ連製RBMK炉」とも呼ばれる。当初はプルトニウムを生産するための炉として開発された。

抽出器

溶解抽出工程において，溶媒と溶液を効率的に接触・分離するための反応装置のこと。

停止余裕

原子炉停止時の未臨界度を表す。「ふげん」では最大の反応度価値をもつ制御棒１本が未挿入で，その他の制御棒が完全に挿入されている状態で１％以上の停止余裕を有する設計としている。

デコミッショニング

使命を終えた原子力施設を廃止する措置をデコミッショニングと呼ぶ。

動燃（事業団）

核燃料サイクル開発機構の前身である。動力炉・核燃料開発事業団の略称を表す。

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12.3年でエネルギー18.6keVの非常に弱いβ線のみを放出する。「ふげん」では重水を減速材に使用しており，重水を構成する重水素が中性子を吸収してトリチウムを生成する。

トリチウム防護服

トリチウム作業環境下で使用する防護服を表す。ネオプレーンゴムを使用したウェットスーツタイプの防護服で，空気供給型のエアラインマスクと組み合わせて使用する。防護係数は50程度である。

日米原子力協定

1968年２月26日に署名された原子力の平和的利用に関する協力のための日本国政府とアメリカ合衆国政府との間の協定をいう。

熱的制限値

原子炉運転上の制限値のひとつで燃料の健全性を確保するための最大線出力密度（MLHGR），最小限界熱流束比（MCHFR）等の制限値をいう。

燃焼度

ウラン，プルトニウム等の核物質重量あたりに累積して発生した熱量を表す。単位重量あたりの核分裂の累積数にほぼ比例する。単位はMWd/t又はGWd/tである。

燃料取替計画

反応度の低下した燃料を新燃料又は反応度の高い燃料と交換する。「ふげん」では運転サイクルを約６ヵ月としており，その運転期間に応じて燃料の熱的制限を満足するよう新燃料やシャフリング燃料の炉心配置を計画している。

燃料破損（燃料漏えい）

燃料集合体の一部から微少な放射性物質が漏れることを表す。一般的な原因としては，製造時の欠陥や燃料取扱い時にできた外傷，配管の腐食により発生した異物による摩耗などが考えられる。

ノジュラー腐食

沸騰水型原子炉のジルカロイ被覆管で典型的に見られる酸化形態であり，均質な酸化膜に対して塊状（ノジュラー）に形成されることから区別される。

バーチャルリアリティ（仮想現実）

CG（コンピュータ・グラフィックス）などを

使って，実際には存在しない空間を創り出す技術。この仮想空間の中で，いろいろなことを疑似体験できる。

バイオアッセイ法

尿，糞などの排泄物中の放射性物質の核種，量を測定することにより，体内の放射性物質の核種，量を評価する方法をバイオアッセイ法という。「ふげん」においては，尿中のトリチウム濃度を測定することにより体内水分中のトリチウム含有量を求め，被ばく線量を算出している。これは，体内に摂取されたトリチウムが比較的短時間のうちに全体内水分に均一に分布し，尿中トリチウム濃度と体内水のトリチウム濃度とが同じレベルになることを利用したものである。

廃止措置協力計画

技術情報と経験を相互に交換しあい，デコミッショニング技術の向上や計画の円滑化に役立てることを目的として，OECD/NEA1985年９月に締結されたプログラムを表す。正式名称は，「原子力施設廃止措置プロジェクトに関する科学技術情報交換協力計画協定」日本からは原子力研究所のJPDR，再処理特別研究棟解体計画，原子力発電株式会社の東海発電所及び「ふげん」が参加プロジェクトとして登録されている。

パルスフィルタ

燃料溶解後，溶解液中の不溶解性物質を除去するためのろ過装置のこと。

ハルデン炉計画

OECD/NEA（本部パリ）下に，「ハルデン原子炉プロジェクト（OECD Halden Reactor Project）」として，1958年に設立され，ノルウェー国ハルデンに作られたハルデン炉を使用した原子炉計装と燃料に関する国際協力計画を表す。わが国では日本原子力研究所（原研）を国の窓口として1967年に同計画に加盟，以後今日まで30年に亘って国際協力が継続されている。ハルデン炉計画からの研究情報は，わが国における軽水型発電炉の計装と燃料の信頼性および安全性に関する研究，安全審査時の判断基準に必要なデータベースの構築等に資され，国・民間を問わずハルデン炉計画の成果がわが国の原子力安全性研究に大いに活用されている。

ハンディクーラー

空気中トリチウム濃度を測定するため，空気中の水分を冷却凝縮法により捕集するための持ち運び可能な冷却装置。比較的短時間（20分程度）で測定に必要な水分を捕集することができ，高感度（～10^5Bq/cm^3）の測定が可能なため，作業管理等に広範囲に使用されている。

ファジィ制御

ファジィ制御は，1965年米国カリフォルニア大学のZadeh教授が提案したファジィ集合論を基にした制御方式を表す。これは，熟練者や専門家が持っている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）をファジィ集合論を用いて制御規則化し，それらの規則に基づいて制御量を推論することにより制御を行うものである。このためファジィ制御は，非線形性が強く特性が複雑で，制御対象のモデルが数式で表現することが困難な系統の制御にも容易に適用が可能であると言われており，各種の工業分野においても実用化が進められた。

「ふげん」名称の由来

新型転換炉原型炉「ふげん」の名称は，釈迦如来の左右の脇士，文殊菩薩と普賢菩薩に由来している。文殊，普賢の両菩薩はそれぞれ智慧と慈悲を象徴し，獅子と象に乗っておられる。それは強大な力をもつ巨獣を智慧と慈悲で完全にコントロールしている姿である。科学と教学

の調和の上に立つのでなければ，人類の幸福は望めない。これが「ふげん」と命名した所以で，高速増殖炉原型炉は「もんじゅ」と命名している。

腐食電位

金属は電解質中に浸漬すると，その金属特有の電位を示す。これを金属の自然電位という。腐食しつつある金属は腐食反応のため本来の自然電位より値のずれた（分極した）電位を示す。この電位差を腐食電位とよび連続的に値を測定することにより，腐食の進行状態を推測することができる。

（プラント）動特性試験

運転状態にある原子力プラントにおいて，原子炉の反応度，原子炉の水位や圧力の設定値等の状態量が変化したときのプラントの各状態量の過渡変化を確認する試験をいう。

プルトニウムスポット

プルトニウム原料粉とウラン原料粉の混合条件が不適切である場合に発生するペレット中のプルトニウム濃度の高い部分を表す。ペレット中にプルトニウムスポットがあると，炉の運転時に局所発熱を起こし，燃料温度の上昇や，軽水炉の場合はFP放出量の上昇を，またプルトニウムスポットがペレット表面にある場合には，部分的な被覆管温度上昇などの悪影響を及ぼすため，厳重に管理する必要がある。

プルトニウムセルフサステイン（方式）

自身の使用済燃料から抽出されたプルトニウムを天然ウランに富化した燃料で運転を維持する方法をいう。

プルトニウム燃焼炉

軽水炉の使用済燃料の再処理で抽出されたプルトニウムをMOX燃料として燃焼することができる原子炉のこと。

フレッティング腐食

冷却材による流力振動に伴って燃料棒がスペーサと擦れることから生じる被覆管の腐食形態を表す。機械的な磨耗に加えて酸化膜の形成・削除の繰り返しで進展する場合がある。

包括事前同意方式

新日米原子力協定において，再処理の際の事前同意権や核物質に関する供給国政府の規制権等を個別のケースごとに行使するのではなく，予め一定の条件を定め，その枠内で一括して承認する方式をいう。

マイクロ波加熱直接脱硝法

一般工業用として用いられているマイクロ波を利用して，Pu・U混合脱硝溶液を加熱することにより直接脱硝し，PuO_2とUO_2の混合粉末（MOX粉末）を得る方法である。本方法は他の転換プロセス（流動床直接脱硝法，アンモニア共沈殿法等）に比べて工程が簡単であり，廃液発生量が少なく，またプロセス廃液中へのPu，Uの漏えいが少ないなどの特徴がある。

また，この方法で得られたMOX粉末は焼結性が優れているなど，燃料製造上の利点も有している。

膜分離式トリチウムモニタ

空気流通型の電離箱式トリチウムモニタに，水分離膜（中空糸膜フィルター）を設置し，流入空気中のトリチウムを天然核種のラドン・トロンと分離して測定できる高感度トリチウムモニタ。従来の空気流通型電離箱式トリチウムモニタと比較し，検出感度が10倍程度向上した。

