

平成15年度研究開発課題評価(事後評価)報告書

評価課題 「新型転換炉原型炉「ふげん」の開発」

2003年9月

核燃料サイクル開発機構
研究開発課題評価委員会
(高速炉・燃料サイクル課題評価委員会)

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課
電話：029-282-1122（代表）
ファックス：029-282-7980
電子メール：jserv@jnc.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :

Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2003

平成15年度研究開発課題評価（事後評価）報告書
評価課題「新型転換炉原型炉「ふげん」の開発」

核燃料サイクル開発機構
研究開発課題評価委員会
(高速炉・燃料サイクル課題評価委員会)

要 旨

核燃料サイクル開発機構(以下、「サイクル機構」という。)は、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」(平成13年11月28日内閣総理大臣決定)及び「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」(平成14年6月20日文部科学大臣決定)、並びにサイクル機構の「研究開発外部評価規程」(平成10年10月1日制定)等に基づき、「新型転換炉原型炉「ふげん」の開発」に関する事後評価を研究開発課題評価委員会(高速炉・燃料サイクル課題評価委員会)に諮問した。

これを受けて、高速炉・燃料サイクル課題評価委員会は、本委員会によって定めた評価方法に従い、サイクル機構から提出された課題説明資料、補足説明資料及び委員会における議論に基づき、本課題の評価を行った。

本報告書は、その評価結果をサイクル機構の関係資料とともに取りまとめたものである。

目 次

1. 概要	1
2. 高速炉・燃料サイクル課題評価委員会の構成	1
3. 審議経過	2
4. 評価方法	2
5. 評価結果（答申書）	5

参考資料（核燃料サイクル開発機構）

参考資料 1 研究開発課題の事後評価について（諮問）

参考資料 2 評価結果に対する措置

参考資料 3 課題評価委員会の評価意見に対する
サイクル機構の見解（補足説明資料）

参考資料 4 新型転換炉原型炉「ふげん」の開発（課題説明資料）

[研究開発課題説明資料(本文)]

[研究開発課題補足説明資料（質問に対する回答）]

[用語の説明]

参考資料 5 新型転換炉原型炉「ふげん」の開発（OHP資料）

参考資料 6 新型転換炉原型炉「ふげん」の開発（自己評価書）

1. 概要

核燃料サイクル開発機構(以下、「サイクル機構」という。)は、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」(平成13年11月28日内閣総理大臣決定)及び「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」(平成14年6月20日文部科学大臣決定)、並びにサイクル機構の「研究開発外部評価規程」(平成10年10月1日制定)等に基づき、「新型転換炉原型炉「ふげん」の開発」に関する事後評価を研究開発課題評価委員会(高速炉・燃料サイクル課題評価委員会)に諮問した。

これを受けて、高速炉・燃料サイクル課題評価委員会は、本委員会によって定めた評価方法に従い、サイクル機構から提出された課題説明資料、補足説明資料及び委員会における議論に基づき、本課題の評価を行った。

本報告書は、その評価結果をサイクル機構の関係資料とともに取りまとめたものである。

2. 高速炉・燃料サイクル課題評価委員会の構成

本委員会は、平成11年1月に設置され、関連分野の専門家を中心として、ジャーナリスト、ユーザーなど、幅広い分野の委員から構成されている。

委員長	岡 芳明	東京大学大学院工学系研究科附属原子力工学研究施設教授
委員	井上 正	電力中央研究所狛江研究所研究参事
	岡嶋 成晃	日本原子力研究所エネルギーシステム研究部 炉物理研究グループ主任研究員
	末次 克彦	アジア・太平洋エネルギーフォーラム代表幹事
	鈴木 潤	未来工学研究所R&D戦略研究グループリーダー
	高杉 正博	関西電力(株)原燃サイクルグループチーフマネージャー
	東嶋 和子	ジャーナリスト
	戸田 三朗	東北放射線科学センター理事
	二ノ方 壽	東京工業大学原子炉工学研究所教授
	古田 一雄	東京大学大学院新領域創成科学研究科教授
	松井 恒雄	名古屋大学大学院工学研究科量子工学専攻教授
	松本 史朗	埼玉大学工学部応用化学科教授
	吉井 良介	東京電力(株)原子力技術部サイクル技術センター 将来構想グループマネージャー

3. 審議経過

(1) 第1回目の委員会開催：平成15年6月25日

- ・評価方法の決定
- ・課題内容の説明・検討

(2) 第2回目の委員会開催：平成15年7月28日

- ・補足説明、質問への回答
- ・評価内容の検討

(3) 評価結果(答申書)のまとめ

上記の審議結果に基づき、委員長が評価結果をまとめ、各委員の了承を得て答申書とした。

(4) 答申：平成15年8月22日

4. 評価方法

以下の評価作業手順及び評価項目に従い、評価を行った。

(1) 評価作業手順

1) 第1回目の課題評価委員会における審議

- ① 評価方法を定める。
- ② サイクル機構から課題説明資料により課題内容の説明を受け、内容を把握・検討する。なお、欠席した委員に対しては、別途、対応させる。

2) 各委員の評価作業

- ① 各委員は、評価に際し、課題について追加質問がある場合には、質問事項を書面で事務局に提出する。
- ② 事務局は、第1回目の委員会での質問及び委員からの追加質問に対するサイクル機構の回答を委員に送付する。
- ③ 各委員は、課題説明資料、委員会における説明及び質問に対する回答を基に、評価項目に従って評価を行い、評価意見を書面で事務局に提出する。
- ④ 事務局は、委員から提出のあった評価意見を整理して、次回の課題評価委員会の検討資料を作成する。

3) 第2回目の課題評価委員会における審議

- ・各委員が行った評価、サイクル機構の課題説明資料及び補足説明、委員会における討論に基づき、課題評価委員会としての評価を行う。

4) 評価結果(答申書)のまとめ及び答申

- ・委員長は、上記の審議結果に基づき、委員会としての評価結果をまとめ、理事長に答申する。なお、答申書には、次項に示す各評価項目及び総合評価について、委員会としての評価結果を記述する。

5) その他

- ・評価をよりの的確なものとし、また評価に対する被評価者の理解を深めるため、課題評価委員会には研究実施責任者及び担当者を出席させ、議論に参加させるものとする。

(2) 評価項目

評価項目及び評価の視点（○印）は次のとおりとする。

1) 研究開発の目的・意義

○目的・意義は明確かつ的確であったか。

○重要性、緊急性が高いものであったか。

（長期的に見て重要性が高いものか、将来に備えて今から対応しておくべき課題か、という視点を含む。）

○社会的・経済的ニーズ、民間ニーズはあったか。

○国の計画・方針との整合性

○サイクル機構が実施すべき課題であったか。

○関連技術動向が的確に把握されたか。

2) 研究開発目標

○目標の設定は適切であったか。

○目的・意義達成のために十分な目標設定となっていたか。

○ブレークスルーすべき点が明確であったか。

○状況に応じて適切に見直しが行われたか。

○関連技術動向が的確に反映したものであったか。

3) 研究開発計画

○計画内容(小課題の設定・内容、年次計画等)は具体的で妥当なものであったか。

○状況に応じて計画の見直しを適切に行われたか。

○使用する施設・設備は適当であったか。

○実用化への道筋が適切に考えられていたか。

4) 研究実施体制

○組織、人員・人材の配置、研究グループ間の連携、委員会の活用、運営等は妥当なものであったか。

○他機関との協力・連携（国際協力を含む）は適切なものであったか。

5) 研究成果

① 得られた成果の内容

○達成された具体的な成果について、水準、質、意義、当該分野への寄与の程度等の評価

○計画と比較した達成度（要因分析を含む）

○費用対効果のバランスが取れていたか

② 得られた成果の普及、公開

○技術移転を含む成果の普及は期待できるか。

○波及効果はあったか、又は期待されるか。

○成果発表、特許出願・取得等の実績

○広報は積極的、効果的に行われたか。

6)その他（上記項目に当てはめ難い評価意見）

7)総合評価

○上記各項目の評価を踏まえた総合的な判断

(3)評価基準

各評価項目について評価を行い、達成度や新たな課題への反映等を総合的に評価する。

5. 評価結果（答申書）

平成15年8月22日

核燃料サイクル開発機構
理事長 都甲 泰正 殿

研究開発課題評価委員会
(高速炉・燃料サイクル課題評価委員会)
委員長 岡 芳明

研究開発課題の評価結果について（答申）

当委員会に諮問[15 サイクル機構（企）018]のあった下記の研究開発課題の事後評価について、その評価結果を別紙のとおり答申します。

記

研究開発課題「新型転換炉原型炉「ふげん」の開発」

以上

高速炉・燃料サイクル課題評価委員会報告書 「新型転換炉原型炉「ふげん」の開発」の評価結果（事後評価）

核燃料サイクル開発機構（以下、「サイクル機構」という。）（旧、動力炉・核燃料開発事業団（以下、「動燃」という。））で実施してきた新型転換炉（以下、「ATR」という。）原型炉ふげん発電所（以下、「ふげん」という。）は、核燃料サイクルの確立という我が国の原子力開発基本政策のもと、早期に実用化が期待され、プルトニウムと天然ウランを利用できる重水減速沸騰軽水冷却圧力管型の原子炉として昭和 41 年に国のプロジェクトとして自主開発することが決定された。昭和 45 年に着工された「ふげん」は、昭和 53 年に初臨界を達成し、昭和 54 年から本格運転を開始した。

「ふげん」が本格運転を成功させたことを背景に、昭和 57 年に原子力委員会は、ATR 実証炉を建設することを決め、昭和 58 年には実証炉の基本設計に必要な技術資料が動燃から実証炉の建設主体である電源開発(株)に移転された。その後も「ふげん」は、実証炉用 MOX 燃料の照射試験や ATR の信頼性向上のために有効活用されてきた。

平成 7 年 7 月に、電気事業連合会は、経済性の理由から実証炉建設計画の見直しの要請を国に出した。同年 8 月に原子力委員会は、ATR 実証炉の建設計画を中止するとともに、全炉心 MOX 燃料装荷を目指す改良型沸騰水型軽水炉(ABWR)の建設計画を代替とすることを決定した。また、「ふげん」を、柔軟な炉心特性を活かし、プルトニウム利用技術の開発施設、国際的共同研究の施設等として利用していくことを決定した。

その後の「もんじゅ」事故、再処理施設でのアスファルト固化施設の爆発事故や、事故後の不適切な情報の取扱いにより、動燃の組織・体制、事業等が抜本的に見直され、平成 10 年には、動燃は「サイクル機構」へ改組することが決定された。ATR 開発については、役割が終了しつつあることから基本的に撤退し、「ふげん」は、プルトニウム利用技術やプラントの運転管理技術についての研究開発成果の集大成を行い、平成 15 年に運転を終了することが決定された。

「ふげん」は、以上のような経緯を経て、平成 15 年 3 月 29 日、初臨界から 25 年の開発運転に終止符を打ち、運転を終了した。

今回の評価では、これまでの「ふげん」の 25 年間の開発運転を通じて実施してきたプルトニウム利用技術及び運転管理技術に係る成果の集大成、海外技術者の運転管理技術取得の場とした国際協力について事後評価を実施した。

なお、実証炉用 MOX 燃料開発については、平成 13 年度に本委員会で「新型転換炉用 MOX 燃料の高性能化」課題の事後評価を実施しており、また、「ふげん」の廃止措置については、平成 14 年度に廃棄物処理処分課題評価委員会で「「ふげん」の廃止措置技術開発」課題の中間評価を実施していることから、今回の評価には含まれていない。

本課題の評価結果は、以下のとおりである。

1. 研究開発の目的・意義

「ふげん」の歴史を振り返ると昭和 41 年の原子力委員会で ATR と高速増殖炉(以下、「FBR」という。)の開発が決定され、昭和 42 年 10 月の動燃設立直後より設計と研究

開発が開始されている。昭和 45 年 11 月には原子炉設置許可を受け、建設は昭和 45 年 12 月に開始され、運転開始は昭和 54 年 3 月である。「ふげん」より以前に運転開始していた日本国内の発電プラントは 18 基(ガス冷却炉(GCR)1 基、沸騰水型原子炉(BWR) 9 基、加圧水型原子炉(PWR) 8 基)である。海外における軽水炉での MOX 利用状況としては、昭和 54 年以前に MOX 燃料を装荷していた軽水炉の基数は米国 6 基、ドイツ 4 基、イタリア 2 基、フランス 1 基、スイス、ベルギー、オランダ、スウェーデン各 1 基となっている。なおフランスとドイツの軽水炉で MOX 利用が本格化したのは 1980 年代後半からである。

ATR は日本の原子力利用が開始された当初から構想されている。平成 7 年の実証炉建設計画の中止までの、国の長期計画にそって原型炉の建設・運転を通じて国産技術の確立を目指した目的は、我が国のエネルギーの自立に向かって核燃料サイクルの確立とそのための新型原子力発電所を自主技術開発するものであり、その意義は明確で、緊急性と社会的ニーズ、国の計画・方針との整合性、動燃による開発実施、いずれも妥当なものである。それに続く平成 7 年以後の目的は炉の開発から、「ふげん」を維持しそれを活用する計画へ変更され、具体的な目標が核燃料サイクル、原子力安全における国際貢献、燃料・材料の照射としての利用におかれたが、平成 10 年の計画変更決定でこれらは完全に実施されることなく ATR 開発から基本的に撤退することになり、平成 15 年の運転終了までにたてられた研究目的が、「ふげん」の運転によるプルトニウム利用、運転管理技術の集大成及び廃止措置技術にあったことは、適切であったと考える。

「ふげん」と類似の重水減速沸騰軽水冷却型炉には、英国の SGHWR (10 万 kWe、昭和 42 年運開)、カナダの Gentilly-1 (26.6 万 kWe、昭和 45 年運開)があり、これら重水減速沸騰軽水冷却炉や軽水炉など関連技術動向も的確に把握されていた。

なお、実証炉建設計画の中止となった要因の一つに経済性がある。また、非核兵器国のカナダの重水炉と比べると国際的戦略性というものが不足していたと思われる。「ふげん」は原型炉であるが、ATR プロジェクトの開始当初より、経済性を含めた国際的戦略性というキーワードを継続して開発目的の一つとして明確に打出していれば、違う展開ができていたかもしれない。これは、今後、他の研究開発を進めていくうえで、教訓とすべき点である。

2. 研究開発目標

ウラン濃縮技術を有しなかった昭和 40 年代のわが国において、エネルギーの自立のために自身の運転によって生成するプルトニウムと天然ウラン燃料を混ぜて運転を継続させる自己維持(以下、「プルトニウムセルフサステイン」という。)を目標とした場合、重水減速軽水冷却炉という選択は、既に実用化が始まっていた軽水炉の技術が利用可能なために十分に現実的であり、妥当なものであった。その後、米国の核不拡散政策によってプルトニウム利用に制約が生じる中で、プルトニウムリサイクルを原子力開発の基本方針とするわが国においては、FBR 実用化への 1 ステップに資するという意味でプルトニウムセルフサステインよりもプルトニウム燃料利用技術の実証に重点を移したのは、十分に理解できる目標変更である。ATR の技術的諸性能の確認、プルトニウム利用技術の実証、運転管理技術の高度化、廃止措置技術開発と「ふげん」の開発目標は順次変化したが、これはわが国が置かれた情勢の変化に応じたものであって、新型炉開

発では完全に避けることのできないものであり、目標の変更は適切に行われている。

平成7年から平成15年の運転終了までの目標がATR炉型の開発から基本的に離れたものとなったが、プルトニウム利用を実証する開発計画を幾多の外部情勢の変化による見直しを受けながら目標の中心におき貫けたことを高く評価したい。その間の軽水炉技術、諸外国の重水炉技術の情報による反映も適切である。

3. 研究開発計画

「ふげん」の技術的諸性能の確認のため、各種の試験と運転、定期点検を行って運転信頼性と運転保守性を確認し、安全確保を第一に一定の稼働率を確保することを目標として長期的な運転保守計画を立案しているのは適当である。プルトニウム利用技術開発では、はやくも昭和47年に初装荷MOX燃料体数を6体から96体に飛躍的に増加させるとともに、昭和56年以降、国産プルトニウムを利用する計画としたのは適切である。

運転管理技術の高度化では、ATR特有技術である圧力管の検査技術、重水リサイクル技術、トリチウム取扱い技術を取りあげるとともに、軽水炉と共通な管理技術として水素注入技術、系統除染及び亜鉛注入技術、運転信頼性向上のための計算機利用技術を取りあげている。これらは軽水炉利用の長期化に対応した課題になっており妥当であると評価できる。

4. 研究開発実施体制

研究開発は、サイクル機構内では敦賀本部とその下にある「ふげん」を中心に大洗工学センター、東海事業所、人形峠事業所が協力する体制としており、また、外部との関係では国内原子力産業グループ、電気事業者、海外と国内の研究機関や学会と連携する体制をとっており妥当であると評価できる。

「ふげん」と同じ重水炉を先行して開発していたカナダ、英国などと技術情報の購入や技術情報交換会議を行い、効率的に開発を進めてきており適切と考える。

また、ATRの開発計画の急激な変更のもとで、活用方策計画の実施体制として、基本的に運転を継続しながら研究開発を進めるという方針のもとで、「ふげん」の要員体制を維持しつつ、かつ「もんじゅ」への要員展開をはかってきたことは、運転終了という来るべき状況に適切に対応したものと評価したい。

なお、昭和54年度以降は外部の有識者を入れた技術検討委員会が実施されていない。今後、他の研究開発においても外部有識者からの意見を聞く委員会の活用とその反映が効果的にできる体制が望まれる。

5. 研究開発成果

①得られた成果の内容

運転実績では、平均設備利用率が約62%となっている。一方、昭和55年からの約20年間での軽水炉のそれは74.5%である。「ふげん」が原型炉であること、年2回の燃料交換が必要であることを考慮すると、「ふげん」は高い稼働率を達成したと評価できる。ジルコニウム合金製圧力管などATR特有の機器の健全性及び信頼性も確認されている。事故・故障報告においてもATR特有の設計に起因する故障は生じていない。これは研究開発が適切になされたことを示していると考えられる。

プルトニウムの利用実績は、「ふげん」の研究開発成果のなかで特筆されるべきものである。即ち燃料体数で見た場合、世界の約1/5の使用実績を挙げ、炉心への装荷比率でも最高72%とこれまでの軽水炉でのMOX利用に比べて圧倒的に大きい装荷比率を達成している。これはMOX燃料集合体の装荷位置や装荷量に制約を与えないというATR特有の「ふげん」の利点を実証している。