無造粒

FBR燃料のように直径の小さいペレットを製造する場合，成型ダイスへの粉末の充てん性を

良くするため，造粒処理を行う。「ふげん」燃料製造の場合，潤滑材混合工程で粉末が凝集し，流動性が向上するため，「ふげん」ペレット用の直径の大きいダイスに造粒処理を行うことなく直接充てんすることが可能になる。

溶存酸素

水中に溶解している酸素のことで，英語のDissolved Oxygenを略してDOと表現される。気圧，水温，溶存塩類濃度などによって変化する。

ラドン・トロン

ラドン（^{222}Rn）・トロン（^{220}Rn）及びそれらがα崩壊して生成される娘核種などで大気中に含まれる天然放射性核種のこと。

劣化ウラン

天然ウランを濃縮する際に，濃縮ウランと同時に得られる^{235}Uの濃度が天然ウランの濃度よりも低下したウランのこと。

ロールドジョイント

ロールドジョイントは金属材料を接合する方法の１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-2.5wt%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る。これは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。

炉心寿命（サイクル寿命）

燃料の装荷あるいは取替後，原子炉を定格出力で運転することが可能な期間をいう。

炉心特性パラメータ

炉心内部における中性子束及びその空間分布，燃料の線出力密度（LHGR）及び限界熱流速比（CHFR），減速材の温度，冷却材の流量及びボイド率などをいう。

炉物理試験

燃料の装荷あるいは取替後，原子炉のもつ最大過剰反応度の測定や原子炉停止余裕の確認を行うための試験。

サイクル機構技報No.20
別冊特集号　結言

敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所　副所長
新澤　達也

ATR開発を振り返ると，新しい材料，新しい形状，新しい考え方とチャレンジの連続であった。そこには，自己責任の上に立脚し，常に向上心を怠らない技術者たちの集団があった。そして彼らは，常に可能性に立ち向かい，自ら実証し，評価し，検証する堅実な技術開発集団であった。「ふげん」の開発が，今日まで技術的に大きな失敗を経験しなかったその根底の理由がここにある。これを可能としたのは，開発から建設，運転と一貫した体制のもと「ふげん」プロジェクトに携わった電気事業者，メーカー，研究機関などからの人的な協力をはじめ，国内の原子力技術の結集がほぼ満足すべき水準で行われていたことに他ならない。

新しい型の原子力発電所を自らの手で研究し，設計し，建設して良好な運転実績を残したことが，どれだけこのプロジェクトに参集した技術者の自信につながり，そして，そのことがわが国の原子力開発基盤の発展にどれほどの効果を与えることができたのか計り知れない。現在,「ふげん」プロジェクトに参加したこれらの人々は，原子力をはじめ，科学技術立国日本を支える様々な分野で活躍されている。この人的財産を得たということも，また,「ふげん」プロジェクトの大きな成果であった。

2003年（平成15年）３月29日に「ふげん」は運転を終了したが，核燃料サイクルを確立してプルトニウムを利用するというわが国の原子力利用の基本的な考え方は変わることはない。原子力の利用がエネルギー確保の単なる一選択肢ではなく，わが国の安全を保障するためのエネルギーセキュリティの柱であるとの信念を思い起こせば，原子力黎明期の先達が原子力の自主開発路線を掲げた先見性は，今をもってしてもいっこうに色あせることはない。

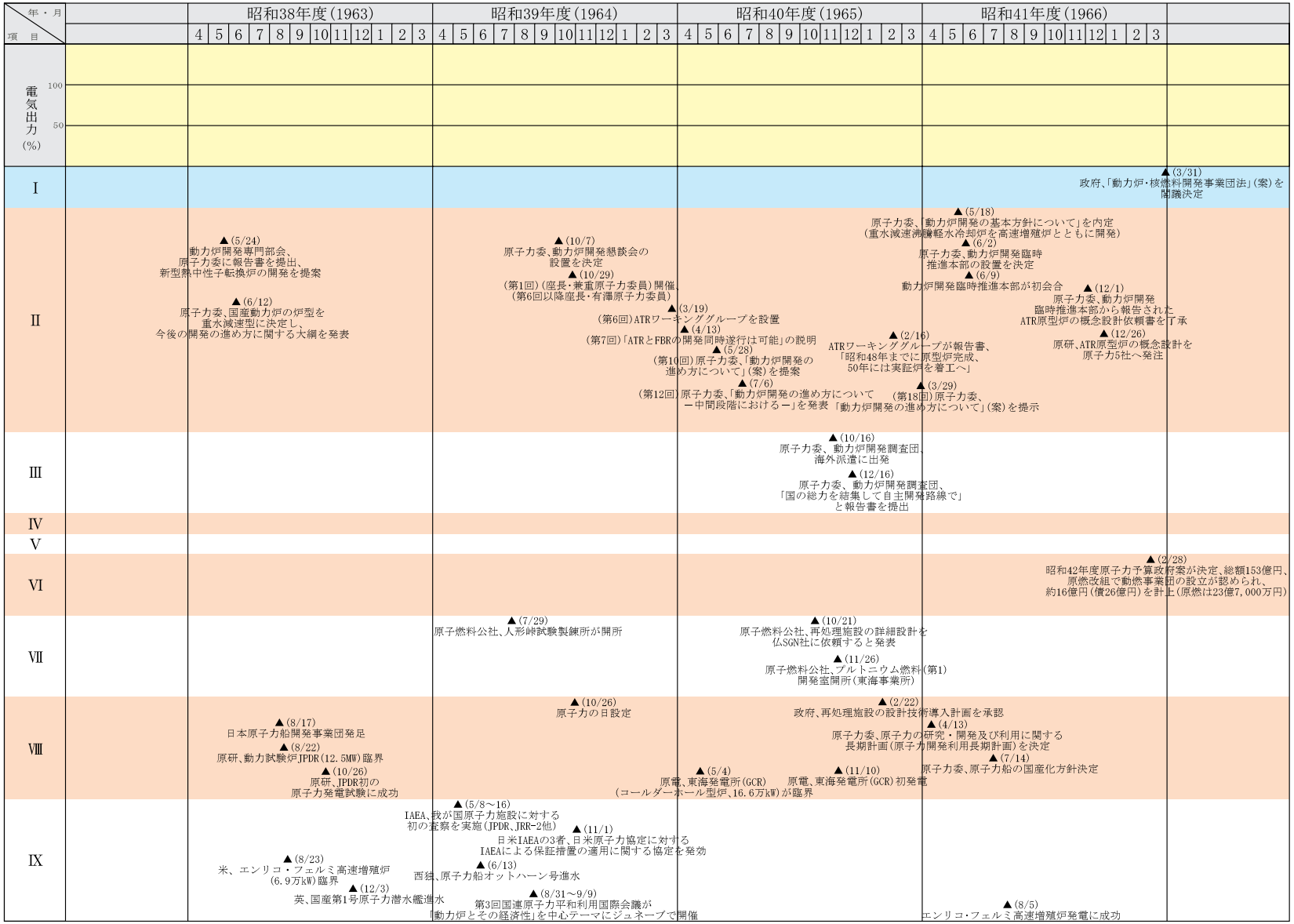
ATR開発あるいは「ふげん」の開発，運転において培われた技術や経験が，原子力に携わる人々に新たな自信と誇りを与え，更に次の夢へと繋がっていくことを何よりも望みたい。また，これらは，今後，軽水炉におけるプルサーマルそして高速増殖炉での利用へと引き継がれ，有効に役立てられていくものと確信する。

「ふげん」は運転を終了し，今後は，廃止措置の段階に入り新たな役割を担うことになる。すでに，1997年度（平成９年度）より放射能インベントリの評価や廃止措置エンジニアリング支援システムの開発などの準備作業を進めており年々着々と成果を挙げている。一方，商業炉においても廃止措置は現実の課題であり，関連する要素技術の開発が完了しつつある。これらの技術を「ふげん」

に適用し，「ふげん」の廃止措置を通じて実証し，軽水炉の廃止措置へ向けて，安全性や経済性，環境負荷の観点から，技術の完成度を高めていくことが「ふげん」の大きな役割と考える。

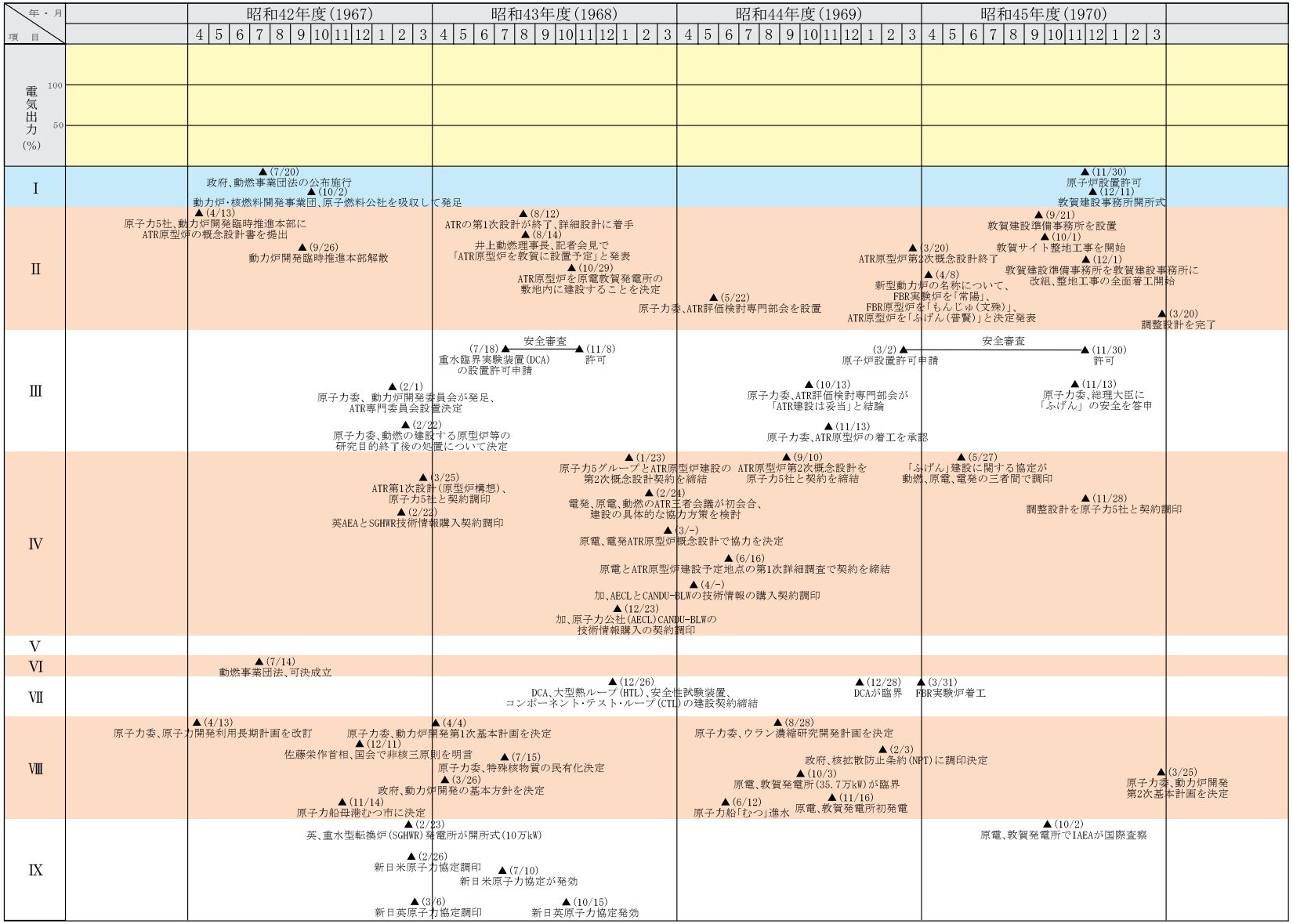
最後に，「ふげん」の開発にあたたかいご指導とご支援をいただいた各界の関係者各位に深く感謝申しあげるとともに，今後の「ふげん」の役割に対するご指導とご鞭撻をお願いする。

「ふげん」開発年表（1／11）



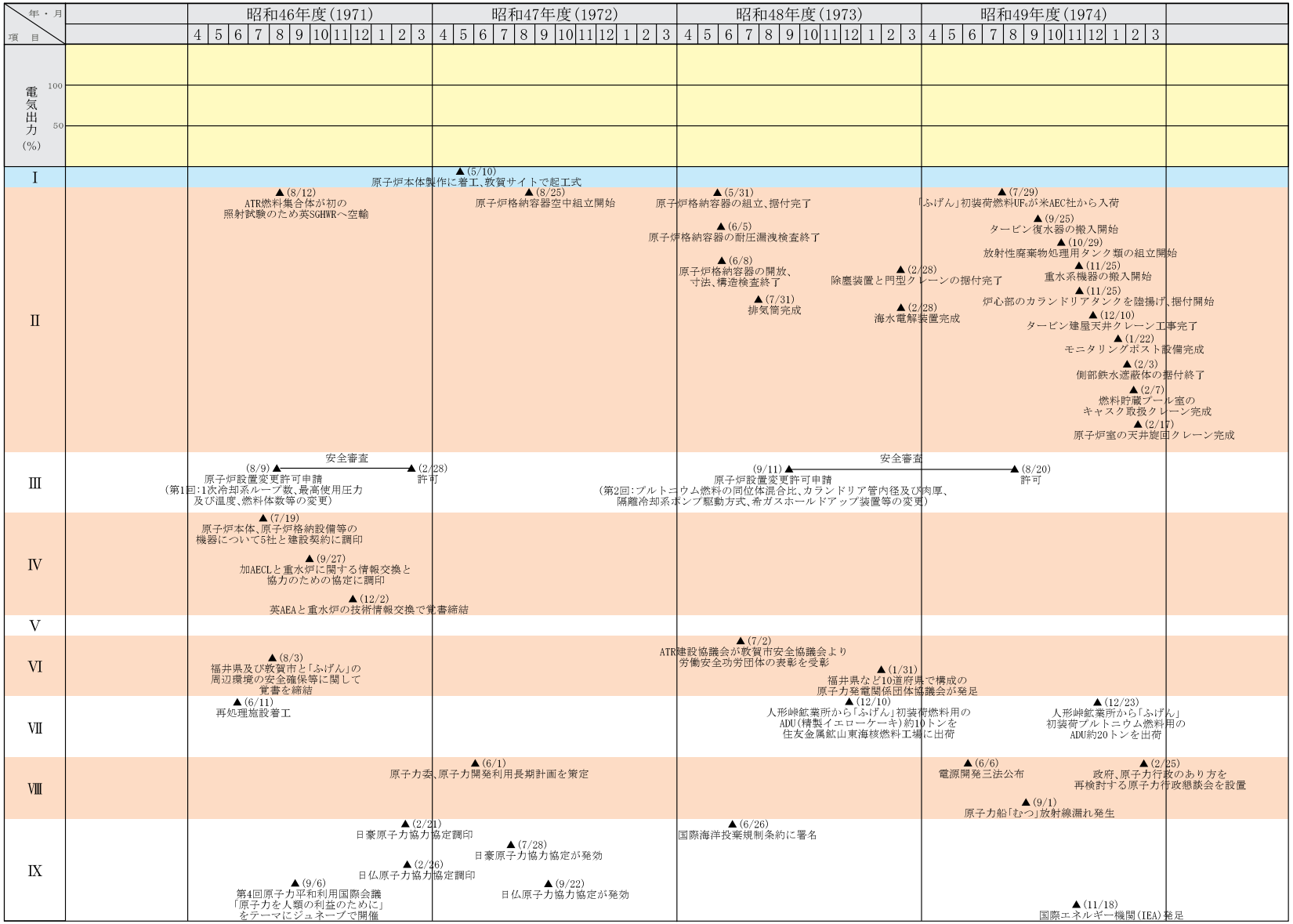
Ⅰ：・事業団の主な動き　・「ふげん」の主な動き　Ⅱ：・「ふげん」設計、建設工事等及びこれに関連する原子力委員会等の動向　Ⅲ：・安全審査、許認可の動向　・原子力委員会、原子力安全委員会等の動向
Ⅳ：・「ふげん」、「実証炉」に関する国内の協定、契約等　・海外との協定、契約等　Ⅴ：・「実証炉」の動向　・「実証炉」の設計　Ⅵ：・事業団予算、組織、表彰等　・県、市、町、村との関係等
Ⅶ：・原燃公社、事業団及び他事業所の動き　Ⅷ：・国、関係機関の動向　Ⅸ：・海外との協定、IAEAの動向、海外原子力の動向