軽水炉使用済燃料の燃焼度増加などMOX燃料の特性に影響する因子の変化への対応性も実証されている。これは様々な特性をもつMOX燃料に対応するという炉心管理技術の高度化と相まって達成されている。

「ふげん」では「核燃料サイクルの輪」を閉じる実証に昭和63年5月に成功している。これは「ふげん」で使用したMOX燃料をとり出して再処理工場で処理し、それをプルトニウム燃料工場で再び燃料に加工し、燃料集合体として「ふげん」に装荷して運転したことである。「ふげん」でのプルトニウム利用実績は、プルトニウム本格利用を先導的に具体化実証し我が国の核燃料サイクル技術の確立と蓄積に貢献したと高く評価できる。

運転管理技術面では、圧力管検査装置、重水精製装置、トリチウムモニタといったATR特有の技術を開発し活用している。軽水炉との共通技術では、冷却水質環境改善と応力腐食割れ低減のための水素注入技術、原子炉機器配管の除染技術、亜鉛注入による被ばく線量低減などの実績を残しており、その成果は高く評価できる。

以上のとおり、「ふげん」は、研究開発、運転を通して、わが国の原子力開発の推進に大きな役割を果たすとともに、わが国において初めて「核燃料サイクルの輪」を完結させるなど、わが国の核燃料サイクル政策を一部先行的に具現化したことは大いに評価されるべきである。

②得られた成果の普及、公開

成果の普及の点では開発初期の大洗センターでの実規模試験、主蒸気隔離弁再循環ポンプ、逆止弁など主要機器の国産化の経験が、軽水炉の国産化技術の改良標準化に役立つなど日本の原子力産業の発展に貢献している。

「ふげん」でのMOX燃料利用の経験は、軽水炉でのMOX燃料利用の安全指針や報告書の作成に参照され役立っている。また、水化学管理技術では水化学ハンドブックへの反映、電力やメーカーからの出向技術者を通して技術の伝承等が行われ、成果が軽水炉の運転に活用されている。

水素注入による冷却水質環境改善、亜鉛注入による放射性核種の配管への付着・蓄積の抑制等は、軽水炉にも適用され、成果の普及が有効に図られたと認められる。また、重水精製装置の開発では、そのノウハウが蓄積継承され、我が国の核融合開発において利用されており、波及効果が多大であったと認められる。

さらにチェルノブイリ事故時のプラント解析や圧力管型炉として共通性のある黒鉛減速沸騰軽水冷却圧力管型(RBMK)炉の安全支援が行われている。近隣アジア諸国の原子力安全支援の研修も実施された。電源開発(株)が建設を計画しているフルMOX-ABWRの運転要員の養成も行われている。これらはいずれも高く評価される。

成果がデータベースとして公開され、活用できるかたちで整備される予定である。ATRが実用化されなくてもプルトニウム利用技術継承は大切であり、これまで多額の国

費を使って得てきた技術は伝承して次に活かす工夫は非常に大切であると考え。

長い目で見て、自主技術の実証や長期間の実績の蓄積を通じて、プルトニウム利用技術の発展に貢献したことは高く評価できる。また、日米原子力協定の交渉や国際核燃料サイクル評価会議（INFCE）において、プルトニウムリサイクルを国策とするわが国の立場を強化することにも大きく貢献している。

開発の歴史や成果の全体像をビデオや冊子のかたちで一般にもわかりやすくまとめている点はすばらしい。一方、「ふげん」の成果が国内の一般市民にあまり認知されていないことも事実である。マスコミ的には実証炉の建設中止のみがクローズアップされ、失敗プロジェクトとして扱われることが多いと思われるが、MOX 燃料の利用が将来必要であるならば「ふげん」によって得られた使用実績はわが国にとって貴重であり、記録を保存するとともに機会あるごとにその意義を社会に PR されることを期待する。

6. その他

「ふげん」は MOX 燃料利用を先導し技術的に大きい成果を挙げたと評価できる。しかし ATR 実証炉計画は中止となった。その原因として経済性や軽水炉技術の進展などを列挙することは可能である。

しかし圧力管型炉は軽水炉のように大型原子炉容器の製造のインフラを必要としないこと、主要な開発を圧力管で代表できることなどの利点を有している。カナダ型重水炉（CANDU）はカナダのみならず韓国、中国、ルーマニアなどで用いられている。カナダ原子力公社（AECL）は圧力管型炉の利点を生かす戦略の上に事業を展開している。インドの重水減速冷却炉も最近の高い稼働率となっている。「ふげん」は大きい成果を挙げたと評価できるが、せっかく日本で開発された圧力管炉の技術の実用化が成功していないのは研究開発そのものに原因があるのではなく、商業化のモデルが不十分であったのではなかろうか。今後の教訓としては商業化と研究開発のより強い連携あるいは一体化したチームの必要性が挙げられる。これは今後の研究開発に共通する課題としてサイクル機構のみならず産業界、研究機関、原子力委員会での検討やプロジェクト立案に反映されるべきと考える。

また、平成7年以降の方針転換は、原子力委員会の場で決定されたものであり、確かにサイクル機構（動燃）に直接的な責任は無いと言える。ただし、原子力委員会が決定を行う際には、意見聴取を受けており、その決定に影響力を持つ立場でもある。原子力委員会の決定からはずれるような事業の実施が論外であることは当然であるが、統合後の新法人では情勢の変化をふまえた研究開発の方向性の変更などを、もっと自発的かつ積極的にアピールすべきである。国の基本方針についても自発的な主張を行ってこそ、新法人としての存在感を示すことができる。今後の活躍に期待したい。

7. 総合評価

国の原子力開発の基本政策のもと、プルトニウム利用を目的に、ATR を自主開発し、「ふげん」を建設し、運転に成功したことは大きなミッションを達成したものと評価する。

エネルギーの自立と自主技術の開発という国策に基いた ATR 開発の目的・意義は明

確であり、開発計画も妥当であったと評価する。研究開発の重点が当初目的から変化してきたのは開発をとりまく情勢の変化に対応するものであって、長期間を要する新型炉開発には止むを得ないものである。実証炉建設の中止も世界の情勢の変化に対応したもので、自主開発を行った諸外国ではどこでも経験のあることで、実証炉建設の中止のみをもって研究開発の成否を判断すべきものではない。

「ふげん」は長期にわたり安全かつ良好な運転を行い、その技術的諸性能を実証するとともに初めて日本の「核燃料サイクルの輪」を閉じるなど、その技術の確立に大きく貢献したと高く評価できる。

実証炉建設計画の中止により実証炉の基本設計に必要な技術は活用されなかったが、「ふげん」の建設・運転を通じて、核燃料サイクル技術の蓄積、原子力産業技術の育成、運転管理技術の軽水炉への波及など、得られた成果は大きいと判断する。

なお、本プロジェクトからの教訓としては、長期間の研究開発の中では、抜本的な方針の転換があり得ることを当然のこととして捉え、適切な見直しが行えるよう適宜検討しておくこと、技術的な課題の解決や実証のみならず、実用化につなげるための経済性向上のための研究開発を念頭に置きつつ進めていくことが重要であり、社会に認知されて初めて、真の意味での技術の実用化が可能になることが挙げられる。

本プロジェクト全体を俯瞰すると、自主技術の確立と実証を通じてプルトニウム利用の促進に大きく貢献しており、当初のゴールであった ATR 実証炉建設こそ実現しなかったものの、我が国の原子力開発の中で果たしてきた役割は大変に大きいものと評価できる。

以上

評 価 意 見

課題：「新型転換炉原型炉「ふげん」の開発」(事後評価)

1. 研究開発の目的・意義

(1) 新型転換炉「ふげん」の歴史を振り返ると昭和 41 年の原子力委員会で新型転換炉と高速増殖炉の開発が決定され、昭和 42 年 10 月 12 日、動燃が設立された直後より設計と研究開発が開始されている。1970 年(昭和 45 年) 11 月 30 日には原子炉設置許可を受け、建設は昭和 45 年(1970 年) 12 月開始されている。運転開始は 1979 年(昭和 54 年) 3 月 20 日である。これを日本国内の他の発電炉と比べると「ふげん」より以前に原子炉設置許可を受けたのは 8 基(GCR1 基、BWR4 基、PWR2 基)となっており「ふげん」より以前に運転開始していたプラントは 18 基(GCR1 基、BWR9 基、PWR8 基)となっている。海外における軽水炉での MOX 利用と比べると「ふげん」の設置許可以前に MOX 燃料の炉心装荷を開始していた軽水炉の基数は米国 4 基、ドイツ 2 基、ベルギーとイタリアが各 1 基となっている。「ふげん」が運転開始した 1979 年以前に MOX 燃料を装荷していた軽水炉の基数は米国 6 基、ドイツ 4 基、イタリア 2 基、フランス 1 基、スイス、ベルギー、オランダ、スウェーデン各 1 基となっている。なおフランスとドイツの軽水炉で MOX 利用が本格化したのは 1980 年代後半からである。

「ふげん」と類似の重水減速沸騰軽水冷却型炉には英国の SGHWR(10 万 kWe、1967 年運開)、カナダの Gentilly-1(26.6 万 kWe、1970 年運開) イタリアの CIRENE(4 万 kWe、1980 代建設後運転中止)がある。いずれにしても新型転換炉は日本の原子力利用が開始された当初に構想されている。我が国のエネルギーセキュリティと核燃料サイクルの確立に貢献するため可能な限り自主技術で開発を行うという「ふげん」の研究開発の目標と意義は的確であったと評価できよう。

研究開発の具体的目標は昭和 42 年には、長期的には天然ウランの供給のみで運転を維持するいわゆるプルトニウムセルフサステインが目標であり、昭和 53 年の原子力長期計画では「ふげん」は回収プルトニウムや減損ウラン等を利用できるプルトニウム燃焼炉が目標とされている。平成 7 年の新型転換炉実証炉建設中止の後には「ふげん」はプルトニウム利用技術開発施設、国際共同研究施設として利用することが目標となった。平成 10 年の長期計画ではふげんの平成 15 年の運転停止が述べられるとともに運転管理技術、運転停止後の廃止措置技術を円満に行うため必要な研究を行うことが目標となっている。これらの研究目標はいずれも時宜を得たものであったと評価できる。

核燃料サイクルの確立の場としての「ふげん」の研究開発は重要性が高く、社会的ニーズがあった。原子力国産化という日本の産業界のニーズとも合致していた。国の原子力長期計画に述べられる国の方針とも整合しており、サイクル機構が実施すべき課題であった。英国、カナダ等重水減速沸騰軽水冷却炉や軽水炉など関連技術動向も的確に把握されていた。

(2) 「ふげん」の運転継続を通して、プルトニウム利用の実証等を行うことは、我が国のプルトニウム利用及び核燃料サイクルの実証に関して重要と認められる。

平成 10 年における「運転終了の決定」を考慮すると、重水炉として、またプルトニ

ウム利用の点では、運転終了までに蓄積すべき経験、技術開発等があると思われる。その観点から、本課題の達成は、緊急性が高いと考えられる。

本課題の遂行は、これまでの研究開発の経緯から、サイクル機構が実施するのが妥当であると考えられる。

(3) 平成7年までの「ふげん」の開発に関しては、自主技術の確立や長期間にわたる健全性の実証、プルトニウム利用実績の蓄積、民間への技術移転など、目的・意義は明確であった。

しかし、平成7年の方針転換を受けて新たに計画された「ふげん」の活用方策は、原子力委員会の承認を得ないまま、結果的に平成10年の動燃改革の時点でそのほとんどが破棄されており、目的・意義が明確であったとは言い難いものと考えられる。

平成10年以降にも継続して実施された「運転管理技術の高度化」については、軽水炉への応用の必要性から導出された課題ではなく、あくまでも「ふげん」での必要性から実施されたものであり、民間からの強いニーズに基づくものとは認められない。

同じく「圧力管型炉の運転管理技術習得の場」についても、それが「ふげん」で実施されなければならなかった強い理由は認められず、「ふげん」自体の研究開発課題として目的・意義が明確であるとは認めがたい。

(4) 国の定めた原子力開発利用長期計画にもとづき、目的・意義は明確だった。

核燃料サイクルを国内で確立すること、自主技術で開発することの重要性は高かった。

(5) 平成7年の実証炉建設計画の中止までの原型炉を国の長期計画にそって国産技術の確立を目指した目的は、我が国のエネルギーの自立に向かって核燃料サイクルの確立とそのため新型原子力発電所を自主技術開発するものであり、その意義は明確、緊急性と社会的ニーズ、国の計画・方針との整合性、動燃（サイクル機構）による開発実施、いずれも妥当なものである。それに続く平成7年以後の目的は炉の開発から、「ふげん」を維持しそれを活用する計画へ変更され、具体的な目標が核燃料リサイクル、原子力安全の国際貢献、燃料・材料の照射としての利用におかれたが、平成10年の計画変更決定で完全実施されることなく新型転換炉開発から基本的に撤退せざるをえなくなり、平成15年の運転終了までにたてられた研究目的が発電炉「ふげん」の運転によるプルトニウム利用と運転管理技術（圧力管型）の集大成と廃止措置技術にあったことは、適切であったと考える。

(6) 「ふげん」の開発は国の原子力開発利用長期計画に基くものであり、その目的・意義は明確であり、国の計画・方針に沿うものであった。開発計画が策定された当時、わが国は経済成長の只中であってエネルギー需要の伸びは著しく、また一次エネルギーのほとんどを輸入原油に頼っていたために、経済発展とエネルギー自立のためには、海外原子力技術に依存しない核燃料サイクルを確立するための新型炉開発には十分な社会的・経済的ニーズと、重要性・緊急性が認められていた。しかし、新型炉の開発にはリスクを伴うために民間企業がこれを負うことは難しいこと、またエネルギー安全保障は国家安全保障の問題であることより、動燃がこれを実施することは当然であり、動燃はそのために設立されたと言ってよい。

(7) 新型転換炉原型炉「ふげん」の開発は、資源のない我が国のエネルギー自立への道を探る意味でその当初の目的・意義は明確であり、動燃時代を含めて核燃料サイクル開発機構が実施すべき適切な課題であった。平成7年の原子力委員会による見直し決定に

もとづき、①具体的な実用化計画を念頭に置いた開発はしない。②プルトニウム、回収ウラン等を柔軟且つ効率的に利用できる新型転換炉の特徴を活かしていく為の（核燃料リサイクルの進展に資する研究開発の一環としての）調査・研究をおこなう。③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の利用に限って平成7年度以降は取り組むことになった。さらに平成10年の見直しで上記①項目が削除され、圧力管関連の開発・データ蓄積だけが残り、代わって炉廃止措置技術開発が新たに加わった。これら原子力委員会の経済性、プルサーマル計画を考慮した見直しは適切であると考えられる。その意味で国の方針に対して整合性を持っている。しかしながら、その結果として、「ふげん」の開発という研究開発の目的・意義は非常に不明確になったが、それは核燃料サイクル開発機構の負うべきものではないと考える。

(8) 国のプロジェクトとして進められた「ふげん」の開発の目的・意義は原子力開発利用長期計画に位置づけられてきたことから明確かつ確であったと言えるが、社会情勢の変化につれて、社会的、経済的ニーズ、民間ニーズからずれてきたことにより現在に至ったものと思われる。しかしながら、「ふげん」の研究開発、運転を通して、わが国の原子力開発の推進に大きな役割を果たしたとともに、わが国において初めて核燃料サイクルの輪を完結させるなど、わが国の核燃料サイクル政策を一部先行的に具現化したことは大いに評価されるべきであり、また、自主開発の運転を通して得られたプルトニウム利用技術やプラントの運転管理技術は既存の軽水炉の運転管理技術への貢献もあり、その目的は十分果たしたと判断される。ただ、自主技術開発による新型炉の開発が実証炉へと結びつかなかった事実に対して謙虚に受け止め、今後の自主技術の原子力開発への教訓となすべき反省点が何であったかの、またどのようなことが課題と考えられるかを検討していただきたい。

(9) 原子力委員会決定「動力炉開発の基本方針について」に従って、長期的に重要な課題に取り組んでおり、妥当と考えられる。

(10) 本研究開発は、当初、国産技術による動力炉開発と核燃料サイクルの確立を基本とした国の政策に沿ったものであり、将来に備えた重要かつ緊急性のある研究開発であった。その政策の実施機関としての動燃があった以上、その研究開発の主体であることに異議をはさむものではない。とくに、原子力開発の後発国として輸入技術に依存するのみでなく、日本型原子炉を目指した自主開発による国内原子力技術基盤の確立、核燃料リサイクル技術の確立および実証という当時の目的は、日本の技術者をどれくらい勇気付け督励したか分からない。しかしながら、その後の社会的・経済的ニーズ、民間ニーズの変化から、国の計画・方針変更に伴い、計画変更、結果的に運転中止に追い込まれた事実から推察するに、ふげんの開発実施当事者の立場も十分理解できるが、電力会社をはじめとする民間の原子力技術開発への期待や展望を的確に把握していたのだろうか、把握していたとして何ができたのだろうか、という一連の疑問を持たざるを得ない。経緯のいかんによらず、ふげんの開発は国の方針変更に左右され続けてきたという意味で、国の計画・方針との整合性はとれていたというのは皮肉でもある。

2. 研究開発目標

(1) 平成7年度以降の研究開発目標として技術的諸性能の確認、プルトニウム利用の実証、運転管理技術の高度化を設定したのは適切である。実証炉建設中止という決定を受

けて計画を適切に見直してこれらの目標が設定されており妥当である。軽水炉利用の長期化という関連技術動向が的確に把握反映されていたと評価できる。

(2) 新型転換炉実証炉建設計画中止の決定（平成 7 年）以降、「ふげん」の運転を継続し、これまで培われたプラント管理技術、重水炉技術の高度化およびプルトニウム利用技術等の実証という目標は、我が国のプルトニウム利用及び核燃料サイクルの実証の観点から、妥当な設定と考えられる。

(3) 自主設計、建設した新型転換炉原型炉の運転を通じて、①技術的諸性能を確認する、②プルトニウム利用を実証する、③運転管理技術の高度化により ATR 技術基盤を高度化する、④国際協力に寄与する、という目標設定は適切と考える。

(4) 平成 7 年以後の研究開発目標は 1. (5) に述べたように、当初の「ふげん」の活用からその後の計画変更によって平成 15 年の運転終了までの目標が新型転換炉開発から基本的に離れたものとなったが、プルトニウム利用を実証する開発計画を幾多の外部情勢の変化による見直しを受けながら目標の中心におき貫けたことを高く評価したい。その間の軽水炉技術、諸外国の重水炉技術の情報による反映も適切である。