「ふげん」開発年表（２／11）



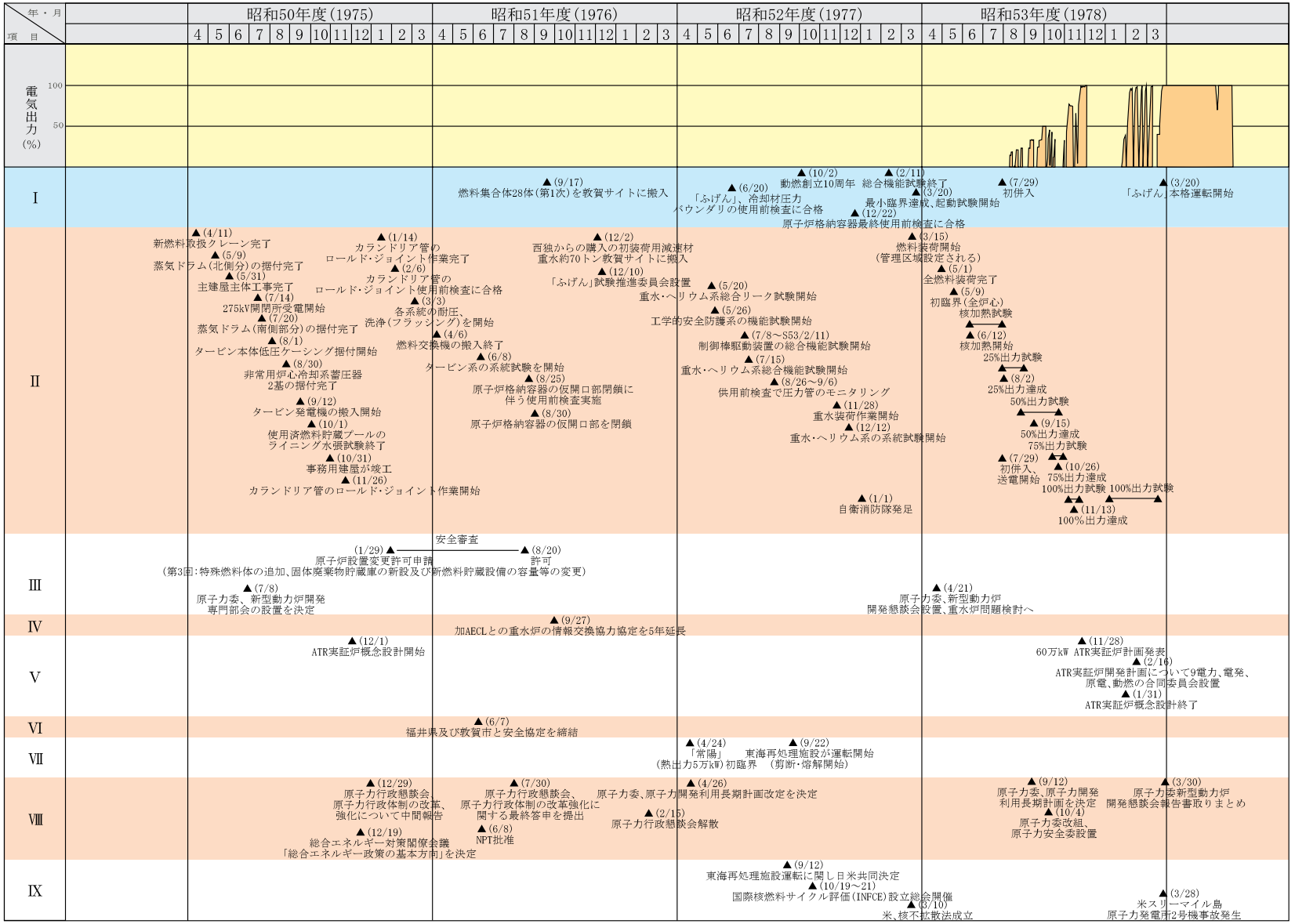
Ⅰ：・事業団の主な動き　・「ふげん」の主な動き　Ⅱ：・「ふげん」設計、建設工事等及びこれに関連する原子力委員会等の動向　Ⅲ：・安全審査、許認可の動向　・原子力委員会、原子力安全委員会等の動向
Ⅳ：・「ふげん」、「実証炉」に関する国内の協定、契約等　・海外との協定、契約等　Ⅴ：・「実証炉」の動向　・「実証炉」の設計　Ⅵ：・事業団予算、組織、表彰等　・県、市、町、村との関係等
Ⅶ：・原燃公社、事業団及び他事業所の動き　Ⅷ：・国、関係機関の動向　Ⅸ：・海外との協定、IAEAの動向、海外原子力の動向

「ふげん」開発年表（３／11）



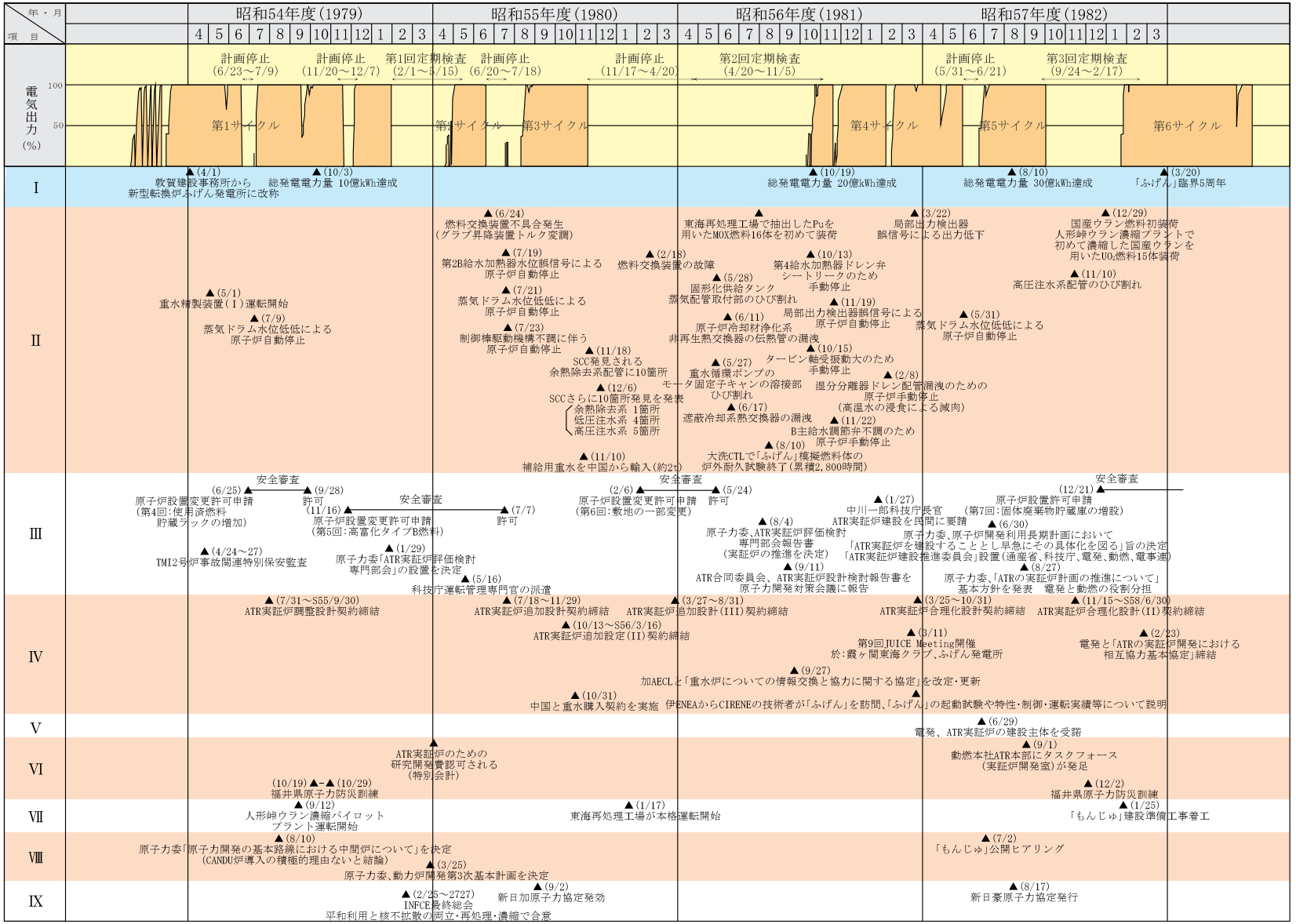
Ⅰ：・事業団の主な動き　・「ふげん」の主な動き　　Ⅱ：・「ふげん」設計、建設工事等及びこれに関連する原子力委員会等の動向　　Ⅲ：・安全審査、許認可の動向　・原子力委員会、原子力安全委員会等の動向
Ⅳ：・「ふげん」、「実証炉」に関する国内の協定、契約等　・海外との協定、契約等　　Ⅴ：・「実証炉」の動向　・「実証炉」の設計　　Ⅵ：・事業団予算、組織、表彰等　・県、市、町、村との関係等
Ⅶ：・原燃公社、事業団及び他事業所の動き　　Ⅷ：・国、関係機関の動向　　Ⅸ：・海外との協定、IAEAの動向、海外原子力の動向

「ふげん」開発年表（４／11）



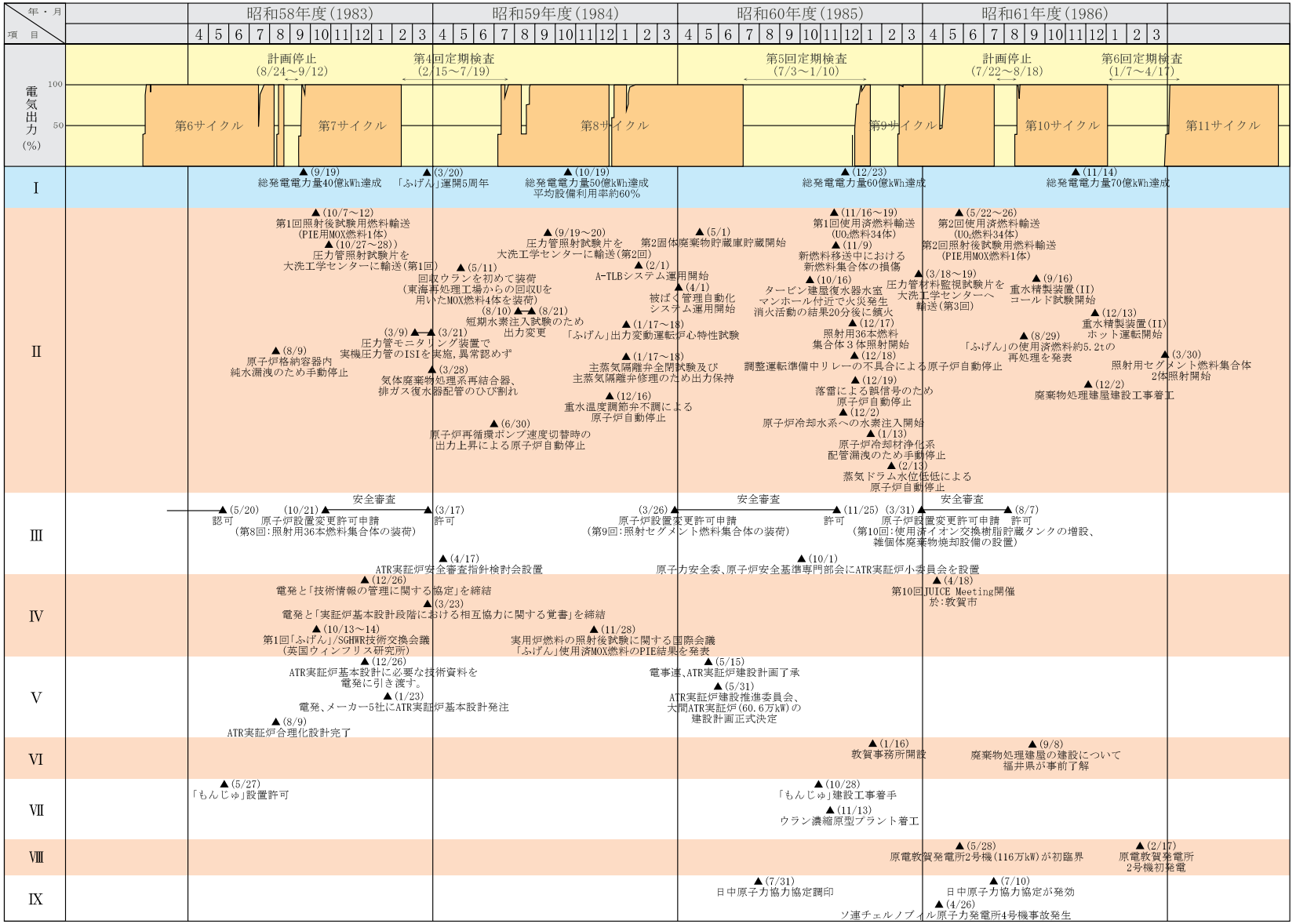
Ⅰ：・事業団の主な動き　・「ふげん」の主な動き　Ⅱ：・「ふげん」設計、建設工事等及びこれに関連する原子力委員会等の動向　Ⅲ：・安全審査、許認可の動向　・原子力委員会、原子力安全委員会等の動向
Ⅳ：・「ふげん」、「実証炉」に関する国内の協定、契約等　・海外との協定、契約等　Ⅴ：・「実証炉」の動向　・「実証炉」の設計　Ⅵ：・事業団予算、組織、表彰等　・県、市、町、村との関係等
Ⅶ：・原燃公社、事業団及び他事業所の動き　Ⅷ：・国、関係機関の動向　Ⅸ：・海外との協定、IAEAの動向、海外原子力の動向

「ふげん」開発年表（５／11）



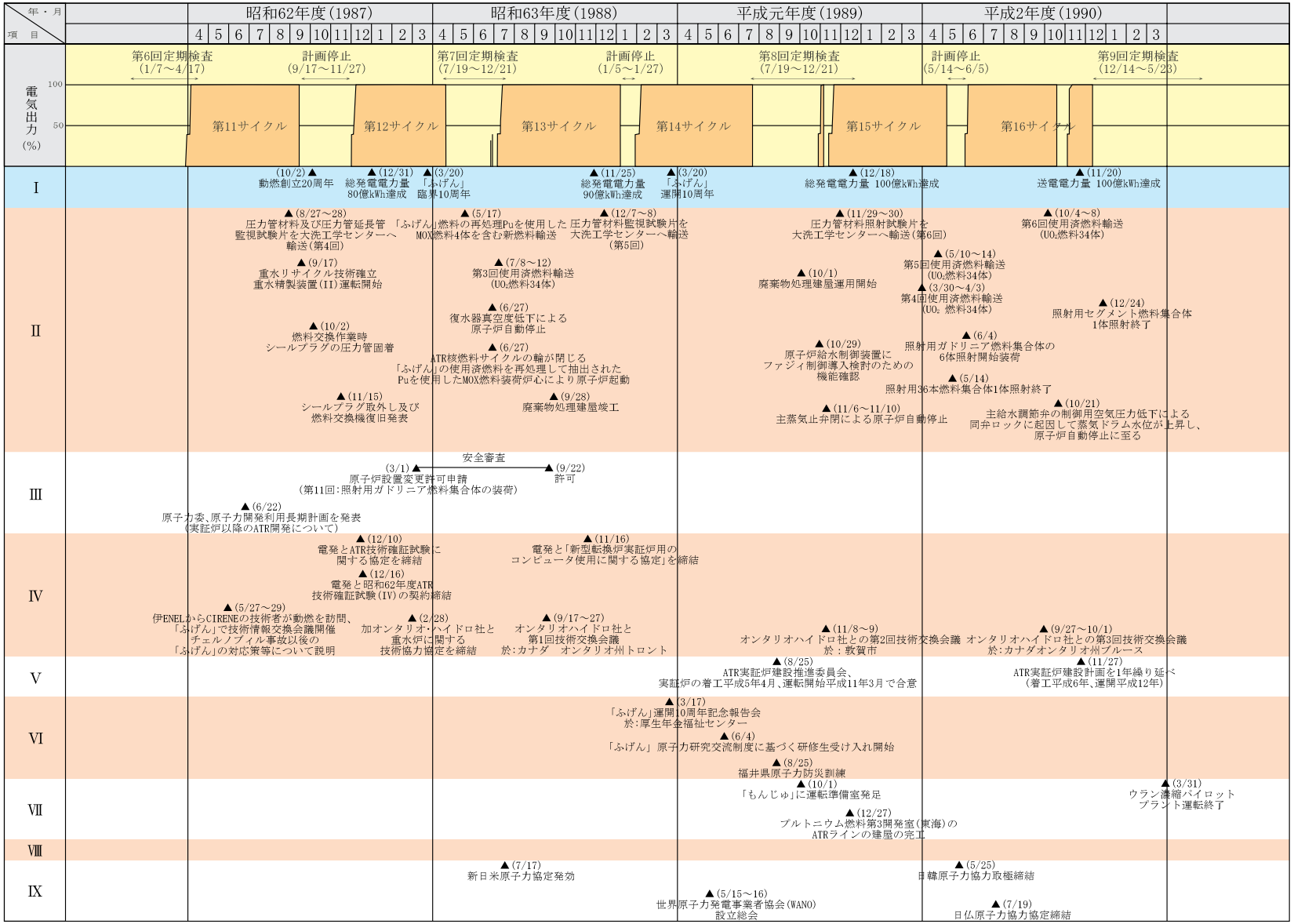
Ⅰ：・事業団の主な動き　・「ふげん」の主な動き　Ⅱ：・「ふげん」設計、建設工事等及びこれに関連する原子力委員会等の動向　Ⅲ：・安全審査、許認可の動向　・原子力委員会、原子力安全委員会等の動向
Ⅳ：・「ふげん」、「実証炉」に関する国内の協定、契約等　・海外との協定、契約等　Ⅴ：・「実証炉」の動向　・「実証炉」の設計　Ⅵ：・事業団予算、組織、表彰等　・県、市、町、村との関係等
Ⅶ：・原燃公社、事業団及び他事業所の動き　Ⅷ：・国、関係機関の動向　Ⅸ：・海外との協定、IAEAの動向、海外原子力の動向