(5) ウラン濃縮技術を有しなかった当時のわが国において、エネルギーの自立のために天然ウラン燃料によるセルフサステインを目標とした場合、重水減速軽水冷却炉という選択は、既に実用化が始まっている軽水炉の技術が利用可能なために十分に現実的であり、妥当なものであった。その後、米国の核不拡散政策によってプルトニウム利用に制約が生じる中で、プルトニウムリサイクルを原子力開発の基本方針とするわが国においては、FBR 実用化への 1 ステップに資するという意味でセルフサステインよりもプルトニウム燃料利用技術の実証に重点を移したのは、十分に理解できる目標変更である。ATR 実証炉建設は平成 7 年に中止され、「ふげん」の開発目標もこれに伴い ATR 技術の実証、ATR 実証炉開発に資するための技術基盤高度化、プルトニウム利用技術開発、廃止措置技術開発と順次変化した。これはわが国が置かれた情勢の変化に応じたものであって新型炉開発では完全に避けることのできないものであり、目標の変更は情勢の変化に応じて適切に行われている。

「ふげん」の設計・運転管理においては、SGHWR、CANDU、軽水炉などの技術動向が、技術協力や共同研究などを通じて適宜反映されていたと考える。特に軽水炉との関係においては、BOP などの技術が活用できることから実験炉を飛ばして原型炉からの建設としたことは、関連技術が適切に反映されていることを示している。軽水炉と共通の問題に対して軽水炉の経験を導入したものもあるが、軽水炉に先行して実証・導入された技術も多い。

(6) 平成 7 年および 10 年の原子力委員会の決定を反映した本研究開発課題の①技術的諸性能の確認、②プルトニウムの利用と炉心管理技術の確立、③運転管理技術の高度化という研究開発目標設定は適切と考える。しかしながら、ブレークスルーすべき課題は不明確となってしまった。

諸外国の関連技術は的確に取得反映しているが、平成 10 年の原子力委員会の決定前に状況に応じた自主的な計画・目標の変更は、つまり、その時点での廃炉措置研究はスタートできなかったのか。

(7) 「ふげん」の開発目標は原子力開発利用長期計画等のなかで示されており、その意味では目標の設定は適切であったと言えるが、社会情勢によって見直され、最終的には撤

退することとなった。このことから鑑みるとブレークスルーすべき点が明確であったかが気にかかる。一方、長い年月を掛けての原子力開発の宿命とも言える社会情勢の変化に対する柔軟な対応の難しさによるものとも思われる。したがって、研究開発の目標についてはフレキシビリティがどの程度あったかがわかりませんが、このことに関する今後の課題としてどんなことが教訓として考えられるかを検討していただきたい。

(8) 天然ウラン燃料での運転を目標とし、自身の運転によって生成するプルトニウムと天然ウランを混ぜてプルトニウムを利用し、運転を継続するプルトニウムセルフサステインの達成が目標とされたが、当時の目標としては妥当である。

(9) その時々原子力長計に従って目標設定し、かつ実証炉建設計画の中止を受けて的確に目標が見直されており、妥当と考えられる。

(10) 国の計画・方針の変更に遭遇し、一見して開発目標の後付的対応を迫られ続けた感があるが、一貫して日本型原子炉を目指した自主開発による国内原子力技術基盤の確立、核燃料リサイクル技術の確立および実証という目的に対し、ATRの技術的諸性能確認、Pu利用技術の実証、運転管理技術高度化を目標としたことは、ブレークスルーすべき点の明確さ、時代の要求を的確に反映したという点で適切であったと判断するに足る。とくに、Pu利用技術の実証は軽水炉によるPuサーマル実施に向けて確たる技術基盤を提供することに繋がったこと、現行軽水炉技術高度化への波及効果を期待できた運転管理技術高度化は、軽水炉が直面したSCC対策などと連携して目標設定が正しかったことが伺われる。

3. 研究開発計画

(1) 「ふげん」の技術的諸性能の確認のためには各種の試験と運転、定期点検を行って運転信頼性と運転保守性を確認するとし、安全確保を第一に一定の稼働率を確保することを目標として長期的な運転保守計画を立案しているのは妥当である。プルトニウム利用技術開発では、はやくも昭和47年にMOX燃料装荷体数を6体から96体に飛躍的に増加させるとともに、昭和56年以降国産プルトニウムを利用する計画としたのは適切である。

運転管理技術の高度化では、新型転換炉特有技術である圧力管の検査技術、重水リサイクル技術、トリチウム取扱い技術をとりあげており、軽水炉と共通な管理技術として水素注入技術、系統除染及び亜鉛注入技術、運転信頼性向上のための計算機利用技術をとりあげている。これらは軽水炉利用の長期化を反映しており妥当であると評価できる。

(2) 今般の評価対象が、新型転換炉実証炉建設計画中止の決定（平成7年）以後の開発運転を通じて実施してきた技術開発等の実績と、25年にわたる開発成果の集大成であることから、運転実績を積むことが最重要であると考えられる。その点では、一定の稼働率を確保することを目指した長期的な運転・保守計画のもと、安全確保を最優先にして運転が行われたことが、開発計画が妥当なものであったとことの証だと考える。

一方、運転終了が決定された後、大量のデータを取扱うことが可能なプラントデータ収集システムを利用して、過渡状態での炉心性能評価実験が実施されなかったことが悔やまれる。なぜなら、過渡状態での炉心性能評価で得られるデータは、炉心性能及び運転条件の制約の範囲内で実施されても、その実験データが少ないために貴重であり、「ふげん」の安全性能評価に有効であるだけでなく、広く原子炉の安全研究において、

実験データは重要かつ有効であると考えられるからである。

(3) 長計における「ふげん」の役割が平成7年以降、当初の新型転換炉開発から基本的に離れざるを得なくなったという情勢の変化のなかで設定された研究開発計画は、「ふげん」のプルトニウム利用の実証、MOX 利用炉心の管理技術・データの蓄積、そして水素注入技術、被ばく線量低減の除染技術と亜鉛注入技術の実証等の課題の設定によりなされており、平成15年までの発電炉運転により実施していく計画として適切であったと評価する。

(4) 開発のための特性試験、開発試験、起動後の性能確認試験、運転管理技術の確立、SCCなど運転開始後に発生した問題の克服、運転管理技術の高度化と、開発期間中のフェーズと、開発をとりまく情勢の変化に対応した妥当な研究開発項目の設定がなされている。研究開発には、大洗工学センターや東海事業所などに建設された関連施設が有効に利用されている。

世界的に軽水炉でのプルサーマルが指向される以前において、MOX 燃料を実証規模で利用していたのは「ふげん」のみであり、また初期商用軽水炉と遜色ない設備利用率を達成し得たことから、MOX 燃料利用技術の実証において国際的にも先導的な役割を果たした。このことはまた、日米原子力協定の交渉や INFCE において、プルトニウムリサイクルを国策とするわが国の立場を強化することにも大きく貢献している。また、「ふげん」はわが国が海外からの技術導入に頼らず独自に開発した最初の炉であり、国内技術力の総合的な向上に寄与していると思われる。

実用化という観点では、国内メーカーや電源開発への技術移転にも配慮が行われて順調に進んでいたかに見えたが、実証炉建設は中止となった。これはわが国の経済環境の変化やプルサーマル路線への転換など、開発開始時点では予測できなかった情勢の変化によるところが大きいものの、現行軽水炉と比較した経済性の見通しについての評価が甘かったと言われても仕方がない。FBR 開発では軽水炉と比較した経済性目標を設定した上でのシステム設計が当然のように行われているが、当時は国策ということが優先してそのようなことを十分に行ってこなかったのではないだろうか。FBR 開発では教訓を反映して欲しい。

(5) 平成7年の原子力委員会決定では「実用化に向けての開発は継続しない」となっているが、電源開発(株)への技術移転と人を介しての技術の伝承をおこなっていることは逆に望ましいと考える。新型転換炉が実用化されなくてもプルトニウム利用技術継承は大切でありこれまで多額の国費を使って得てきた技術は伝承して次に活かす工夫は非常に大切であると考ええる。

(6) 研究開発目標を実現すべき研究開発計画が実行されてきたと思われるが、研究開発目標が社会情勢によって見直され、それによって研究開発計画も見直されてきたといえる。しかしながら、最終的には、撤退せざるを得なかったことから、実用化への道筋は的確に考えられていたとは言えない結果になってしまった。ただし、「ふげん」の研究開発は自主技術による核燃料サイクルの輪の完結、わが国の原子力開発の推進に大きな役割を果たしたとともに軽水炉への運転管理技術への貢献等十分評価される結果をもたらしており、研究開発計画は妥当と評価される。

(7) プルトニウムセルフサステインから、プルトニウム燃焼炉へと国が示す新型炉の役割の変化に、MOX 燃料の加工容量の制約を受けながらも適切に対応している。

- (8) ATR 特有技術だけでなく、プルトニウム利用や軽水炉技術にも関連した開発計画となっており、妥当と考えられる。
- (9) 各目標に対し、適切な研究開発項目の設定がなされ、実行可能な計画が立てられていたとともに、状況に応じて計画の中止・変更・追加などがなされており、概ね、妥当であったと判断する。

4. 研究開発実施体制

- (1) 研究開発は社内では敦賀本部とその下にある「ふげん」発電所を中心に大洗工学センター、東海事業所、人形峠事業所が協力する体制としている。外部との関係では国内原子力産業グループ、電気事業者、海外と国内の研究機関や学会と連携する体制をとっており妥当であると評価できる。
- 初期には英国とカナダから適切な情報を入手し活用するとともにこれらの機関でないとい実施できない試験を実施しており適切と考えられる。
- (2) 我が国において、重水減速炉は「ふげん」のみである。従って、研究協力を海外に求めることが多くなると予想され、その点での他機関との協力・連携（国際協力を含む）は適切であると判断する。
- (3) 平成7年からの新型転換炉の開発計画の急激な変更のもとで、活用方策計画を実施するための体制を、基本的に運転を継続しながら研究開発を進めるという方針のもとで、「ふげん」の要員体制を維持しつつ、かつ「もんじゅ」への要員展開をはかったことは、運転終了という来るべき状況に適切に対応した研究実施体制として適切であったと評価したい。また、海外との技術開発協力も効率的に進められ、研究開発に適切に反映されている。
- (4) 本社、発電所、大洗工学センター、東海事業所など内部組織の有機的協力のもとに開発と運転が行われており、また外部専門家・有識者による専門委員会を設置して研究開発方針の審議・助言を求めたことは妥当である。国内原子力メーカーが設計、製作、建設に参加し、また建設管理、運転管理を電源開発、日本原子力発電との協力のもとに進めたことによって、わが国独自の原子炉技術に関する技術移転と、軽水炉での経験の反映が十分に行われたものと判断する。
- 海外との協力では、類似炉型の開発経験のある組織と技術交流が盛んに行われている。またチェルノブイリ事故の後は、RBMK が「ふげん」と同じ圧力管型であったことから、ATR 用設計コードを用いた事故解析、RBMK の安全性向上への協力を行ったことは、重要な国際貢献であったと認められる。
- (5) 昭和 54 年度以降は外部の有識者を入れた技術検討委員会が実施されていない。今後、他の研究開発においても外部有識者からの意見を聞く委員会等の活用とその反映が効果的にできる体制が望まれる。
- (6) 「ふげん」と同じ重水炉を先行して開発していたカナダ、英国などと技術情報の購入や技術情報交換会議を行い、できるだけ効率的に開発を進めてきた。
- (7) 国内原子力関連メーカー、電気事業者等を含めたオールジャパン体制で、国内外研究機関との連携も適切であり、妥当と考えられる。
- (8) 国際協力、メーカー技術者との協力、研究グループ間の連携など、有効に機能して

いた。

5. 研究開発成果

①得られた成果の内容

(1) 運転実績では平均設備利用率 62%となっている。1980 年からの最近の約 20 年間の軽水炉のそれは約 74.5%である。これと比べて「ふげん」が原型炉であること年 2 回の燃料交換が必要であることを考慮すると「ふげん」は高い稼働率を達成したと評価できる。ジルコニウム合金製圧力管など新型転換炉特有の機器の健全性信頼性も確認されている。事故故障報告においても新型転換炉特有の設計に起因する故障は生じていない。これは研究開発が適切になされたことを示していると考えられる。

プルトニウムの利用実績は「ふげん」の研究開発成果のなかでも特筆されるべきものである。即ち燃料体数でみた場合世界の約 1/5 の使用実績を挙げ、炉心装荷比率でも最高 72%とこれまでの軽水炉での MOX 利用に比べて圧倒的に大きい装荷率を達成している。これは MOX 燃料集合体の装荷位置や装荷量に制約を与えないという新型転換炉特有の「ふげん」の利点を実証している。

軽水炉使用済燃料燃焼度の増加など MOX 燃料の特性に影響する因子の変化への対応性も実証されている。これは様々な特性をもつ MOX 燃料に対応するという炉心管理技術の高度化と相まって達成されている。

「ふげん」では核燃料サイクルの輪を閉じる実証に 1988 年 5 月に成功している。これは「ふげん」で使用した燃料をとり出して再処理工場で処理しそれにプルトニウム燃料工場で再び燃料に加工し燃料集合体として「ふげん」に装荷して運転することである。

「ふげん」でのプルトニウム利用実績はプルトニウム本格利用を先導的に具体化実証し我が国の核燃料サイクル技術の確立と蓄積に貢献したと高く評価できる。

運転管理技術面では圧力管検査装置、重水精製装置、トリチウムモニターといった新型転換炉特有の技術を開発し用いている。軽水炉との共通技術では、応力腐食割れ低減のための水素注入技術、原子炉機器配管の除染技術、亜鉛注入による被ばく線量低減などの実績を残している。

(2) 全炉心に対する MOX 燃料の装荷割合が 34%～72%まで変化し、様々な Pu 組成比での運転及び炉心管理が行われた。このことは、柔軟なプルトニウム利用技術の実証と、炉心管理技術の確立と実証が示されたと考える。さらに、核燃料サイクルを実炉規模で先行的に具体化して、核燃料サイクルの体現を実証した。さらに、新 MOX 燃料中の核分裂性プルトニウム組成比は約 60%～80%と、現行軽水炉で計画中の燃料組成とはやや異なるが、MOX 燃料の使用経験への寄与は大きいと評価できる。

水素注入による冷却水質環境改善とそれによってもたらされる応力腐食割れの防止や、亜鉛注入による放射性核種の配管への付着・蓄積の抑制は、軽水炉にも有用な技術であり、その成果は高く評価できる。

重水精製装置の開発は、他の軽水炉や高速炉とは異なり「ふげん」のみに必要な装置であるが、同装置の実用化の成功は、「ふげん」に有用であるのみならず、核融合開発においても有用であり、その実用化の成功の波及効果は多大であると認められる。

(3) 運転管理技術の高度化の個別課題に関しては、それぞれ優れた成果が得られており、研究開発目標や計画、成果について、高く評価できる。

(4) 新型転換炉の技術的諸性能については、運転実績、定期点検の実績が高く評価される。

プルトニウム利用では、炉心管理技術の確立が評価できる。

運転管理技術の高度化については、圧力管材料の評価、重水リサイクル、トリチウムモニターなど ATR 特有の技術と、水素注入技術による応力腐食割れ防止や系統化学除染など軽水炉とも共通の運転管理技術それぞれについて評価できる。

(5) 初臨界後より順調に発電を継続し、年 2 回の燃料交換サイクルで約 62% の平均設備利用率を得ており、商用軽水炉に匹敵する安定な運転により自主開発のプラントの性能、安全性を確認できたことを高く評価したい。プルトニウム利用実績でも MOX 燃料での漏洩発生もなく、その炉心管理技術を確立しており、使用済み MOX 燃料のプルトニウムの再処理による MOX 燃料への再加工とそれらの装荷で、核燃料サイクルの輪を完結して先行実証したこと、そして我が国の核燃料サイクルの要であるプルトニウム利用を先導したことを高く評価する。

運転管理技術の高度化については、①圧力管検査技術、②重水のリサイクル技術による再利用、③トリチウムの厳正な管理技術の確立による低い内部被ばくの維持、④水素注入による SCC 発生予防、⑤系統化学除染と亜鉛注入による恒久的な被ばく低減対策の国内での初めての実証、⑥運転支援の計算機利用技術、等の課題を設定して解決していった実績は、平成 7 年以降の状況変化に対応した研究計画を的確に実践した成果として評価したい。

さらに自主開発技術と運転経験をベースに、RBMK 炉への安全性支援や、近隣アジア諸国の原子力安全性向上を、特に原子力交流制度による技術者研修や講師派遣等により積極的に進め、貢献したことを高く評価したい。

(6) 初期の商用軽水炉と遜色ない設備利用率を達成したこと、自己リサイクル燃料を含めて世界一の MOX 燃料装荷実績を達成したこと、運転期間中に ATR 特有の技術に関する重大な不具合を経験しなかったことなどを考えると、総合的な ATR 技術、MOX 燃料利用技術が実証できたものと判断される。また、個別技術においては ATR 特有の MOX 炉心管理技術、圧力管検査技術、重水リサイクル技術、トリチウム管理技術、また軽水炉と共通の SCC 防止対策、被ばく低減化対策、運転管理への計算機利用技術などを開発し、十分な成果が得られたものとする。たとえば、商用軽水炉においては安全上の懸念から運転制御への最新計算機技術の導入に極めて保守的であり、非原子力分野に著しく遅れることが常である中、ファジィ給水制御器の開発はシミュレータ試験にとどまらず、実機への導入にまで至っており、原子力における計算機利用技術としては先進的である。

計画と比較した場合、実証炉建設につながる ATR 技術の実証という目標に対する純粋技術面においては十分な成果をあげたものとする。しかし、経済性に関しては「ふげん」の建設・運転経験が実証炉の経済性向上、特に資本費の向上に十分に反映されたかどうかについては、十分な成果が得られなかったことが民間に実証炉建設を躊躇させる結果につながったものと考えられる。

新型炉開発にはリスクがつきものであること、良好な運転実績により相当な売電収入が得られたこと、MOX 燃料の利用実績を積んだことは長期的に見て意義が大きいことを考えると、実証炉建設が実現しなかったとは言え投入資金以上の成果であると評価す

る。

(7) 水素注入による水質改善技術開発技術、亜鉛注入による被ばく線量の低減化技術開発、トリチウムモニターの開発、原子炉給水制御システムへのファジー制御の適用などは、学会賞受賞からも分かるように、本研究開発課題で得られた優れた成果である。