「ふげん」開発年表（６／11）



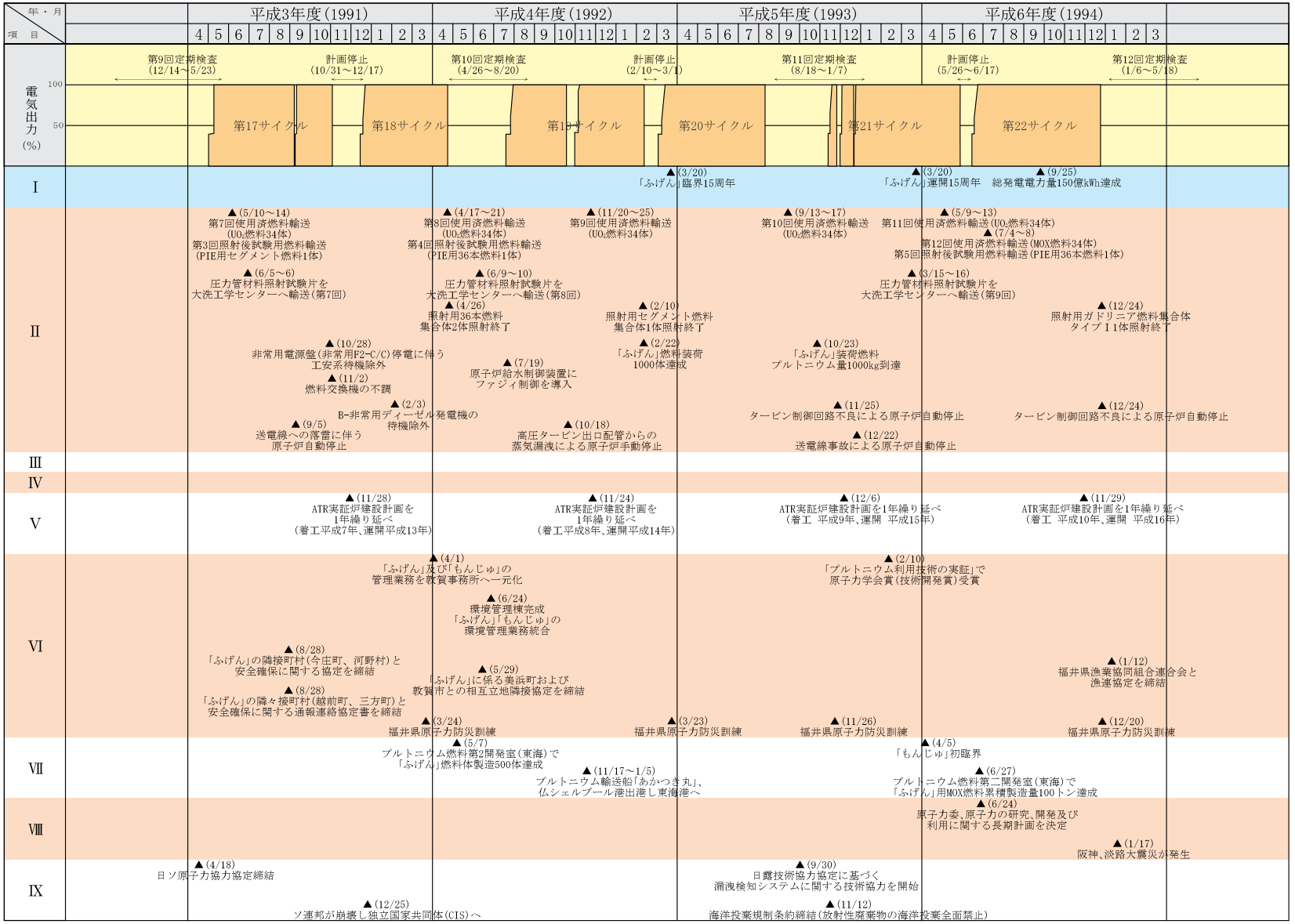
Ⅰ：・事業団の主な動き　・「ふげん」の主な動き　Ⅱ：・「ふげん」設計、建設工事等及びこれに関連する原子力委員会等の動向　Ⅲ：・安全審査、許認可の動向　・原子力委員会、原子力安全委員会等の動向
Ⅳ：・「ふげん」、「実証炉」に関する国内の協定、契約等　・海外との協定、契約等　Ⅴ：・「実証炉」の動向　・「実証炉」の設計　Ⅵ：・事業団予算、組織、表彰等　・県、市、町、村との関係等
Ⅶ：・原燃公社、事業団及び他事業所の動き　Ⅷ：・国、関係機関の動向　Ⅸ：・海外との協定、IAEAの動向、海外原子力の動向

「ふげん」開発年表（７／11）



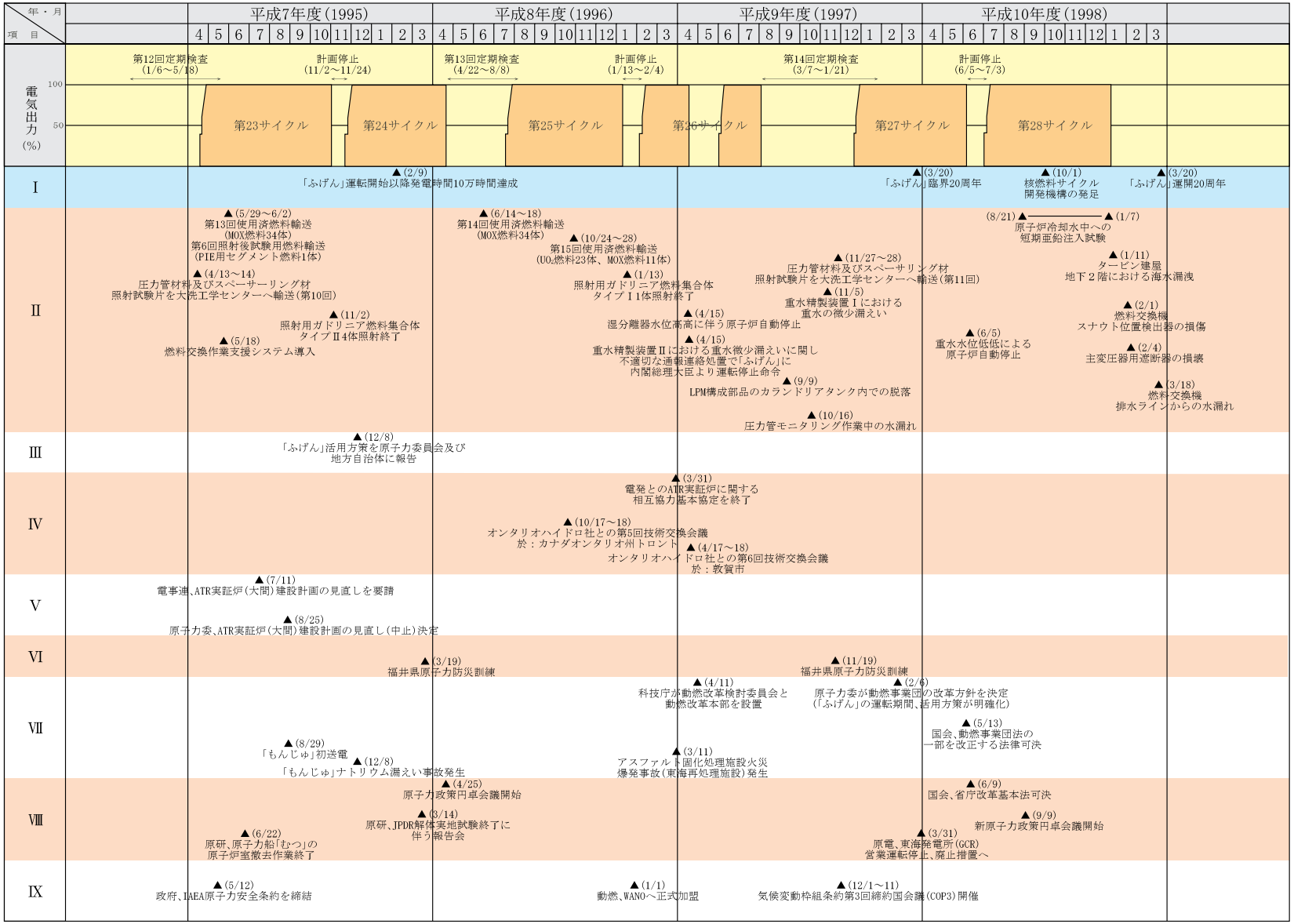
Ⅰ：・事業団の主な動き　・「ふげん」の主な動き　Ⅱ：・「ふげん」設計、建設工事等及びこれに関連する原子力委員会等の動向　Ⅲ：・安全審査、許認可の動向　・原子力委員会、原子力安全委員会等の動向
Ⅳ：・「ふげん」、「実証炉」に関する国内の協定、契約等　・海外との協定、契約等　Ⅴ：・「実証炉」の動向　・「実証炉」の設計　Ⅵ：・事業団予算、組織、表彰等　・県、市、町、村との関係等
Ⅶ：・原燃公社、事業団及び他事業所の動き　Ⅷ：・国、関係機関の動向　Ⅸ：・海外との協定、IAEAの動向、海外原子力の動向