運転管理技術の開発の一つとして圧力管検査装置開発とその長期間適用による圧力管のクリープ歪み量検査結果から、圧力管の健全性確認と設計の妥当性を評価したことがある。これらは重要な成果と考える。

(8) 単一炉として世界一の MOX 燃料装荷規模、実炉規模での核燃料サイクルの達成などは、核燃料サイクル技術の蓄積に貢献している。

(9) 技術的な成果は十分得られ、国内原子力基盤の発展に貢献したと考えられる。結果的に実証炉開発につながらなかったということはあるが、トータルすれば十分な成果があったと考えられる。

(10) 自主開発による国内原子力技術基盤の確立という高邁な理想を掲げ、日本型原子炉を目指し、起動試験およびその後の運転実績を通じて設計どおりの性能確認が出来たことは、日本が誇るべき成果である。Pu 利用技術の実証、運転管理技術の高度化においても、目標を達成しつつ高い水準の成果を得ている。

費用対効果という観点では、判断材料に乏しいため、評価を控えざるをえない。一方、プラント建設費低減のために、ある程度犠牲になったと考えられる BOP 系統、とくに給水系統機器が原因で自動停止、手動停止に至った事例が多いが、これらは将来、日本が新たな新型炉開発計画を実施する際には十分考慮すべき点であろう。

なお、オンパワー時の燃料交換については必要性の観点から実施されなかったが、これも実施してみたかった項目の一つである。

②得られた成果の普及、公開

(1) 成果の普及の点では開発初期の大洗センターでの実規模試験、主蒸気隔離弁再循環ポンプ、逆止弁など主要機器の国産化の経験が軽水炉の国産化改良標準化に役立ったなど日本の原子力産業の発展に貢献している。

「ふげん」での MOX 燃料利用の経験は軽水炉での MOX 燃料利用の安全指針や報告書の作成に参照され役立っている。水化学管理技術では水化学ハンドブックの出版や電力やメーカーからの出向技術者を通して技術の伝承が行われ成果が軽水炉の運転に活用されている。

さらにチェルノブイリ事故時のプラント解析や圧力管型炉として共通性のある RBMK 炉の安全支援が行われている。近隣アジア諸国の原子力安全支援の研修も実施された。電源開発が建設を計画しているフル MOX-ABWR の運転要員の養成も行われている。これらはいずれも高く評価される。

(2) 水素注入による冷却水質環境改善、亜鉛注入による放射性核種の配管への付着・蓄積の抑制等は、軽水炉にも適用され、成果の普及が有効に図られたと認められる。また、重水精製装置の開発では、そのノウハウが蓄積継承され、我が国の核融合開発において利用されており、波及効果が多大であったと認められる。

(3) 運転管理技術の高度化の成果は、軽水炉にも導入されており、得られた成果の普及という観点からは高く評価できる。圧力管型炉の運転管理技術習得の場として、国際協

力への貢献を果たした点についても、高く評価できる。

長い目で見て、自主技術の実証や長期間の実績の蓄積を通じて、プルトニウム利用技術の発展に貢献したことは高く評価できるが、一方、「ふげん」の成果が国内の一般市民にあまり認知されていないことも事実であり、こうした視点からは得られた成果の普及公開に向けた活動が不十分であったと言わざるを得ない。

(4) 水素注入技術による応力腐食割れ防止や系統化学除染など軽水炉とも共通の運転管理技術については、国内の軽水炉に波及している。

国際貢献では、RBMK 炉の安全支援などで高く評価されている。

成果がデータベースとして公開され、活用できるかたちで整備される予定である。また、開発の歴史や成果の全体像をビデオや冊子のかたちで一般にもわかりやすくまとめている点はすばらしい。

(5) 成果の公開、国内、国外とも積極的になされている取得特許数、「ふげん」の研究開発で得たいくつかの技術に対する学会の表彰評価、そしてデータベースの整備による技術の集大成など、研究と技術面では適切であると評価する。しかし、プルトニウム利用と核燃料サイクルの輪を閉じて実証した「ふげん」の実績をもっと国民に知らせて、原子力の理解を高めるツールとして活用して欲しいと願っている。

(6) 海外技術導入でない独自開発の経験は、メーカーを通して軽水炉の国産化に反映されていると考えられる。また、MOX 燃料炉心の管理技術は軽水炉でのプルサーマルに十分に継承されるものと予想される。軽水炉と共通の運転管理技術については水化学の分野で成果が軽水炉に波及しており、運転制御への計算機利用についても先駆的役割を果たす可能性がある。また、RBMK の安全性向上にも役立っており、国際的にも貢献している。

成果の公表、特許出願、広報については十分行われていると判断する。マスコミ的には実証炉の建設中止のみがクローズアップされ、失敗プロジェクトとして扱われることが多いと思われるが、MOX 燃料の利用が将来必要であるならば「ふげん」によって得られた使用実績はわが国にとって貴重であり、記録を保存するとともに機会あるごとにその意義を社会に PR されることを期待する。

(7) 運転管理技術高度化に関する技術の普及・公開は積極的におこなっている。

費用対効果を考えた時、上記開発技術の軽水炉への適用・波及効果が考えられる。軽水炉で実際に適用する以前の平成7年前の結果も含めて「ふげん」での実績が有効に働いている。

リトアニアおよび中国を始めとする近隣アジア諸外国への原子力技術安全向上に向けての支援・協力と国際貢献は十分おこなっている。

(8) 再循環ポンプや主蒸気隔離弁などの主要機器について、「ふげん」の建設においてメーカーが最初の国産化にチャレンジして成功させたことは、それ以降の軽水炉での純国産化に役立っている。

(9) 軽水炉への技術の普及、成果発表、特許出願等妥当と考えられる。

(10) 動燃で実施したふげんの運転、改善にかかわる諸成果が、軽水炉運転管理技術の向上に直接貢献していることは明らかで、とくに水素注入や系統化学除染技術のふげんでの実証が BWR の安定運転に大きく役立っていることは特筆すべきであろう。電力、メーカーなど民間への技術移転は妥当であったと判断する。

また、Pu 利用実証成果は Pu サーマル実用化の布石として、技術的に十分な役割を果たしているものと判断するが、電力の広報にあまり利用されていないのはサイクル機構からの働きかけが不足しているのであろうか。

成果発表、特許などの実績は概ね妥当なものとする。しかしながら、成果の公開も相当なされているにもかかわらず、日本が誇るべき成果であることの認識が専門家以外の国民に十分知れ渡っていない。技術立国を目指す日本の中で、国の施策に沿いつつ、技術者の発想と努力・熱意を以って一つの完結した開発の成果を出した事実、社会がより価値を見出すべきであるが、そうっていないのは国民性、学校教育、日本社会の成り立ちなど様々な理由が考えられるが、まずはサイクル機構からの情報発信、PA のあり方にも一考をお願いしたい。

6. その他

(1) 「ふげん」は MOX 燃料利用を先導し技術的に大きい成果を挙げたと評価できる。しかし新型転換炉実証炉計画は残念ながら中止となった。その原因として設計や技術に関係する点や軽水炉技術の進展など様々を列挙することは可能である。(例えば設計面では炉心下部からの燃料交換方式に伴う炉心支持構造による炉心大型化時の耐震面からのコストアップ、オフパワー燃料交換に伴う稼働率の低下、圧力管方式に伴う多数の冷却系線配管の製造などがある。戦略面では大出力化によるコスト低減という軽水炉と同じ土俵での戦略をとったことなどを挙げるべきであろう。)しかし圧力管型炉は軽水炉のように大型原子炉容器の製造のインフラを必要としないこと。主要な開発を圧力管で代表できることなどの利点を有している。CANDU はカナダのみならず韓国、中国、ルーマニアなどで用いられている。AECL は圧力管型炉の利点を生かす戦略の上に事業を展開している。インドの重水減速冷却炉も最近の高い稼働率となっている。「ふげん」は大きい成果を挙げたと評価できるが、せっかく日本で開発された圧力管炉の技術の実用化が成功していないのは研究開発そのものに原因があるのではなく、商業化のモデルが不十分であったのではなかろうか。今後の教訓としては商業化と研究開発のより強い連携あるいは一体化したチームの必要性が挙げられる。これは今後の研究開発に共通する課題としてサイクル機構のみならず産業界、研究機関、原子力委員会での検討やプロジェクト立案に反映されるべきと考える。

(2) ふげんの評価に対し、海外と日本での評価に温度差があるような気がします。

(3) 本件のような大型プロジェクトにおいて、国による根本的な方針転換が行われる際の、研究開発当事者としての関わり方を再考するべきではないかと考える。平成 7 年以降の方針転換は、原子力委員会の場で決定されたものであり、確かにサイクル機構(動燃)に直接的な責任は無いとも言える。ただし、原子力委員会が決定を行う際には、当事者としての意見聴取を受けており、その決定にはかなり大きな影響力を持つ立場であったことは事実であろう。以下の視点は、上記の動燃の立場をふまえたものである。

平成 7 年に先立つ昭和 62 年には日米原子力協定が改定され、軽水炉でのプルトニウム利用が容認される下地が整った。もしこの時点で、改めてプルトニウム利用シナリオの根本的な再検討が行われていれば、ATR に代わってプルサーマルが将来的に広く利用されることになるだろうとの予見を持つことは十分に可能であり、動燃内でもその方向性に沿った計画変更のプランニング等ができたのではないかと。動燃として、原子力委員

会の決定からはずれるような事業の実施が論外であることは当然であるが、当事者としては情勢の変化をふまえた研究開発の方向性の変更などを、もっと自発的かつ積極的にアピールするべきであったと考える。平成7年に動燃によって計画されながら、結果的に平成10年のサイクル機構への移行に際して破棄されてしまった研究開発テーマの多くは、このような早期の自発的見直しがあれば、完遂することができていた可能性もあろう。またそれによって、軽水炉でのMOX利用をより円滑に進めるために、ふげんは現状以上の貢献を果たすことができたのではないかと考える。

原子力委員会の方針に従い、それをそのまま金科玉条のごとく受け入れるのみではなく、世の中の情勢をふまえて国の基本方針についても自発的な主張を行ってこそ、独立行政法人としての存在感を示すことができるのではないかと考える。

7. 総合評価

(1) 「ふげん」は長期にわたり安全かつ良好な運転を行い、その技術的諸性能を実証するとともに初めて日本の核燃料サイクルの輪をとじるなど、その技術の確立に大きく貢献したと高く評価できる。

(2) 国の原子力開発の基本政策のもと、プルトニウム利用を目的に、新型転換炉を自主開発し、原型炉ふげんを建設し、運転に成功したことは大きなミッションを達成したものと評価する。また、運転管理技術、炉心管理技術で得られた知見はわが国の原子力技術の蓄積、向上に大きく貢献したものと判断する。このようなもと、ふげんは与えられたミッションとしては成功したものと考える。

一方、炉型戦略上軽水炉から高速を基本とするという原子力の基本政策のもと、新型転換炉は補完的役割とするという変遷はあるものの、商業技術として採用するには経済的に見合わないと言われたことは、研究開発から実用化技術へと移行する上で、今後教訓とすべきことは多いと考える。

経済性に関しては、ふげんに限らず、わが国で原子力新技術を実用化する場合には、常に高コストとなり海外の同種のプラントと比較しても大幅に割高となる。このような状況は、革新的な原子力技術の採用、実用化を至難のこととし、ひいては原子力利用、産業の衰退へとなるものである。ふげんの事例なども含め、高コスト体質を詳細に分析し、見直すべきところは見直し、他の産業と競合できるようにしていくことが希求される。

(3) 新型転換炉実証炉建設計画中止の決定（平成7年）以降、「ふげん」の運転を継続することにより、これまで培われた炉心管理技術やプルトニウム利用技術等の有効性を実証した。特に、MOX燃料装荷による運転は、核燃料サイクルを実炉規模で先行的に具体化したものであり、その使用経験は、現行軽水炉でのMOX燃料利用において非常に参考になるであろうと思われる。

また、安定した運転を実現するために、水素注入による冷却水質環境改善、亜鉛注入による放射性核種の配管への付着・蓄積の抑制、重水精製装置の開発等の技術開発が実施された。これらの技術開発は、軽水炉や核融合開発において利用され、その成果は有効に利用されていると認められる。

一方、運転終了までに、過渡状態での炉心特性評価をするための運転が実施されなかったことは、得られるデータが貴重であり、原子炉の安全研究において非常に有用なデータと成りうると思われるだけに、非常に残念である。

(4) 本プロジェクト全体を俯瞰すると、自主技術の確立と実証を通じてプルトニウム利用の促進に大きく貢献しており、当初のゴールであった ATR 実証炉建設こそ実現しなかったものの、我が国の原子力開発の中で果たしてきた役割は大変に大きいものと評価できる。

しかし、国による根本的な方針転換が行われた時点での、計画の見直しに、不十分な点があったことも事実であろう。また、優れた成果を一般国民にアピールして支持を得るための努力に欠けていた点も否めない。それらの責はひとりサイクル機構（旧動燃）に負わされるべきものではないが、当事者としては、

- ①長期間の研究開発の中では、抜本的な方針の転換があり得ることを当然のこととして捉えるべきこと
- ②方針転換の際に取り得る選択肢や、退出戦略（サンセット・ルール）をもあらかじめ検討しておくべきこと
- ③技術的な課題の解決や実証のみならず、それらが社会に認知されて初めて、真の意味での技術の実用化が可能になること

などが、本プロジェクトからの教訓として得られるものと考えられる。

(5) 実証炉の建設中止という平成 7 年をスタート年とし、平成 15 年の「ふげん」の運転終了までの研究開発は、新型転換炉開発という柱を失うものとなったが、「ふげん」の優れた原子力特性を活用して、プルトニウム利用の研究開発を最終年度まで継続し、運転管理技術の高度化、国際貢献にも軸足をおいて適切に研究開発を進めている。目標の成果を適切に得ていると評価したい。

(6) エネルギーの自立と自主技術の開発という国策に基いた ATR 開発の目的・意義は明確であり、開発計画も妥当であったと評価する。研究開発の重点が当初目的から変化してきたのは開発をとりまく情勢の変化に対応するものであって、長期間を要する新型炉開発には止むを得ないものである。実証炉建設の中止も世界環境を含む情勢の変化によるもので、自主開発を行った諸外国ではどこでも経験のあることで、実証炉建設の中止のみをもって研究開発の成否を判断すべきものではない。しかし、「ふげん」の経験が実証炉計画の経済性向上に十分に反映されていたかどうかについては疑問なしとしない。

にもかかわらず、「ふげん」の運転によって MOX 燃料利用技術が実証されたことは、わが国の原子力開発にとっても、また国際的にも価値のあることである。また、軽水炉の国産化や運転管理技術高度化を行うためのテストベッドとしての役割を果たしたことは、十分な成果であったと考える。そして何よりも、外国の意見を聞くことと海外技術導入が大好きなわが国にとって、自主開発を行ったことは極めて貴重な経験であったと言える。

(7) 原子力長期計画や原子力委員会決定に沿って目標を設定しているため、目標設定に自主性が認めにくい課題であった。どの程度核燃料サイクル開発機構が自主性を持って開発を進め、組織外に対して見なおしを提案できる状況であったかどうか不明であるが、今後他の研究課題の推進にあたって、是非とも適切な自主的な目標の見直しを実施して頂きたい。

(8) 実証炉建設計画の中止により実証炉の基本設計に必要な技術は活用されなかったが、「ふげん」の建設・運転を通じて、核燃料サイクル技術の蓄積、原子力産業技術の育成、

運転管理技術の軽水炉への波及など、得られた成果は大きいと判断する。

(9) ATR 技術のみならず、プルトニウムリサイクル利用、軽水炉への技術の普及、原子力基盤の発展、人材育成等、十分な成果が得られたと評価できる。

(10) 本課題は、開発初期の Pu 利用におけるふげんの役割から、略 10 年毎の方針変更にもともなう役割の変化、とくに 1995 年実証炉建設中止に伴う研究開発計画の変更と運転中止を余儀なくされたにもかかわらず、終始、軽水炉運転管理技術高度化のパイロットプラント的な役割を果たすとともに、Pu 利用技術の実証を通じて Pu サーマル推進路線に対し技術的な貢献を行うに必要かつ重要な実証データを蓄積・提供することとなったことは、日本の原子力開発の一つの成果として高く評価するものである。問題は次の世代への技術継承を組織的に、また国としてもこれをいかにバックアップするかであろう。

一般の人は、「ふげん」がすでに一つの完結した日本独自の技術開発成果であることをほとんど知らないのが実情であろう。また、国の方針変更に左右され、結局はプラント寿命以前に運転終了になったことから、誇るべき技術に対して技術者の持つべき自信、信念が萎縮しているように一部感じられるのは、あまりにも穿った感想であろうか。こうした意味でも、ふげんという国産原子炉の技術的達成について、より広く宣伝すべきであろうと考える。

以上

【意見1】

1. 研究開発の目的意義

新型転換炉「ふげん」の歴史を振り返ると昭和41年の原子力委員会で新型転換炉と高速増殖炉の開発が決定され、昭和42年10月12日、動燃が設立された直後より設計と研究開発が開始されている。1970年(昭和45年)11月30日には原子炉設置許可を受け、建設は昭和45年(1970年)12月開始されている。運転開始は1979年(昭和54年)3月20日である。これを日本国内の他の発電炉と比べると「ふげん」より以前に原子炉設置許可を受けたのは8基(GCR1基、BWR4基、PWR2基)となっており「ふげん」より以前に運転開始していたプラントは18基(GCR1基、BWR9基、PWR8基)となっている。海外における軽水炉でのMOX利用と比べると「ふげん」の設置許可以前にMOX燃料の炉心装荷を開始していた軽水炉の基数は米国4基、ドイツ2基、ベルギーとイタリアが各1基となっている。「ふげん」が運転開始した1979年以前にMOX燃料を装荷していた軽水炉の基数は米国6基、ドイツ4基、イタリア2基、フランス1基、スイス、ベルギー、オランダ、スウェーデン各1基となっている。なおフランスとドイツの軽水炉でMOX利用が本格化したのは1980年代後半からである。

「ふげん」と類似の重水減速沸騰軽水冷却型炉には英国のSGHWR(10万kWe、1967年運開)、カナダのGentilly-1(26.6万kWe、1970年運開)イタリアのCIRENE(4万kWe、1980年代建設後運転中止)がある。いずれにしても新型転換炉は日本の原子力利用が開始された当初に構想されている。我が国のエネルギーセキュリティと核燃料サイクルの確立に貢献するため可能な限り自主技術で開発を行うという「ふげん」の研究開発の目標と意義は的確であったと評価できよう。