「ふげん」開発年表（8／11）



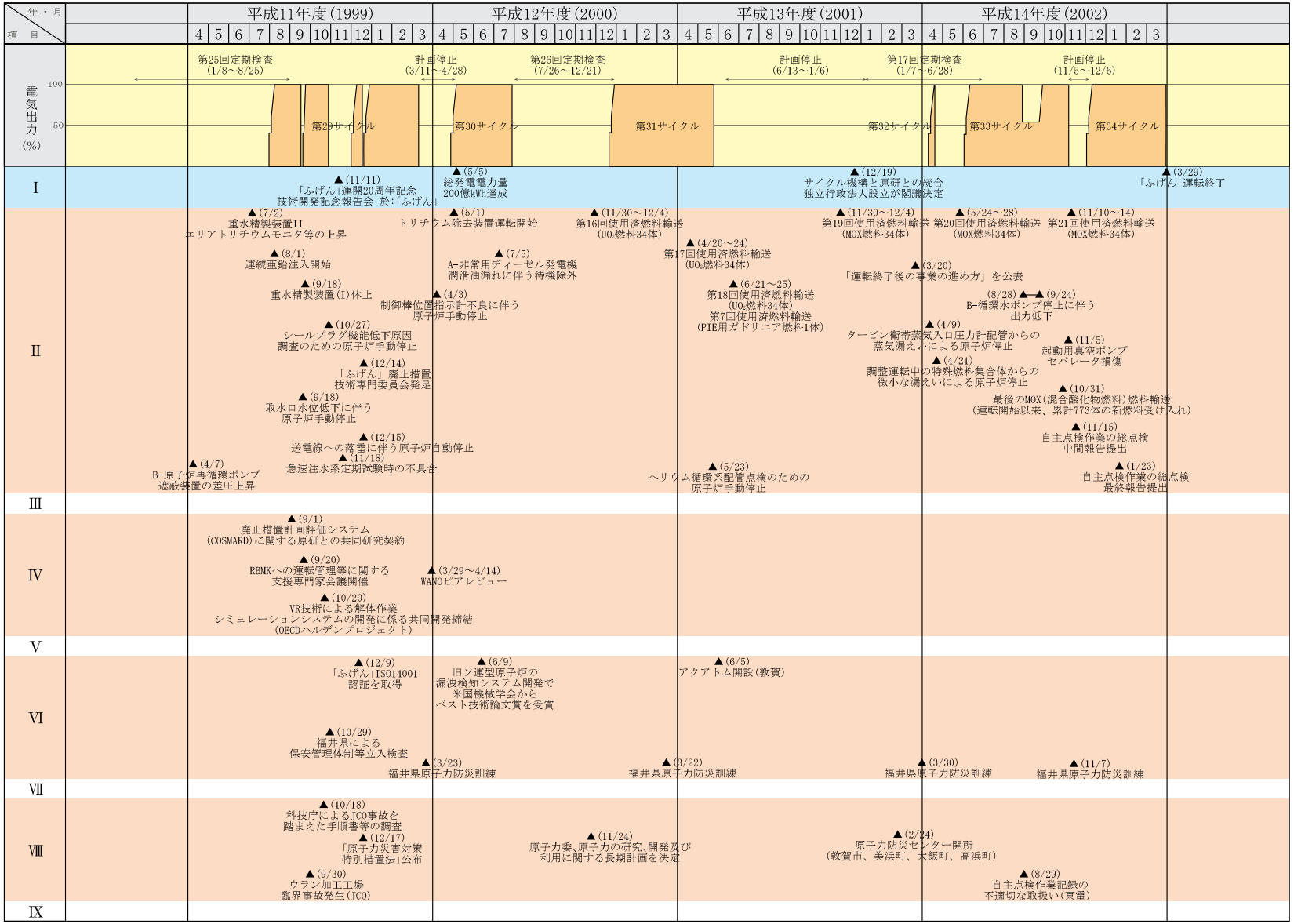
Ⅰ：・事業団の主な動き　・「ふげん」の主な動き　Ⅱ：・「ふげん」設計、建設工事等及びこれに関連する原子力委員会等の動向　Ⅲ：・安全審査、許認可の動向　・原子力委員会、原子力安全委員会等の動向
Ⅳ：・「ふげん」、「実証炉」に関する国内の協定、契約等　・海外との協定、契約等　Ⅴ：・「実証炉」の動向　・「実証炉」の設計　Ⅵ：・事業団予算、組織、表彰等　・県、市、町、村との関係等
Ⅶ：・原燃公社、事業団及び他事業所の動き　Ⅷ：・国、関係機関の動向　Ⅸ：・海外との協定、IAEAの動向、海外原子力の動向

「ふげん」開発年表（９／11）



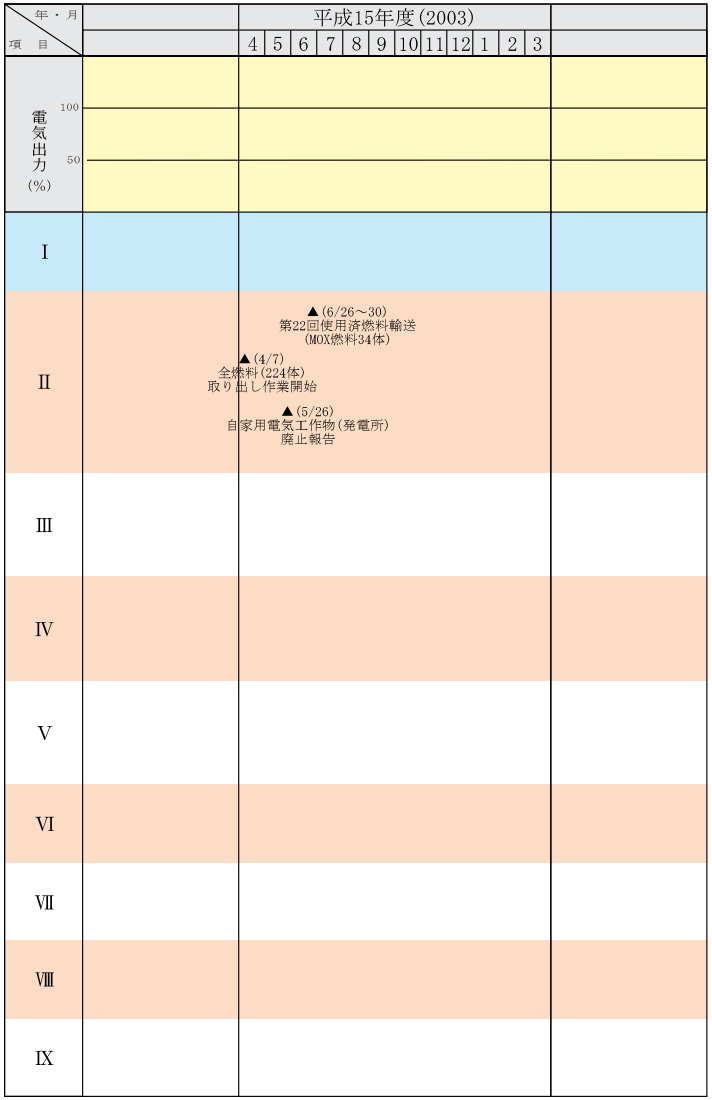
Ⅰ：・事業団の主な動き　・「ふげん」の主な動き　Ⅱ：・「ふげん」設計、建設工事等及びこれに関連する原子力委員会等の動向　Ⅲ：・安全審査、許認可の動向　・原子力委員会、原子力安全委員会等の動向
Ⅳ：・「ふげん」、「実証炉」に関する国内の協定、契約等　・海外との協定、契約等　Ⅴ：・「実証炉」の動向　・「実証炉」の設計　Ⅵ：・事業団予算、組織、表彰等　・県、市、町、村との関係等
Ⅶ：・原燃公社、事業団及び他事業所の動き　Ⅷ：・国、関係機関の動向　Ⅸ：・海外との協定、IAEAの動向、海外原子力の動向