研究開発の具体的目標は昭和42年には、長期的には天然ウランの供給のみで運転を維持するいわゆるプルトニウムセルフサステインが目標であり、昭和53年の原子力長期計画では「ふげん」は回収プルトニウムや減損ウラン等を利用できるプルトニウム燃焼炉が目標とのべられている。平成7年の新型転換炉実証炉建設中止の後は「ふげん」はプルトニウム利用技術開発施設、国際共同研究施設として利用することが目標となった。平成10年の長期計画ではふげんの平成15年の運転停止が述べられるとともに運転管理技術、運転停止後の廃止措置技術を円満に行うため必要な研究を行うことが目標となっている。これらの研究目標はいずれも時宜を得たものであったと評価できる。

核燃料サイクルの確立の場としての「ふげん」の研究開発は重要性が高く、社会的ニーズがあった。原子力国産化という日本の産業界のニーズとも合致していた。国の原子力長期計画に述べられる国の方針とも整合しており、サイクル機構が実施すべき課題であった。英国、カナダ等重水減速沸騰軽水冷却炉や軽水炉など関連技術動向も的確に把握されていた。

2. 研究開発目標

平成7年度以降の研究開発目標として技術的諸性能の確認、プルトニウム利用の実証、運転管理技術の高度化を設定したのは適切である。実証炉建設中止という決定を受けて計画を適切に見直してこれらの目標が設定されており妥当である。軽水炉利用の長期化という関連技術動向が的確に把握反映されていたと評価できる。

3. 研究開発計画

「ふげん」の技術的諸性能の確認のためには各種の試験と運転、定期点検を行って運転信頼性と運転保守性を確認するとし、安全確保を第一に一定の稼働率を確保することを目標として長期的な運転保

守計画を立案しているのは適当である。プルトニウム利用技術開発では、はやくも昭和47年にMOX燃料装荷体数を6体から96体に飛躍的に増加させるとともに、昭和56年以降国産プルトニウムを利用する計画としたのは適切である。

運転管理技術の高度化では、新型転換炉特有技術である圧力管の検査技術、重水リサイクル技術、トリチウム取扱い技術を取りあげており、軽水炉と共通な管理技術として水素注入技術、系統除染及び亜鉛注入技術、運転信頼性向上のための計算機利用技術を取りあげている。これらは軽水炉利用の長期化を反映しており妥当であると評価できる。

4. 研究開発実施体制

研究開発は社内では敦賀本部とその下にある「ふげん」発電所を中心に大洗工学センター、東海事業所、人形峠事業所が協力する体制としている。外部との関係では国内原子力産業グループ、電気事業者、海外と国内の研究機関や学会と連携する体制をとっており妥当であると評価できる。

初期には英国とカナダから適切な情報を入手し活用するとともにこれらの機関でないと実施できない試験を実施しており適切と考えられる。

5. 研究開発成果

①得られた成果の内容

運転実績では平均設備利用率62%となっている。1980年からの最近の約20年間の軽水炉のそれは約74.5%である。これと比べて「ふげん」が原型炉であること年2回の燃料交換が必要であることを考慮すると「ふげん」は高い稼働率を達成したと評価できる。ジルコニウム合金製圧力管など新型転換炉特有の機器の健全性信頼性も確認されている。事故故障報告においても新型転換炉特有の設計に起因する故障は生じていない。これは研究開発が適切になされたことを示していると考えられる。

プルトニウムの利用実績は「ふげん」の研究開発成果のなかでも特筆されるべきものである。即ち燃料体数でみた場合世界の約1/5の使用実績を挙げ、炉心装荷比率でも最高72%とこれまでの軽水炉でのMOX利用に比べて圧倒的に大きい装荷率を達成している。これはMOX燃料集合体の装荷位置や装荷量に制約を与えないという新型転換炉特有の「ふげん」の利点を実証している。

軽水炉使用済燃料燃焼度の増加などMOX燃料の特性に影響する因子の変化への対応性も実証されている。これは様々な特性をもつMOX燃料に対応するという炉心管理技術の高度化と相まって達成されている。

「ふげん」では核燃料サイクルの輪を閉じる実証に1988年5月に成功している。これは「ふげん」で使用した燃料をとり出して再処理工場で処理しそれにプルトニウム燃料工場で再び燃料に加工し燃料集合体として「ふげん」に装荷して運転することである。

「ふげん」でのプルトニウム利用実績はプルトニウム本格利用を先導的に具体化実証し我が国の核燃料サイクル技術の確立と蓄積に貢献したと高く評価できる。

運転管理技術面では圧力管検査装置、重水精製装置、トリチウムモニターといった新型転換炉特有の技術を開発し用いている。軽水炉との共通技術では、応力腐食割れ低減のための水素注入技術、原子炉機器配管の除染技術、亜鉛注入による被ばく線量低減などの実績を残している。

②得られた成果の普及、公開

成果の普及の点では開発初期の大洗センターでの実規模試験、主蒸気隔離弁再循環ポンプ、逆止弁等など軽水炉主要機器の国産化の経験が軽水炉の国産化改良標準化に役立ったなど日本の原子力産業の発展に貢献している。

「ふげん」でのMOX燃料利用の経験は軽水炉でのMOX燃料利用の安全指針や報告書の作成に参照され役立っている。水化学管理技術では水化学ハンドブックの出版や電力やメーカーからの出向技

術者を通して技術の伝承が行われ成果が軽水炉の運転に活用されている。

さらにチェルノブイリ事故時のプラント解析や圧力管型炉として共通性のある RBMK 炉の安全支援が行われている。近隣アジア諸国の原子力安全支援の研修も実施された。電源開発が建設を計画しているフル MOX-ABWR の運転要員の養成も行われている。これらはいずれも高く評価される。

6. その他

「ふげん」は MOX 燃料利用を先導し技術的に大きい成果を挙げたと評価できる。しかし新型転換炉実証炉計画は残念ながら中止となった。その原因として設計や技術に関係する点や軽水炉技術の進展など様々を列挙することは可能である。(例えば設計面では炉心下部からの燃料交換方式に伴う炉心支持構造による炉心大型化時の耐震面からのコストアップ、オフパワー燃料交換に伴う稼働率の低下、圧力管方式に伴う多数の冷却系線配管の製造などがある。戦略面では大出力化によるコスト低減という軽水炉と同じ土俵での戦略をとったことなどを挙げることができよう。)しかし圧力管型炉は軽水炉のように大型原子炉容器の製造のインフラを必要としないこと。主要な開発を圧力管で代表できることなどの利点を有している。CANDU はカナダのみならず韓国、中国、ルーマニアなどで用いられている。AECL は圧力管型炉の利点を生かす戦略の上に事業を展開している。インドの重水減速冷却炉も最近の高い稼働率となっている。「ふげん」は大きい成果を挙げたと評価できるが、せっかく日本で開発された圧力管炉の技術の実用化が成功していないのは研究開発そのものに原因があるのではなく、商業化のモデルが不十分であったのではなかろうか。今後の教訓としては商業化と研究開発のより強い連携あるいは一体化したチームの必要性が挙げられる。これは今後の研究開発に共通する課題としてサイクル機構のみならず産業界、研究機関、原子力委員会での検討やプロジェクト立案に反映されるべきと考える。

7. 総合評価

「ふげん」は長期にわたり安全かつ良好な運転を行い、その技術的諸性能を実証するとともに初めて日本の核燃料サイクルの輪をとじるなど、その技術の確立に大きく貢献したと高く評価できる。

【意見2】

7. 総合評価

国の原子力開発の基本政策のもと、プルトニウム利用を目的に、新型転換炉を自主開発し、原型炉ふげんを建設し、運転に成功したことは大きなミッションを達成したものと評価する。また、運転管理技術、炉心管理技術で得られた知見はわが国の原子力技術の蓄積、向上に大きく貢献したものと判断する。このようなもと、ふげんは与えられたミッションとしては成功したものとする。

一方、炉型戦略上軽水炉から高速を基本とするという原子力の基本政策のもと、新型転換炉は補完的役割とするという変遷はあるものの、商業技術として採用するには経済的に見合わないと言われたことは、研究開発から実用化技術へと移行する上で、今後教訓とすべきことは多いと考える。

経済性に関しては、ふげんに限らず、わが国で原子力新技術を実用化する場合には、常に高コストとなり海外の同種のプラントと比較しても大幅に割高となる。このような状況は、革新的な原子力技術の採用、実用化を至難のこととし、ひいては原子力利用、産業の衰退へとなるものである。ふげんの事例なども含め、高コスト体質を詳細に分析し、見直すべきところは見直し、他の産業と競合できるようにしていくことが希求される。

【意見3】

1. 研究開発の目的意義

「ふげん」の運転継続を通して、プルトニウム利用の実証等を行うことは、我が国のプルトニウム利用及び核燃料サイクルの実証に関して重要と認められる。

平成10年における「運転終了の決定」を考慮すると、重水炉として、またプルトニウム利用の点では、運転終了までに蓄積すべき経験、技術開発等があると思われる。その観点から、本課題の達成は、緊急性が高いと考えられる。

本課題の遂行は、これまでの研究開発の経緯から、サイクル機構が実施するのが妥当であると考えられる。

2. 研究開発目標

新型転換炉実証炉建設計画中止の決定（平成7年）以降、「ふげん」の運転を継続し、これまで培われたプラント管理技術、重水炉技術の高度化およびプルトニウム利用技術等の実証という目標は、我が国のプルトニウム利用及び核燃料サイクルの実証の観点から、妥当な設定と考えられる。

3. 研究開発計画

今般の評価対象が、新型転換炉実証炉建設計画中止の決定（平成7年）以後の開発運転を通じて実施してきた技術開発等の実績と、25年にわたる開発成果の集大成であることから、運転実績を積むことが最重要であると考えられる。その点では、一定の稼働率を確保することを目指した長期的な運転・保守計画のもと、安全確保を最優先にして運転が行われたことが、開発計画が妥当なものであったことの証だと考える。

一方、運転終了が決定された後、大量のデータを取扱うことが可能なプラントデータ収集システムを利用して、過渡状態での炉心性能評価実験が実施されなかったことが悔やまれる。なぜなら、過渡状態での炉心性能評価で得られるデータは、炉心性能及び運転条件の制約の範囲内で実施されても、その実験データが少ないために貴重であり、「ふげん」の安全性能評価に有効であるだけでなく、広く原子炉の安全研究において、実験データは重要かつ有効であると考えられるからである。

4. 研究開発実施体制

我が国において、重水減速炉は「ふげん」のみである。従って、研究協力を海外に求めることが多くなると予想され、その点での他機関との協力・連携（国際協力を含む）は適切であると判断する。

5. 研究開発成果

①得られた成果の内容

全炉心に対するMOX燃料の装荷割合が34%～72%まで変化し、様々なPu組成比での運転及び炉心管理が行われた。このことは、柔軟なプルトニウム利用技術の実証と、炉心管理技術の確立と実証が示されたと考える。さらに、核燃料サイクルを実炉規模で先行的に具体化して、核燃料サイクルの体現を実証した。さらに、新MOX燃料中の核分裂性プルトニウム組成比は約60%～80%と、現行軽水炉で計画中の燃料組成とはやや異なるが、MOX燃料の使用経験への寄与は大きいと評価できる。

水素注入による冷却水質環境改善とそれによってもたらされる応力腐食割れの防止や、亜鉛注入による放射性核種の配管への付着・蓄積の抑制は、軽水炉にも有用な技術であり、その成果は高く評価できる。

重水精製装置の開発は、他の軽水炉や高速炉とは異なり「ふげん」のみに必要な装置であるが、同装置の実用化の成功は、「ふげん」に有用であるのみならず、核融合開発においても有用であり、その実用化の成功の波及効果は多大であると考えられる。

②得られた成果の普及、公開

水素注入による冷却水質環境改善、亜鉛注入による放射性核種の配管への付着・蓄積の抑制等は、軽水炉にも適用され、成果の普及が有効に図られたと認められる。また、重水精製装置の開発では、そのノウハウが蓄積継承され、我が国の核融合開発において利用されており、波及効果が多大であったと認められる。

7. 総合評価

新型転換炉実証炉建設計画中止の決定（平成7年）以降、「ふげん」の運転を継続することにより、これまで培われた炉心管理技術やプルトニウム利用技術等の有効性を実証した。特に、MOX燃料装荷による運転は、核燃料サイクルを実炉規模で先行的に具体化したものであり、その使用経験は、現行軽水炉でのMOX燃料利用において非常に参考になるであろうと思われる。

また、安定した運転を実現するために、水素注入による冷却水質環境改善、亜鉛注入による放射性核種の配管への付着・蓄積の抑制、重水精製装置の開発等の技術開発が実施された。これらの技術開発は、軽水炉や核融合開発において利用され、その成果は有効に利用されていると認められる。

一方、運転終了までに、過渡状態での炉心特性評価をするための運転が実施されなかったことは、得られるデータが貴重であり、原子炉の安全研究において非常に有用なデータと成りうると思われるだけに、非常に残念である。

【意見4】

1. 研究開発の目的意義

平成7年までの「ふげん」の開発に関しては、自主技術の確立や長期間にわたる健全性の実証、プルトニウム利用実績の蓄積、民間への技術移転など、目的・意義は明確であった。

しかし、平成7年の方針転換を受けて新たに計画された「ふげん」の活用方策は、原子力委員会の承認を得ないまま、結果的に平成10年の動燃改革の時点でそのほとんどが破棄されており、目的・意義が明確であったとは言い難いものと考えられる。

平成10年以降にも継続して実施された「運転管理技術の高度化」については、軽水炉への応用の必要性から導出された課題ではなく、あくまでも「ふげん」での必要性から実施されたものであり、民間からの強いニーズに基づくものとは認められない。

同じく「圧力管型炉の運転管理技術習得の場」についても、それが「ふげん」で実施されなければならなかった強い理由は認められず、「ふげん」自体の研究開発課題として目的・意義が明確であるとは認めがたい。

5. 研究開発成果

①得られた成果の内容

運転管理技術の高度化の個別課題に関しては、それぞれ優れた成果が得られており、研究開発目標や計画、成果について、高く評価できる。

②得られた成果の普及、公開

運転管理技術の高度化の成果は、軽水炉にも導入されており、得られた成果の普及という観点からは高く評価できる。圧力管型炉の運転管理技術習得の場として、国際協力への貢献を果たした点についても、高く評価できる。

長い目で見て、自主技術の実証や長期間の実績の蓄積を通じて、プルトニウム利用技術の発展に貢献したことは高く評価できるが、一方、「ふげん」の成果が国内の一般市民にあまり認知されていないことも事実であり、こうした視点からは得られた成果の普及公開に向けた活動が不十分であったと言わざるを得ない。

6. その他

本件のような大型プロジェクトにおいて、国による根本的な方針転換が行われる際の、研究開発当事者としての関わり方を再考するべきではないかと考える。平成7年以降の方針転換は、原子力委員会の場で決定されたものであり、確かにサイクル機構（動燃）に直接的な責任は無いとも言える。ただし、原子力委員会が決定を行う際には、当事者としての意見聴取を受けており、その決定にはかなり大きな影響力を持つ立場であったことは事実であろう。以下の視点は、上記の動燃の立場をふまえたものである。

平成7年に先立つ昭和62年には日米原子力協定が改定され、軽水炉でのプルトニウム利用が容認される下地が整った。もしこの時点で、改めてプルトニウム利用シナリオの根本的な再検討が行われていれば、ATRに代わってプルサーマルが将来的に広く利用されることになるだろうとの予見を持つことは十分に可能であり、動燃内でもその方向性に沿った計画変更のプランニング等ができたのではないかと動燃として、原子力委員会の決定からはずれるような事業の実施が論外であることは当然であるが、当事者としては情勢の変化をふまえた研究開発の方向性の変更などを、もっと自発的かつ積極的にアピールするべきであったと考える。平成7年に動燃によって計画されながら、結果的に平成10年のサイクル機構への移行に際して破棄されてしまった研究開発テーマの多くは、このような早期の自発的見直しがあれば、完遂することができていた可能性もあろう。またそれによって、軽水炉でのMOX利用をより円滑に進めるために、ふげんは現状以上の貢献を果たすことができたのではないかと。

原子力委員会の方針に従い、それをそのまま金科玉条のごとく受け入れるのみではなく、世の中の情勢をふまえて国の基本方針についても自発的な主張を行ってこそ、独立行政法人としての存在感を示すことができるのではないかと考える。

7. 総合評価

本プロジェクト全体を俯瞰すると、自主技術の確立と実証を通じてプルトニウム利用の促進に大きく貢献しており、当初のゴールであったATR実証炉建設こそ実現しなかったものの、我が国の原子力開発の中で果たしてきた役割は大変に大きいものと評価できる。

しかし、国による根本的な方針転換が行われた時点での、計画の見直しに、不十分な点があったことも事実であろう。また、優れた成果を一般国民にアピールして支持を得るための努力に欠けていた点も否めない。それらの責はひとりサイクル機構（旧動燃）に負わされるべきものではないが、当事者としては、

- ①長期間の研究開発の中では、抜本的な方針の転換があり得ることを当然のこととして捉えるべきこと
- ②方針転換の際に取り得る選択肢や、退出戦略（サンセット・ルール）をもあらかじめ検討しておくべきこと
- ③技術的な課題の解決や実証のみならず、それらが社会に認知されて初めて、真の意味での技術の実用化が可能になること

などが、本プロジェクトからの教訓として得られるものと考えられる。

【意見5】

1. 研究開発の目的意義

原子力委員会決定「動力炉開発の基本方針について」に従って、長期的に重要な課題に取り組んでおり、妥当と考えられる。

2. 研究開発目標

その時々原子力長計に従って目標設定し、かつ実証炉建設計画の中止を受けて的確に目標が見直されており、妥当と考えられる。

3. 研究開発計画

ATR特有技術だけでなく、プルトニウム利用や軽水炉技術にも関連した開発計画となっており、妥当と考えられる。

4. 研究開発実施体制

国内原子力関連メーカー、電気事業者等を含めたオールジャパン体制で、国内外研究機関との連携も適切であり、妥当と考えられる。

5. 研究開発成果

①得られた成果の内容

技術的な成果は十分得られ、国内原子力基盤の発展に貢献したと考えられる。結果的に実証炉開発につながらなかったということはあるが、トータルすれば十分な成果があったと考えられる。

②得られた成果の普及、公開

軽水炉への技術の普及、成果発表、特許出願等妥当と考えられる。

7. 総合評価

ATR技術のみならず、プルトニウムリサイクル利用、軽水炉への技術の普及、原子力基盤の発展、人材育成等、十分な成果が得られたと評価できる。

【意見6】

1. 研究開発の目的意義

国の定めた原子力開発利用長期計画にもとづき、目的・意義は明確だった。

核燃料サイクルを国内で確立すること、自主技術で開発することの重要性は高かった。

2. 研究開発目標

自主設計、建設した新型転換炉原型炉の運転を通じて、①技術的諸性能を確認する、②プルトニウム利用を実証する、③運転管理技術の高度化によりATR技術基盤を高度化する、④国際協力に寄与する、という目標設定は適切と考える。

5. 研究開発成果

①得られた成果の内容

新型転換炉の技術的諸性能については、運転実績、定期点検の実績が高く評価される。

プルトニウム利用では、炉心管理技術の確立が評価できる。

運転管理技術の高度化については、圧力管材料の評価、重水リサイクル、トリチウムモニタなどATR特有の技術と、水素注入技術による応力腐食割れ防止や系統化学除染など軽水炉とも共通の運転管理技術それぞれについて評価できる。

②得られた成果の普及、公開

水素注入技術による応力腐食割れ防止や系統化学除染など軽水炉とも共通の運転管理技術については、国内の軽水炉に波及している。

国際貢献では、RMBK炉の安全支援などで高く評価されている。

成果がデータベースとして公開され、活用できるかたちで整備される予定である。また、開発の歴史や成果の全体像をビデオや冊子のかたちで一般にもわかりやすくまとめている点はすばらしい。

【意見7】

1. 研究開発の目的意義

平成7年の実証炉建設計画の中止までの原型炉を国の長期計画にそって国産技術の確立を目指した目的は、我が国のエネルギーの自立に向かって核燃料サイクルの確立とそのための新型原子力発電所を自主技術開発するものであり、その意義は明確、緊急性と社会的ニーズ、国の計画・方針との整合性、動燃（サイクル機構）による開発実施、いずれも妥当なものである。それに続く平成7年以後の目的は炉の開発から、「ふげん」を維持しそれを活用する計画へ変更され、具体的な目標が核燃料リサイクル、原子力安全の国際貢献、燃料・材料の照射としての利用におかれたが、平成10年の計画変更決定で完全実施されることなく新型転換炉開発から基本的に撤退せざるをえなくなり、平成15年の運転終了までにたてられた研究目的が発電炉「ふげん」の運転によるプルトニウム利用と運転管理技術（圧力管型）の集大成と廃止措置技術にあったことは、適切であったと考える。

2. 研究開発目標

平成7年以後の研究開発目標は1. に述べたように、当初の「ふげん」の活用からその後の計画変更によって平成15年の運転終了までの目標が新型転換炉開発から基本的に離れたものとなったが、プルトニウム利用を実証する開発計画を幾多の外部情勢の変化による見直しを受けながら目標の中心におき貫けたことを高く評価したい。その間の軽水炉技術、諸外国の重水炉技術の情報による反映も適切である。

3. 研究開発計画

長計における「ふげん」の役割が平成7年以降、当初の新型転換炉開発から基本的に離れざるを得なくなったという情勢の変化のなかで設定された研究開発計画は、「ふげん」のプルトニウム利用の実証、MOX 利用炉心の管理技術・データの蓄積、そして水素注入技術、被ばく線量低減の除染技術と亜鉛注入技術の実証等の課題の設定によりなされており、平成15年までの発電炉運転により実施していく計画として適切であったと評価する。

4. 研究開発実施体制

平成7年からの新型転換炉の開発計画の急激な変更のもとで、活用方策計画を実施するための体制を、基本的に運転を継続しながら研究開発を進めるという方針のもとで、「ふげん」の要員体制を維持しつつ、かつ「もんじゅ」への要員展開をはかったことは、運転終了という来るべき状況に適切に対応した研究実施体制として適切であったと評価したい。また、海外との技術開発協力も効率的に進められ、研究開発に適切に反映されている。

5. 研究開発成果

①得られた成果の内容

初臨界後より順調に発電を継続し、年2回の燃料交換サイクルで約62%の平均設備利用率を得ており、商用軽水炉に匹敵する安定な運転により自主開発のプラントの性能、安全性を確認できたことを高く評価したい。プルトニウム利用実績でもMOX燃料での漏洩発生もなく、その炉心管理技術を確立しており、使用済みMOX燃料のプルトニウムの再処理によるMOX燃料への再加工とそれらの装荷で、核燃料サイクルの輪を完結して先行実証したこと、そして我が国の核燃料サイクルの要であるプルトニウム利用を先導したことを高く評価する。

運転管理技術の高度化については、(1)圧力管検査技術、(2)重水のリサイクル技術による再利用、(3)トリチウムの厳正な管理技術の確立による低い内部被ばくの維持、(4)水素注入によるSCC発生予防、(5)系統化学除染と亜鉛注入による恒久的な被ばく低減対策の国内での初めての実証、(6)運転支援の計算機利用技術、等の課題を設定して解決していった実績は、平成7年以降の状況変化に対応し

た研究計画を的確に実践した成果として評価したい。

さらに自主開発技術と運転経験をベースに、RBMK 炉への安全性支援や、近隣アジア諸国の原子力安全性向上を、特に原子力交流制度による技術者研修や講師派遣等により積極的に進め、貢献したことを高く評価したい。

②得られた成果の普及、公開

成果の公開、国内、国外とも積極的になされている取得特許数、「ふげん」の研究開発で得たいくつかの技術に対する学会の表彰評価、そしてデータベースの整備による技術の集大成など、研究と技術面では適切であると評価する。しかし、プルトニウム利用と核燃料サイクルの輪を閉じて実証した「ふげん」の実績をもっと国民に知らせて、原子力の理解を高めるツールとして活用して欲しいと願っている。

7. 総合評価

実証炉の建設中止という平成 7 年をスタート年とし、平成 15 年の「ふげん」の運転終了までの研究開発は、新型転換炉開発という柱を失うものとなったが、「ふげん」の優れた原子力特性を活用して、プルトニウム利用の研究開発を最終年度まで継続し、運転管理技術の高度化、国際貢献にも軸足をおいて適切に研究開発を進めている。目標の成果を適切に得ていると評価したい。

【意見 8】

1. 研究開発の目的意義

本研究開発は、当初、国産技術による動力炉開発と核燃料サイクルの確立を基本とした国の政策に沿ったものであり、将来に備えた重要かつ緊急性のある研究開発であった。その政策の実施機関としての動機があった以上、その研究開発の主体であることに異議をはさむものではない。とくに、原子力開発の後発国として輸入技術に依存するのみでなく、日本型原子炉を目指した自主開発による国内原子力技術基盤の確立、核燃料リサイクル技術の確立および実証という当時の目的は、日本の技術者をどれくらい勇気付け督励したか分からない。しかしながら、その後の社会的・経済的ニーズ、民間ニーズの変化から、国の計画・方針変更に伴い、計画変更、結果的に運転中止に追い込まれた事実から推察するに、ふげんの開発実施当事者の立場も十分理解できるが、電力会社をはじめとする民間の原子力技術開発への期待や展望を的確に把握していたのだろうか、把握していたとして何ができたのだろうか、という一連の疑問を持たざるを得ない。経緯のいかんによらず、ふげんの開発は国の方針変更により左右され続けてきたという意味で、国の計画・方針との整合性はとれていたというのは皮肉でもある。

2. 研究開発目標

国の計画・方針の変更遭遇し、一見して開発目標の後付的対応を迫られ続けた感があるが、一貫して日本型原子炉を目指した自主開発による国内原子力技術基盤の確立、核燃料リサイクル技術の確立および実証という目的に対し、ATRの技術的諸性能確認、Pu 利用技術の実証、運転管理技術高度化を目標としたことは、ブレークスルーすべき点の明確さ、時代の要求を的確に反映したという点で適切であったと判断するに足る。とくに、Pu 利用技術の実証は軽水炉による Pu サーマル実施に向けて確たる技術基盤を提供することに繋がったこと、現行軽水炉技術高度化への波及効果を期待できた運転管理技術高度化は、軽水炉が直面した SCC 対策などと連携して目標設定が正しかったことが伺われる。

3. 研究開発計画

各目標に対し、適切な研究開発項目の設定がなされ、実行可能な計画が立てられていたとともに、

状況に応じて計画の中止・変更・追加などがなされており、概ね、妥当であったと判断する。

4. 研究開発実施体制

国際協力、メーカー技術者との協力、研究グループ間の連携など、有効に機能していた。

5. 研究開発成果

①得られた成果の内容

自主開発による国内原子力技術基盤の確立という高邁な理想を掲げ、日本型原子炉を目指し、起動試験およびその後の運転実績を通じて設計どおりの性能確認が出来たことは、日本が誇るべき成果である。Pu 利用技術の実証、運転管理技術の高度化においても、目標を達成しつつ高い水準の成果を得ている。

費用対効果という観点では、判断材料に乏しいため、評価を控えざるをえない。一方、プラント建設費低減のために、ある程度犠牲になったと考えられる。BOP 系統、とくに給水系統機器が原因で自動停止、手動停止に至った事例が多いが、これらは将来、日本が新たな新型炉開発計画を実施する際には十分考慮すべき点であろう。

なお、オンパワー時の燃料交換については必要性の観点から実施されなかったが、これも実施してみたかった項目の一つである。

②得られた成果の普及、公開

動燃で実施したふげんの運転、改善にかかわる諸成果が、軽水炉運転管理技術の向上に直接貢献していることは明らかで、とくに水素注入や系統化学除染技術のふげんでの実証が BWR の安定運転に大きく役立っていることは特筆すべきであろう。電力、メーカーなど民間への技術移転は妥当であったと判断する。

また、Pu 利用実証成果は Pu サーマル実用化の布石として、技術的に十分な役割を果たしているものと判断するが、電力の広報にあまり利用されていないのはサイクル機構からの働きかけが不足しているのであろうか。

成果発表、特許などの実績は概ね妥当なものとする。しかしながら、成果の公開も相当なされているにもかかわらず、日本が誇るべき成果であることの認識が専門家以外の国民に十分知れ渡っていない。技術立国を目指す日本の中で、国の施策に沿いつつ、技術者の発想と努力・熱意を以って一つの完結した開発の成果を出した事実、社会がより価値を見出すべきであるが、そうになっていないのは国民性、学校教育、日本社会の成り立ちなど様々な理由が考えられるが、まずはサイクル機構からの情報発信、PA のあり方にも一考をお願いしたい。

6. その他

ふげんの評価に対し、海外と日本での評価に温度差があるような気がします。

7. 総合評価

本課題は、開発初期の Pu 利用におけるふげんの役割から、略 10 年毎の方針変更にもなう役割の変化、とくに 1995 年実証炉建設中止に伴う研究開発計画の変更と運転中止を余儀なくされたにもかかわらず、終始、軽水炉運転管理技術高度化のパイロットプラント的な役割を果たすとともに、Pu 利用技術の実証を通じて Pu サーマル推進路線に対し技術的な貢献を行うに必要かつ重要な実証データを蓄積・提供することとなったことは、日本の原子力開発の一つの成果として高く評価するものである。問題は次の世代への技術継承を組織的に、また国としてもこれをいかにバックアップするかどうかであろう。

一般の人は、「ふげん」がすでに一つの完結した日本独自の技術開発成果であることをほとんど知らないのが実情であろう。また、国の方針変更により左右され、結局はプラント寿命以前に運転終了にな

ったことから、誇るべき技術に対して技術者の持つべき自信、信念が萎縮しているように一部感じられるのは、あまりにも穿った感想であろうか。こうした意味でも、ふげんという国産原子炉の技術的達成について、より広く宣伝すべきであろうと考える。

【意見9】

1. 研究開発の目的意義

「ふげん」の開発は国の原子力開発利用長期計画に基くものであり、その目的・意義は明確であり、国の計画・方針に沿うものであった。開発計画が策定された当時、わが国は経済成長の只中であってエネルギー需要の伸びは著しく、また一次エネルギーのほとんどを輸入原油に頼っていたために、経済発展とエネルギー自立のためには、海外原子力技術に依存しない核燃料サイクルを確立するための新型炉開発には十分な社会的・経済的ニーズと、重要性・緊急性が認められていた。しかし、新型炉の開発にはリスクを伴うために民間企業がこれを負うことは難しいこと、またエネルギー安全保障は国家安全保障の問題であることより、動燃がこれを実施することは当然であり、動燃はそのために設立されたと言ってよい。

2. 研究開発目標

ウラン濃縮技術を有しなかった当時のわが国において、エネルギーの自立のために天然ウラン燃料によるセルフサステインを目標とした場合、重水減速軽水冷却炉という選択は、既に実用化が始まっている軽水炉の技術が利用可能なために十分に現実的であり、妥当なものであった。その後、米国の核不拡散政策によってプルトニウム利用に制約が生じる中で、プルトニウムリサイクルを原子力開発の基本方針とするわが国においては、FBR 実用化への1ステップに資するという意味でセルフサステインよりもプルトニウム燃料利用技術の実証に重点を移したのは、十分に理解できる目標変更である。ATR 実証炉建設は平成7年に中止され、「ふげん」の開発目標もこれに伴いATR 技術の実証、ATR 実証炉開発に資するための技術基盤高度化、プルトニウム利用技術開発、廃止措置技術開発と順次変化したが、これはわが国が置かれた情勢の変化に応じたものであって新型炉開発では完全に避けることのできないものであり、目標の変更は情勢の変化に応じて適切に行われている。

「ふげん」の設計・運転管理においては、SGHWR、CANDU、軽水炉などの技術動向が、技術協力や共同研究などを通じて適宜反映されていたと考える。特に軽水炉との関係においては、BOPなどの技術が活用できることから実験炉を飛ばして原型炉からの建設としたことは、関連技術が適切に反映されていることを示している。軽水炉と共通の問題に対して軽水炉の経験を導入したのものもあるが、軽水炉に先行して実証・導入された技術も多い。

3. 研究開発計画

開発のための特性試験、開発試験、起動後の性能確認試験、運転管理技術の確立、SCCなど運転開始後に発生した問題の克服、運転管理技術の高度化と、開発期間中のフェーズと、開発をとりまく情勢の変化に対応した妥当な研究開発項目の設定がなされている。研究開発には、大洗工学センターや東海事業所などに建設された関連施設が有効に利用されている。

世界的に軽水炉でのプルスーマルが指向される以前において、MOX 燃料を実証規模で利用していたのは「ふげん」のみであり、また初期商用軽水炉と遜色ない設備利用率を達成し得たことから、MOX 燃料利用技術の実証において国際的にも先導的な役割を果たした。このことはまた、日米原子力協定の交渉や INFCE において、プルトニウムリサイクルを国策とするわが国の立場を強化することにも大きく貢献している。また、「ふげん」はわが国が海外からの技術導入に頼らず独自に開発した

最初の炉であり、国内技術力の総合的な向上に寄与していると思われる。

実用化という観点では、国内メーカーや電源開発への技術移転にも配慮が行われて順調に進んでいたかに見えたが、実証炉建設は中止となった。これはわが国の経済環境の変化やプルサーマル路線への転換など、開発開始時点では予測できなかった情勢の変化によるところが大きいものの、現行軽水炉と比較した経済性の見通しについての評価が甘かったと言われても仕方がない。FBR 開発では軽水炉と比較した経済性目標を設定した上でのシステム設計が当然のように行われているが、当時は国策ということが優先してそのようなことを十分に行ってこなかったのではないだろうか。FBR 開発では教訓を反映して欲しい。

4. 研究開発実施体制

本社、発電所、大洗工学センター、東海事業所など内部組織の有機的協力のもとに開発と運転が行われており、また外部専門家・有識者による専門委員会を設置して研究開発方針の審議・助言を求めたことは妥当である。国内原子力メーカーが設計、製作、建設に参加し、また建設管理、運転管理を電源開発、日本原子力発電との協力のもとに進めたことによって、わが国独自の原子炉技術に関する技術移転と、軽水炉での経験の反映が十分に行われたものと判断する。

海外との協力では、類似炉型の開発経験のある組織と技術交流が盛んに行われている。またチェルノブイリ事故の後には、RBMK が「ふげん」と同じ圧力管型であったことから、ATR 用設計コードを用いた事故解析、RBMK の安全性向上への協力を行ったことは、重要な国際貢献であったと認められる。

5. 研究開発成果

①得られた成果の内容

初期の商用軽水炉と遜色ない設備利用率を達成したこと、自己リサイクル燃料を含めて世界一の MOX 燃料装荷実績を達成したこと、運転期間中に ATR 特有の技術に関する重大な不具合を経験しなかったことなどを考えると、総合的な ATR 技術、MOX 燃料利用技術が実証できたものと判断される。また、個別技術においては ATR 特有の MOX 炉心管理技術、圧力間検査技術、重水リサイクル技術、トリウム管理技術、また軽水炉と共通の SCC 防止対策、被ばく低減化対策、運転管理への計算機利用技術などを開発し、十分な成果が得られたものとする。たとえば、商用軽水炉においては安全上の懸念から運転制御への最新計算機技術の導入に極めて保守的であり、非原子力分野に著しく遅れることが常である中、ファジィ給水制御器の開発はシミュレータ試験にとどまらず、実機への導入にまで至っており、原子力における計算機利用技術としては先進的である。

計画と比較した場合、実証炉建設につながる ATR 技術の実証という目標に対する純粋技術面においては十分な成果をあげたものとする。しかし、経済性に関しては「ふげん」の建設・運転経験が実証炉の経済性向上、特に資本費の向上に十分に反映されたかどうかについては、十分な成果が得られなかったことが民間に実証炉建設を躊躇させる結果につながったものと考えられる。

新型炉開発にはリスクがつきものであること、良好な運転実績により相当な売電収入が得られたこと、MOX 燃料の利用実績を積んだことは長期的に見て意義が大きいことを考えると、実証炉建設が実現しなかったとは言え投入資金以上の成果であると評価する。

②得られた成果の普及、公開

海外技術導入でない独自開発の経験は、メーカーを通して軽水炉の国産化に反映されていると考えられる。また、MOX 燃料炉心の管理技術は軽水炉でのプルサーマルに十分に継承されるものと予想される。軽水炉と共通の運転管理技術については水化学の分野で成果が軽水炉に波及しており、運転制御への計算機利用についても先駆的役割を果たす可能性がある。また、RBMK の安全性向上にも役