「ふげん」開発年表（10／11）



Ⅰ：・事業団の主な動き　・「ふげん」の主な動き　Ⅱ：・「ふげん」設計、建設工事等及びこれに関連する原子力委員会等の動向　Ⅲ：・安全審査、許認可の動向　・原子力委員会、原子力安全委員会等の動向
Ⅳ：・「ふげん」、「実証炉」に関する国内の協定、契約等　・海外との協定、契約等　Ⅴ：・「実証炉」の動向　・「実証炉」の設計　Ⅵ：・事業団予算、組織、表彰等　・県、市、町、村との関係等
Ⅶ：・原燃公社、事業団及び他事業所の動き　Ⅷ：・国、関係機関の動向　Ⅸ：・海外との協定、IAEAの動向、海外原子力の動向

「ふげん」開発年表（11／11）



設置許可、変更許可の経緯

申請年月日（許可年月日）	備考
昭和45年3月2日 （昭和45年11月30日）	新型転換炉原型炉「ふげん」の設置のため
昭和46年8月9日 （昭和47年2月28日）	新型転換炉原型炉「ふげん」の原子炉施設の変更 （1次冷却系ループ数、最高使用圧力及び温度、燃料体数等の変更）
昭和48年9月11日 （昭和49年8月31日）	新型転換炉原型炉「ふげん」の原子炉施設の変更 （プルトニウム燃料の同位体混合比、カランドリア管内径及び肉厚、隔離冷却系ポンプ駆動方式、希ガスホールドアップ装置等の変更）
昭和51年1月29日 （昭和51年8月20日）	新型転換炉原型炉「ふげん」の原子炉施設の変更 （特殊燃料体の追加、固体廃棄物貯蔵庫の新設及び新燃料貯蔵設備の容量変更等）
昭和54年4月24日届出	原子炉を設置する事業所の名称の変更 （「敦賀事業所」を「新型転換炉ふげん発電所」に変更）
昭和54年6月25日 （昭和54年9月28日）	新型転換炉ふげん発電所の原子炉施設の変更 （使用済燃料貯蔵設備の変更）
昭和54年11月16日 （昭和55年7月7日）	新型転換炉原型炉施設の変更 （燃料集合体の濃縮度等の変更）
昭和56年2月6日 （昭和57年5月24日）	新型転換炉原型炉施設の変更 （敷地の一部変更）
昭和57年12月21日 （昭和58年5月20日）	新型転換炉原型炉施設の変更 （固体廃棄物貯蔵庫の増設）
昭和58年10月21日 （昭和59年3月17日）	新型転換炉原型炉施設の変更 （照射用36本燃料集合体の装荷）
昭和60年3月26日 （昭和60年11月25日）	新型転換炉原型炉施設の変更 （照射用セグメント燃料集合体の装荷）
昭和61年3月31日 （昭和61年8月7日）	新型転換炉原型炉施設の変更 （使用済イオン交換樹脂貯蔵タンクの増設、雑固体廃棄物焼却設備の新設等）
昭和63年3月1日 （昭和63年9月22日）	新型転換炉原型炉施設の変更 （照射用ガドリニア燃料集合体の装荷）

Ⅰ：・事業団の主な動き　・「ふげん」の主な動き　Ⅱ：・「ふげん」設計、建設工事等及びこれに関連する原子力委員会等の動向　Ⅲ：・安全審査、許認可の動向　・原子力委員会、原子力安全委員会等の動向
Ⅳ：・「ふげん」、「実証炉」に関する国内の協定、契約等　・海外との協定、契約等　Ⅴ：・「実証炉」の動向　・「実証炉」の設計　Ⅵ：・事業団予算、組織、表彰等　・県、市、町、村との関係等
Ⅶ：・原燃公社、事業団及び他事業所の動き　Ⅷ：・国、関係機関の動向　Ⅸ：・海外との協定、IAEAの動向、海外原子力の動向

核燃料サイクル開発機構

Japan Nuclear Cycle Development Institute

本社	〒319−1184	茨城県那珂郡東海村村松４−４９	TEL（029）282−1122
敦賀本部	〒914−8585	福井県敦賀市木崎６５−２０	TEL（0770）23−3021
新型転換炉ふげん発電所	〒914−8510	福井県敦賀市明神町３	TEL（0770）26−1221
高速増殖炉もんじゅ建設所	〒919−1279	福井県敦賀市白木２−１	TEL（0770）39−1031
東海事業所	〒319−1194	茨城県那珂郡東海村村松４−３３	TEL（029）282−1111
大洗工学センター	〒311−1393	茨城県東茨城郡大洗町成田町４００２	TEL（029）267−4141
人形峠環境技術センター	〒708−0698	岡山県苫田郡上斎原村１５５０	TEL（0868）44−2211
東濃地科学センター	〒509−5102	岐阜県土岐市泉町定林寺９５９−３１	TEL（0572）53−0211
幌延深地層研究センター	〒098−3207	北海道天塩郡幌延町宮園町１−８	TEL（01632）5−2022
東京事務所	〒100−8577	東京都千代田区内幸町２−１−８　新生銀行本店ビル11階	TEL（03）5157−1911
東京インフォメーションルーム	〒100−0006	東京都千代田区有楽町１−１−２　日比谷三井ビル1階	TEL（03）3597−9497
福井事務所	〒910−0005	福井県福井市大手３−４−１　福井放送会館５階	TEL（0776）25−3040
六ヶ所事務所	〒039−3212	青森県上北郡六ヶ所村尾駮字沖付	TEL（0175）71−2716
札幌事務所	〒060−0005	北海道札幌市中央区北五条西６丁目　北海道通信ビル５階	TEL（911）200−1681
水戸連絡事務所	〒310−0852	茨城県水戸市笠原町978−25　茨城県開発公社ビル4階	TEL（029）301−1020

〈海外事務所〉

WASHINGTON	JNC Washington Office 1825 K Street, N.W., Suite 508 Washington D.C. 20006 U.S.A.	TEL 202−338−3770 FAX 202−338−3771
PARIS	JNC Paris Office 4−8, Rue Sainte−Anne, 75001 PARIS France	TEL 1−4260−3101 FAX 1−4260−2413

サイクル機構技報

JNC Technical Review

No.20 別冊 2003.9

特集 「ふげん」におけるプルトニウム利用実績と技術開発成果

2003年9月20日発行

© 2003 核燃料サイクル開発機構

編集発行　核燃料サイクル開発機構　技術展開部　技術協力課
〒319-1184　茨城県那珂郡東海村村松4-49
TEL:029(282)1122(代)　FAX:029(282)7980
E-Mail:gihoh@jnc.go.jp　URL:http://www.jnc.go.jp/

製作　いばらき印刷株式会社
〒319-1112　茨城県那珂郡東海村村松字平原3115-3
TEL:029(282)0370　FAX:029(282)0524
E-Mail:info@i-printing.co.jp　URL:http://www.i-printing.co.jp/

© 2003 Japan Nuclear Cycle Development Institute

Published by Technical Cooperation Section, Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

サイクル機構

核燃料サイクル開発機構
Japan Nuclear Cycle Development Institute

R100
PRINTED WITH SOY INK
古紙配合率100%再生紙と大豆油インキを使用しています。