立っており、国際的にも貢献している。

成果の公表、特許出願、広報については十分行われていると判断する。マスコミ的には実証炉の建設中止のみがクローズアップされ、失敗プロジェクトとして扱われることが多いと思われるが、MOX燃料の利用が将来必要であるならば「ふげん」によって得られた使用実績はわが国にとって貴重であり、記録を保存するとともに機会あるごとにその意義を社会にPRされることを期待する。

7. 総合評価

エネルギーの自立と自主技術の開発という国策に基いた ATR 開発の目的・意義は明確であり、開発計画も妥当であったと評価する。研究開発の重点が当初目的から変化してきたのは開発をとりまく情勢の変化に対応するものであって、長期間を要する新型炉開発には止むを得ないものである。実証炉建設の中止も世界環境を含む情勢の変化によるもので、自主開発を行った諸外国ではどこでも経験のあることで、実証炉建設の中止のみをもって研究開発の成否を判断すべきものではない。しかし、「ふげん」の経験が実証炉計画の経済性向上に十分に反映されていたかどうかについては疑問なしとしない。

にもかかわらず、「ふげん」の運転によって MOX 燃料利用技術が実証されたことは、わが国の原子力開発にとっても、また国際的にも価値のあることである。また、軽水炉の国産化や運転管理技術高度化を行うためのテストベッドとしての役割を果たしたことは、十分な成果であったと考える。そして何よりも、外国の意見を聞くことと海外技術導入が大好きなわが国にとって、自主開発を行ったことは極めて貴重な経験であったと言える。

【意見10】

1. 研究開発の目的意義

新型転換炉原型炉「ふげん」の開発は、資源のない我が国のエネルギー自立への道を探る意味でその当初の目的・意義は明確であり、動燃時代を含めて核燃料サイクル開発機構が実施すべき適切な課題であった。平成7年の原子力委員会による見直し決定にもとづき、1) 具体的な実用化計画を念頭に置いた開発はしない。2) プルトニウム、回収ウラン等を柔軟且つ効率的に利用できる新型転換炉の特徴を活かしていく為の(核燃料リサイクルの進展に資する研究開発の一環としての)調査・研究をおこなう。3) 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の利用に限って平成7年度以降は取り組むことになった。さらに平成10年の見直しで上記1)項目が削除され、圧力管関連の開発・データ蓄積だけが残り、代わって炉廃止措置技術開発が新たに加わった。これら原子力委員会の経済性、プルサーマル計画を考慮した見直しは適切であると考えられる。その意味で国の方針に対して整合性を持っている。しかしながら、その結果として、「ふげん」の開発という研究開発の目的・意義は非常に不明確になったが、それは核燃料サイクル開発機構の負うべきものではないと考える。

2. 研究開発目標

平成7年および10年の原子力委員会の決定を反映した本研究開発課題の1)技術的諸性能の確認、2) プルトニウムの利用と炉心管理技術の確立、3) 運転管理技術の高度化のという研究開発目標設定は適切と考える。しかしながら、ブレイクスルーすべき課題は不明確となってしまった。

諸外国の関連技術は的確に取得反映しているが、平成10年の原子力委員会の決定前に状況に応じた自主的な計画・目標の変更は、つまり、その時点での廃炉措置研究はスタートできなかったのか。

3. 研究開発計画

平成7年の原子力委員会決定では「実用化に向けての開発は継続しない」となっているが、電源開発（株）への技術移転と人を介しての技術の伝承をおこなっていることは逆に望ましいと考える。新型転換炉が実用化されなくてもプルトニウム利用技術継承は大切でありこれまで多額の国費を使って得てきた技術は伝承して次に活かす工夫は非常に大切であると考え。

4. 研究開発実施体制

昭和54年度以降は外部の有識者を入れた技術検討委員会が実施されていない。今後、他の研究開発においても外部有識者からの意見を聞く委員会等の活用とその反映が効果的にできる体制が望まれる。

5. 研究開発成果

①得られた成果の内容

水素注入による水質改善技術開発技術、亜鉛注入による被ばく線量の低減化技術開発、トリチウムモニターの開発、原子炉給水制御システムへのファジー制御の適用などは、学会賞受賞からも分かるように、本研究開発課題で得られた優れた成果である。

運転管理技術の開発の一つとして圧力管検査装置開発とその長期間適用による圧力管のクリープ歪み量検査結果から、圧力管の健全性確認と設計の妥当性を評価したことがある。これらは重要な成果と考える。

②得られた成果の普及、公開

運転管理技術高度化に関する技術の普及・公開は積極的におこなっている。

費用対効果を考えた時、上記開発技術の軽水炉への適用・波及効果が考えられる。軽水炉で実際に適用する以前の平成7年前の結果も含めて「ふげん」での実績が有効に働いている。

リトアニアおよび中国を始めとする近隣アジア諸外国への原子力技術安全向上に向けての支援・協力と国際貢献は十分おこなっている。

7. 総合評価

原子力長期計画や原子力委員会決定に沿って目標を設定しているため、目標設定に自主性が認めにくい課題であった。どの程度核燃料サイクル開発機構が自主性を持って開発を進め、組織外に対して見なおしを提案できる状況であったかどうか不明であるが、今後他の研究課題の推進にあたって、是非とも適切な自主的な目標の見直しを実施して頂きたい。

【意見11】

1. 研究開発の目的意義

国のプロジェクトとして進められた「ふげん」の開発の目的・意義は原子力開発利用長期計画に位置づけられてきたことから明確かつ的確であったと言えるが、社会情勢の変化につれて、社会的、経済的ニーズ、民間ニーズからずれてきたことにより現在に至ったものと思われる。しかしながら、「ふげん」の研究開発、運転を通して、わが国の原子力開発の推進に大きな役割を果たしたとともに、わが国において初めて核燃料サイクルの輪を完結させるなど、わが国の核燃料サイクル政策を一部先行的に具現化したことは大いに評価されるべきであり、また、自主開発の運転を通して得られたプルトニウム利用技術やプラントの運転管理技術は既存の軽水炉の運転管理技術への貢献もあり、その目的は十分果たしたと判断される。ただ、自主技術開発による新型炉の開発が実証炉へと結びつかなかった事実に対して謙虚に受け止め、今後の自主技術の原子力開発への教訓となすべき反省点が何であったかの、またどのようなことが課題と考えられるかを検討していただきたい。

2. 研究開発目標

「ふげん」の開発目標は原子力開発利用長期計画等のなかで示されており、その意味では目標の設定は適切であったと言えるが、社会情勢によって見直され、最終的には撤退することとなった。このことから鑑みるとブレークスルーすべき点が明確であったかが気にかかる。一方、長い年月を掛けての原子力開発の宿命とも言える社会情勢の変化に対する柔軟な対応の難しさによるものとも思われる。したがって、研究開発の目標についてはフレキシビリティがどの程度あったかがわかりませんが、このことに関する今後の課題としてどんなことが教訓として考えられるかを検討していただきたい。

3. 研究開発計画

研究開発目標を実現すべき研究開発計画が実行されてきたと思われるが、研究開発目標が社会情勢によって見直され、それによって研究開発計画も見直されてきたといえる。しかしながら、最終的には、撤退せざるをえなかったことから、実用化への道筋は的確に考えられていたとは言えない結果になってしまった。ただし、「ふげん」の研究開発は自主技術による核燃料サイクルの輪の完結、わが国の原子力開発の推進に大きな役割を果たしたとともに軽水炉への運転管理技術への貢献等十分評価される結果をもたらしており、研究開発計画は妥当と評価される。

【意見12】

1. 研究開発の目的意義

2. 研究開発目標

天然ウラン燃料での運転を目標とし、自身の運転によって生成するプルトニウムと天然ウランを混ぜてプルトニウムを利用し、運転を継続するプルトニウムセルフサステインの達成が目標とされたが、当時の目標としては妥当である。

3. 研究開発計画

プルトニウムセルフサステインから、プルトニウム燃焼炉へと国が示す新型炉の役割の変化に、MOX燃料の加工容量の制約を受けながらも適切に対応している。

4. 研究開発実施体制

「ふげん」と同じ重水炉を先行して開発していたカナダ、英国などと技術情報の購入や技術情報交換会議を行い、できるだけ効率的に開発を進めてきた。

5. 研究開発成果

①得られた成果の内容

単一炉として世界一のMOX燃料装荷規模、実炉規模での核燃料サイクルの達成などは、核燃料サイクル技術の蓄積に貢献している。

②得られた成果の普及、公開

再循環ポンプや主蒸気隔離弁などの主要機器について、「ふげん」の建設においてメーカーが最初の国産化にチャレンジして成功させたことは、それ以降の軽水炉での純国産化に役立っている。

7. 総合評価

実証炉建設計画の中止により実証炉の基本設計に必要な技術は活用されなかったが、「ふげん」の建設・運転を通じて、核燃料サイクル技術の蓄積、原子力産業技術の育成、運転管理技術の軽水炉への波及など、得られた成果は大きいと判断する。

以上

参 考 資 料

核燃料サイクル開発機構

参考資料目次

- 参考資料 1 研究開発課題の事後評価について（諮問）
- 参考資料 2 評価結果に対する措置
- 参考資料 3 課題評価委員会の評価意見に対するサイクル機構の見解
- 参考資料 4 新型転換炉原型炉「ふげん」の開発（課題説明資料）
[研究開発課題説明資料(本文)]
[補足説明資料（質問に対する回答）]
[用語の説明]
- 参考資料 5 新型転換炉原型炉「ふげん」の開発（OHP資料）
- 参考資料 6 新型転換炉原型炉「ふげん」の開発（自己評価書）

参 考 資 料 1

研究開発課題の事後評価について（諮問）

15 サイクル機構(企)018

平成15年6月4日

研究開発課題評価委員会

(高速炉・燃料サイクル課題評価委員会)

委員長 岡 芳明 殿

核燃料サイクル開発機構

理事長 都甲 泰正

研究開発課題の事後評価について (諮問)

研究開発外部評価規程第7条第1項に基づき、次の事項について諮問致します。

・ 諮問事項

「新型転換炉原型炉「ふげん」の開発」に関する事後評価

以上

参 考 資 料 2

評価結果に対する措置

研究開発課題評価委員会
「新型転換炉原型炉「ふげん」の開発」の評価結果(事後評価)
に対する措置

平成 15 年 9 月 11 日
核燃料サイクル開発機構

新型転換炉原型炉「ふげん」は、自主開発技術で設計、建設され、その 25 年間にわたる運転を通じて、新型転換炉(ATR)の技術的諸性能の確認、プルトニウム利用技術の実証、運転管理技術の高度化を進め、軽水炉へも反映できる成果を上げてきました。また、実証炉開発に向けては、昭和 58 年に実証炉の合理化設計に必要な技術資料をサイクル機構(旧動燃)から電源開発(株)に移転するとともに、同社の原子炉運転員の養成を継続し、平成 15 年 3 月 29 日に運転を終了しました。

このたび、「新型転換炉原型炉「ふげん」の開発」について、高速炉・燃料サイクル課題評価委員会に諮り、平成 15 年 8 月 22 日の答申において、「本プロジェクト全体を俯瞰すると、自主技術の確立と実証を通じてプルトニウム利用の促進に大きく貢献しており、当初のゴールであった ATR 実証炉の建設こそ実現しなかったものの、我が国の原子力開発の中で果たしてきた役割は大変に大きいものと評価できる。」との評価を頂きました。

本件は事後評価であり、これで新型転換炉原型炉「ふげん」の技術開発は終了し、今後は、廃止措置に向けた準備を進めていきます。ご指摘があった事項については、以下の措置を講じることといたします。

1. 「実証炉建設計画の中止となった要因の一つに経済性がある。また、非核兵器国のカナダの重水炉と比べると国際的戦略性というものが不足していたと思われる。「ふげん」は原型炉であるが、新型転換炉プロジェクトの開始当初より、経済性を含めた国際的戦略性というキーワードを継続して開発目的の一つとして明確に打出していれば、違う展開ができていたかもしれない。これは、今後、他の研究開発を進めていくうえで、教訓とすべき点である。」とのご指摘に対し、

ご指摘のとおり、経済性を含めた国際的戦略性は、研究開発を実用化する上で非常に重要であると認識しています。また、今後行われる研究開発では、今までにまして厳しく、実用化への可能性を問われることが予想されます。従って、研究開発計画の立案、実施及び技術の継承に際しては、機構内部において実用化に向けた経済性を含めた国際的戦略性を大いに議論、検討するとともに、研究開発課題評価委員会等での機構外部からのご意見も反映して、研究開発を進めていきます。

例えば、サイクル機構が中心となって進めている「高速増殖炉(FBR)サイクル実用化戦略調査研究」においては、開発目標の一つとして経済性を挙げ、高速増殖炉サイクルによる「将来の軽水炉に比肩する発電単価の達成」や「世界に通用するコスト競争力の確保」を目指しています。

また、高速増殖炉と関連する核燃料サイクルについては、米国等 10 ヶ国の参加で検討が進められている第四世代原子力発電システムの開発(GEN-IV)において、ナトリウム冷却型高速炉を有望概念の一つとしてサイクル機構が主導的に検討

を進めています。さらに、海外との情報交換会議を積極的に開催するとともに、もんじゅ国際技術センターを設置し、海外研究員の受け入れを行い、世界の高速増殖炉の研究開発の拠点としての体制整備を進めて、国際的な成果を目指した研究開発を進めています。

2. 「(新型転換炉「ふげん」の開発に関して)昭和 54 年度以降は外部の有識者を入れた技術検討委員会が実施されていない。今後、他の研究開発においても外部有識者からの意見を聞く委員会の活用とその反映が効果的にできる体制が望まれる。」とのご指摘に対し、

外部有識者で構成される委員会は、昭和 54 年度以降は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料(以下、「MOX 燃料」という。)開発の分野など、新型転換炉実証炉の開発に関わる委員会が実施され、外部の専門家の意見が、実証炉開発に取り入れられました。また、「ふげん」の廃止措置に関しては、平成 11 年度から外部の専門家・有識者で構成される「ふげん廃止措置技術専門委員会」を設置して、廃止措置に関わる技術的な事項に関してご助言をいただいています。今後とも、技術専門検討委員会、研究開発課題評価委員会等において、外部の専門家・有識者からのご意見をいただき、研究開発に反映していきます。

3. 「「ふげん」の成果が国内の一般市民にあまり認知されていないことも事実である。マスコミ的には実証炉の建設中止のみがクローズアップされ、失敗プロジェクトとして扱われることが多いと思われるが、MOX 燃料の利用が将来必要であるならば「ふげん」によって得られた使用実績はわが国にとって貴重であり、記録を保存するとともに機会あるごとにその意義を社会に PR されることを期待する。」とのご指摘に対し、

MOX 燃料の使用実績等の研究・技術面における成果は、学会等を通じて積極的に発表するとともに、建設が計画されている大間原子力発電所(ABWR)の原子炉全体での MOX 燃料利用に向けた理解促進活動にも活用されています。しかし、一般市民を対象とした「ふげん」の成果に関する広報活動が必ずしも活発ではなかったことは反省すべき事項であります。今後、「ふげん」で得られた MOX 燃料の使用実績、有効性等の広報につとめ、プルサーマルや高速増殖炉サイクルの確立に向け、「ふげん」で得られた成果の普及に努めていきます。

4. 「本プロジェクトからの教訓としては、長期間の研究開発の中では、抜本的な方針の転換があり得ることを当然のこととして捉え、適切な見直しが行えるよう適宜検討しておくこと、技術的な課題の解決や実証のみならず、実用化につなげるための経済性向上のための研究開発を念頭に置きつつ進めていくことが重要であり、社会に認知されて初めて、真の意味での技術の実用化が可能になることが挙げられる。」とのご指摘に対し、

運営審議会や研究開発課題評価(中間評価)の制度を活用し、定期的に評価を受けるとともにその結果を公表することにより透明性を保ち、開発した技術が社会の認知を受け実用化につなげるよう努めていきます。

以上

参 考 資 料 3

課題評価委員会の評価意見に対する

サイクル機構の見解

(補足説明資料)

【補足説明資料】

本資料は、課題評価委員会での評価意見などにより改訂したものである。

新型転換炉原型炉「ふげん」の開発

—課題評価委員会の評価意見に対する機構の見解—

平成15年8月
(平成15年9月改訂)

評価意見

見解

1. 研究開発の目的・意義

1.1	<p>新型転換炉「ふげん」の歴史を振り返ると昭和41年の原子力委員会で新型転換炉と高速増殖炉の開発が決定され、昭和42年10月12日、動燃が設立された直後より設計と研究開発が開始されている。1970年(昭和45年)11月30日には原子炉設置許可を受け、建設は昭和45年(1970年)12月開始されている。運転開始は1979年(昭和54年)3月20日である。これを日本国内の他の発電炉と比べると「ふげん」より以前に原子炉設置許可を受けたのは8基(GCR1基、BWR4基、PWR2基)となっており「ふげん」より以前に運転開始していたプラントは18基(GCR1基、BWR9基、PWR8基)となっている。海外における軽水炉でのMOX利用と比べると「ふげん」の設置許可以前にMOX燃料の炉心装荷を開始していた軽水炉の基数は米国4基、ドイツ2基、ベルギーとイタリアが各1基となっている。「ふげん」が運転開始した1979年以前にMOX燃料を装荷していた軽水炉の基数は米国6基、ドイツ4基、イタリア2基、フランス1基、スイス、ベルギー、オランダ、スウェーデン各1基となっている。なおフランスとドイツの軽水炉でMOX利用が本格化したのは1980年代後半からである。</p> <p>「ふげん」と類似の重水減速沸騰軽水冷却型炉には英国のSGHWR(10万kWe、1967年運開)、カナダのGentilly-1(26.6万kWe、1970年運開)イタリアのCIRENE(4万kWe、1980代建設後運転中止)がある。いずれにしても新型転換炉は日本の原子力利用が開始された当初に構想されている。我が国のエネルギーセキュリティと核燃料サイクルの確立に貢献するため可能な限り自主技術で開発を行うという「ふげん」の研究開発の目標と意義は的確であったと評価できよう。</p> <p>研究開発の具体的目標は昭和42年には、長期的には天然ウランの供給のみで運転を維持するいわゆるプルトニウムセルフサステインが目標であり、昭和53年の原子力長期計画では「ふげん」は回収プルトニウムや減損ウラン等を利用できるプルトニウム燃焼炉が目標とのべられている。平成7年の新型転換炉実証炉建設中止の後には「ふげん」はプルトニウム利用技術開発施設、国際共同研究施設として利用することが目標となった。平成10年の長期計画ではふげんの平成15年の運転停止が述べられるとともに運転管理技術、運転停止後の廃止措置技術を円満に行うため必要な研究を行うことが目標となっている。これらの研究目標はいずれも時宜を得たものであったと評価できる。</p> <p>核燃料サイクルの確立の場としての「ふげん」の研究開発は重要性が高く、社会的</p>	拝承
-----	--	----

評価意見	見解
<p>ニーズがあった。原子力国産化という日本の産業界のニーズとも合致していた。国の原子力長期計画に述べられる国の方針とも整合しており、サイクル機構が実施すべき課題であった。英国、カナダ等重水減速沸騰軽水冷却炉や軽水炉など関連技術動向も的確に把握されていた。</p>	
<p>1.2 「ふげん」の運転継続を通して、プルトニウム利用の実証等を行うことは、我が国のプルトニウム利用及び核燃料サイクルの実証に関して重要と認められる。</p> <p>平成10年における「運転終了の決定」を考慮すると、重水炉として、またプルトニウム利用の点では、運転終了までに蓄積すべき経験、技術開発等があると思われる。その観点から、本課題の達成は、緊急性が高いと考えられる。</p> <p>本課題の遂行は、これまでの研究開発の経緯から、サイクル機構が実施するのが妥当であると考えられる。</p>	<p>拝承</p>
<p>1.3 平成7年までの「ふげん」の開発に関しては、自主技術の確立や長期間にわたる健全性の実証、プルトニウム利用実績の蓄積、民間への技術移転など、目的・意義は明確であった。</p> <p>しかし、平成7年の方針転換を受けて新たに計画された「ふげん」の活用方策は、原子力委員会の承認を得ないまま、結果的に平成10年の動燃改革の時点でそのほとんどが破棄されており、目的・意義が明確であったとは言い難いものと考えられる。</p> <p>平成10年以降にも継続して実施された「運転管理技術の高度化」については、軽水炉への応用の必要性から導出された課題ではなく、あくまでも「ふげん」での必要性から実施されたものであり、民間からの強いニーズに基づくものとは認められない。</p> <p>同じく「圧力管型炉の運転管理技術習得の場」についても、それが「ふげん」で実施されなければならなかった強い理由は認められず、「ふげん」自体の研究開発課題として目的・意義が明確であるとは認めがたい。</p>	<p>拝承</p> <ul style="list-style-type: none"> ◆ 平成7年8月25日の原子力委員会決定を受け、国・電力・動燃等の関係者で協議された「ふげん」の活用方策は、原子力委員会の決定に従う「ふげん」を有効に利用することにおいて目的・意義は明確であったと考えております。この活用方策は同年12月8日に地元へ提示されましたが、同夜に発生した「もんじゅ」ナトリウム漏れ事故に端を発する動燃改革の影響を受け、未完のまま凍結されました。 ◆ 「運転管理技術の高度化」については、原子力界におけるニーズを自主的に反映して実施したものであり、その成果は、軽水炉等に普及・波及していると考えております。 ◆ 平成10年2月6日の原子力委員会の決定により、「海外のニーズに応じ圧力管型炉の運転管理技術の取得の場として活用することが適当」とされましたが、圧力管型炉を導入しつつあった中国等からのニーズもあり、その意義は明確であったと考えております。

評価意見	見解
<p>1.4 国の定めた原子力開発利用長期計画にもとづき、目的・意義は明確だった。 核燃料サイクルを国内で確立すること、自主技術で開発することの重要性は高かった。</p>	<p>拝承</p>
<p>1.5 平成7年の実証炉建設計画の中止までの原型炉を国の長期計画にそって国産技術の確立を目指した目的は、我が国のエネルギーの自立に向かって核燃料サイクルの確立とそのため新型原子力発電所を自主技術開発するものであり、その意義は明確、緊急性と社会的ニーズ、国の計画・方針との整合性、動燃（サイクル機構）による開発実施、いずれも妥当なものである。それに続く平成7年以後の目的は炉の開発から、「ふげん」を維持しそれを活用する計画へ変更され、具体的な目標が核燃料リサイクル、原子力安全の国際貢献、燃料・材料の照射としての利用におかれたが、平成10年の計画変更決定で完全実施されることなく新型転換炉開発から基本的に撤退せざるをえなくなり、平成15年の運転終了までにたてられた研究目的が発電炉「ふげん」の運転によるプルトニウム利用と運転管理技術（圧力管型）の集大成と廃止処置技術にあったことは、適切であったと考える。</p>	<p>拝承</p>
<p>1.6 「ふげん」の開発は国の原子力開発利用長期計画に基くものであり、その目的・意義は明確であり、国の計画・方針に沿うものであった。開発計画が策定された当時、わが国は経済成長の只中であってエネルギー需要の伸びは著しく、また一次エネルギーのほとんどを輸入原油に頼っていたために、経済発展とエネルギー自立のためには、海外原子力技術に依存しない核燃料サイクルを確立するための新型炉開発には十分な社会的・経済的ニーズと、重要性・緊急性が認められていた。しかし、新型炉の開発にはリスクを伴うために民間企業がこれを負うことは難しいこと、またエネルギー安全保障は国家安全保障の問題であることより、動燃がこれを実施することは当然であり、動燃はそのために設立されたと言ってよい。</p>	<p>拝承</p>
<p>1.7 新型転換炉原型炉「ふげん」の開発は、資源のない我が国のエネルギー自立への道を探る意味でその当初の目的・意義は明確であり、動燃時代を含めて核燃料サイクル開発機構が実施すべき適切な課題であった。平成7年の原子力委員会による見直し決定にもとづき、</p> <p>1) 具体的な実用化計画を念頭に置いた開発はしない。</p> <p>2) プルトニウム、回収ウラン等を柔軟且つ効率的に利用できる新型転換炉の特徴を活かしていく為の（核燃料リサイクルの進展に資する研究開発の一環としての）調</p>	<p>拝承</p>

評価意見	見解
<p>査・研究をおこなう。</p> <p>3) 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の利用に限って平成7年度以降は取り組むことになった。</p> <p>さらに平成10年の見直しで上記1)項目が削除され、圧力管関連の開発・データ蓄積だけが残り、代わって炉廃止措置研究が新たに加わった。これら原子力委員会の経済性、プルサーマル計画を考慮した見直しは適切であると考えられる。その意味で国の方針に対して整合性を持っている。</p> <p>しかしながら、その結果として、「ふげん」の開発という研究開発の目的・意義は非常に不明確になったが、それは核燃料サイクル開発機構の負うべきものではないと考える。</p>	<p>拝承</p>
<p>1.8 国のプロジェクトとして進められた「ふげん」の開発の目的・意義は原子力開発利用長期計画に位置づけられてきたことから明確かつ的確であったと言えるが、社会情勢の変化につれて、社会的、経済的ニーズ、民間ニーズからずれてきたことにより現在に至ったものと思われる。</p> <p>しかしながら、「ふげん」の研究開発、運転を通して、わが国の原子力開発の推進に大きな役割を果たしたとともに、わが国において初めて核燃料サイクルの輪を完結させるなど、わが国の核燃料サイクル政策を一部先行的に具現化したことは大いに評価されるべきであり、また、自主開発の運転を通して得られたプルトニウム利用技術やプラントの運転管理技術は既存の軽水炉の運転管理技術への貢献もあり、その目的は十分果たしたと判断される。</p> <p>ただ、自主技術開発による新型炉の開発が実証炉へと結びつかなかった事実に対して謙虚に受け止め、今後の自主技術の原子力開発への教訓となすべき反省点が何であったかの、またどのようなことが課題と考えられるかを検討していただきたい。</p>	<p>拝承</p> <p>拝承</p> <p>「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ましたが、ATR 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”ことはできませんでした。実証炉開発については電源開発(株)が担当したことから、今回の評価の対象ではないと考えておりますが、ご指摘の点に関しては次のように考えております。</p> <p>「ふげん」の運転開始から3年後の昭和57年にはATR実証炉の建設計画が決定、翌年、実証炉の基本設計が建設主体の電源</p>

評価意見	見解
	<p>開発(株)に引き渡されましたが、その後約 10 年間にわたって 1 年毎に建設計画は延伸されて遅延しました。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 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などが実証炉計画中止の原因となりました。この意味において、ATR 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ますが、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における課題が伺えます。</p> <p>「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りました。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やメーカーと三者の立場と役割が明確にされました。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や社会環境の変化に、三者間で統一的な対応が取れなかったことが、計画の推進に大きく影響したものと思われれます。</p>
1.9 原子力委員会決定「動力炉開発の基本方針について」に従って、長期的に重要な課題に取り組んでおり、妥当と考えられる。	拝承
1.10 本研究開発は、当初、国産技術による動力炉開発と核燃料サイクルの確立を基本とした国の政策に沿ったものであり、将来に備えた重要かつ緊急性のある研究開発であった。その政策の実施機関としての動燃があった以上、その研究開発の主体であることに異議をはさむものではない。とくに、原子力開発の後発国として輸入技術に依存するのみでなく、日本型原子炉を目指した自主開発による国内原子力技術基盤の確立、核燃料リサイクル技術の確立および実証という当時の目的は、日本の技術者をどれく	拝承

評価意見	見解
------	----

	<p>らい勇気付け督励したか分からない。しかしながら、その後の社会的・経済的ニーズ、民間ニーズの変化から、国の計画・方針変更に伴い、計画変更、結果的に運転中止に追い込まれた事実から推察するに、ふげんの開発実施当事者の立場も十分理解できるが、電力会社をはじめとする民間の原子力技術開発への期待や展望を的確に把握していたのだろうか、把握していたとして何ができただろうか、という一連の疑問を持たざるを得ない。経緯のいかんによらず、ふげんの開発は国の方針変更に左右され続けてきたという意味で、国の計画・方針との整合性はとれていたというのは皮肉でもある。</p>	
--	--	--

2. 研究開発目標

2.1	<p>平成7年度以降の研究開発目標として技術的諸性能の確認、プルトニウム利用の実証、運転管理技術の高度化を設定したのは適切である。実証炉建設中止という決定を受けて計画を適切に見直してこれらの目標が設定されており妥当である。軽水炉利用の長期化という関連技術動向が的確に把握反映されていたと評価できる。</p>	<p>拝承</p>
2.2	<p>新型転換炉実証炉建設計画中止の決定(平成7年)以降、「ふげん」の運転を継続し、これまで培われたプラント管理技術、重水炉技術の高度化およびプルトニウム利用技術等の実証という目標は、我が国のプルトニウム利用及び核燃料サイクルの実証の観点から、妥当な設定と考えられる。</p>	<p>拝承</p>
2.3	<p>自主設計、建設した新型転換炉原型炉の運転を通じて、①技術的諸性能を確認する、②プルトニウム利用を実証する、③運転管理技術の高度化によりATR技術基盤を高度化する、④国際協力に寄与する、という目標設定は適切と考える。</p>	<p>拝承</p>
2.4	<p>平成7年以後の研究開発目標は1.5に述べたように、当初の「ふげん」の活用からその後の計画変更によって平成15年の運転終了までの目標が新型転換炉開発から基本的に離れたものとなったが、プルトニウム利用を実証する開発計画を幾多の外部情勢の変化による見直しを受けながら目標の中心におき貫けたことを高く評価したい。その間の軽水炉技術、諸外国の重水炉技術の情報による反映も適切である。</p>	<p>拝承</p>
2.5	<p>ウラン濃縮技術を有しなかった当時のわが国において、エネルギーの自立のために天然ウラン燃料によるセルフサステインを目標とした場合、重水減速軽水冷却炉という選択は、既に実用化が始まっている軽水炉の技術が利用可能なために十分に現実的であり、妥当なものであった。その後、米国の核不拡散政策によってプルトニウム利用に制約が生じる中で、プルトニウムリサイクルを原子力開発の基本方針とするわが</p>	<p>拝承</p>

評価意見	見解
<p>国においては、FBR 実用化への1ステップに資するという意味でセルフサステインよりもプルトニウム燃料利用技術の実証に重点を移したのは、十分に理解できる目標変更である。ATR 実証炉建設は平成7年に中止され、「ふげん」の開発目標もこれに伴い ATR 技術の実証、ATR 実証炉開発に資するための技術基盤高度化、プルトニウム利用技術開発、廃止措置研究と順次変化したが、これはわが国が置かれた情勢の変化に応じたものであって新型炉開発では完全に避けることのできないものであり、目標の変更は情勢の変化に応じて適切に行われている。</p> <p>「ふげん」の設計・運転管理においては、SGHWR、CANDU、軽水炉などの技術動向が、技術協力や共同研究などを通じて適宜反映されていたと考える。特に軽水炉との関係においては、BOP などの技術が活用できることから実験炉を飛ばして原型炉からの建設としたことは、関連技術が適切に反映されていることを示している。軽水炉と共通の問題に対して軽水炉の経験を導入したのものもあるが、軽水炉に先行して実証・導入された技術も多い。</p>	
<p>2.6 平成7年および10年の原子力委員会の決定を反映した本研究開発課題の</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 技術的諸性能の確認、 2) プルトニウムの利用と炉心管理技術の確立、 3) 運転管理技術の高度化 <p>という研究開発目標設定は適切と考える。しかしながら、ブレイクスルーすべき課題は不明確となってしまった。</p> <p>諸外国の関連技術は的確に取得反映しているが、平成10年の原子力委員会の決定前に状況に応じた自主的な計画・目標の変更、つまり、その時点での廃炉措置研究はスタートできなかったのか。</p>	<p>◆ 拝承</p> <p>◆ 社内的には、平成9年度から廃止措置研究を開始しておりますが、「自主的な計画・目標の変更」をして本格的に廃止措置研究を開始するためには、関係機関との運転終了を含めた幅広い合意が必要であったと考えられます。</p>
<p>2.7 「ふげん」の開発目標は原子力開発利用長期計画等のなかで示されており、その意味では目標の設定は適切であったと言えるが、社会情勢によって見直され、最終的には撤退することとなった。このことから鑑みるとブレイクスルーすべき点が明確であったかが気にかかる。一方、長い年月を掛けての原子力開発の宿命とも言える社会情勢の変化に対する柔軟な対応の難しさによるものとも思われる。したがって、研究開発の目標についてはフレキシビリティがどの程度あったかがわかりませんが、この</p>	<p>◆ [同上]</p> <p>◆ 「ふげん」は国家プロジェクトとして進められておりますが、研究開発の目標については、原子力委員会において適宜見直し</p>

評価意見	見解
<p>ことに関する今後の課題としてどんなことが教訓として考えられるかを検討していただきたい。</p>	<p>れております。</p>
<p>2.8 天然ウラン燃料での運転を目標とし、自身の運転によって生成するプルトニウムと天然ウランを混ぜてプルトニウムを利用し、運転を継続するプルトニウムセルフサステインの達成が目標とされたが、当時の目標としては妥当である。</p>	<p>拝承</p>
<p>2.9 その時々原子力長計に従って目標設定し、かつ実証炉建設計画の中止を受けて的確に目標が見直されており、妥当と考えられる。</p>	<p>拝承</p>
<p>2.10 国の計画・方針の変更に遭遇し、一見して開発目標の後付的対応を迫られ続けた感があるが、一貫して日本型原子炉を目指した自主開発による国内原子力技術基盤の確立、核燃料リサイクル技術の確立および実証という目的に対し、ATRの技術的諸性能確認、Pu利用技術の実証、運転管理技術高度化を目標としたことは、ブレークスルーすべき点の明確さ、時代の要求を的確に反映したという点で適切であったと判断するに足る。とくに、Pu利用技術の実証は軽水炉によるPuサーマル実施に向けて確たる技術基盤を提供することに繋がったこと、現行軽水炉技術高度化への波及効果を期待できた運転管理技術高度化は、軽水炉が直面したSCC対策などと連携して目標設定が正しかったことが伺われる。</p>	<p>拝承</p>
<p>3. 研究開発計画</p>	
<p>3.1 「ふげん」の技術的諸性能の確認のためには各種の試験と運転、定期点検を行って運転信頼性と運転保守性を確認するとし、安全確保を第一に一定の稼働率を確保することを目標として長期的な運転保守計画を立案しているのは適当である。プルトニウム利用技術開発では、はやくも昭和47年にMOX燃料装荷体数を6体から96体に飛躍的に増加させるとともに、昭和56年以降国産プルトニウムを利用する計画としたのは適切である。</p> <p>運転管理技術の高度化では、新型転換炉特有技術である圧力管の検査技術、重水リサイクル技術、トリチウム取扱い技術をとりあげており、軽水炉と共通な管理技術として水素注入技術、系統除染及び亜鉛注入技術、運転信頼性向上のための計算機利用技術をとりあげている。これらは軽水炉利用の長期化を反映しており妥当であると評価できる。</p>	<p>拝承</p>
<p>3.2 今般の評価対象が、新型転換炉実証炉建設計画中止の決定（平成7年）以後の開発運転を通じて実施してきた技術開発等の実績と、25年にわたる開発成果の集大成であ</p>	<p>拝承</p>

評価意見	見解
<p>ることから、運転実績を積み重ねることが最重要であると考えられる。その点では、一定の稼働率を確保することを目指した長期的な運転・保守計画のもと、安全確保を最優先にして運転が行われたことが、開発計画が妥当なものであったとことの証だと考える。</p> <p>一方、運転終了が決定された後、大量のデータを取扱うことが可能なプラントデータ収集システムを利用して、過渡状態での炉心性能評価実験が実施されなかったことが悔やまれる。なぜなら、過渡状態での炉心性能評価で得られるデータは、炉心性能及び運転条件の制約の範囲内で実施されても、その実験データが少ないために貴重であり、「ふげん」の安全性能評価に有効であるだけでなく、広く原子炉の安全研究において、実験データは重要かつ有効であると考えられるからである。</p>	<p>◆ プラントデータ収集システムは、原型炉としての技術的諸性能を確認するために設置されたものであり、起動試験時においては、負荷遮断や外部電源喪失、タービントリップ、再循環ポンプトリップなどいくつかの過渡事象時のプラント応答試験などに活用されました。また供用中にも、落雷による外部電源喪失時などの過渡状態におけるデータがプラントデータ収集システムにより収集され解析されています。</p> <p>「ふげん」は原子炉等規制法においては「発電の用に供する研究開発段階炉」と位置づけられ、実質的には実用発電炉と同等の規制を受けています。また、一般社会から見ても実用発電炉との区別はありません。このような環境下において、運転を終了するとは云え「過渡状態における炉心性能評価」等の試験を行うためには、行政および一般社会の広範な理解を得る必要があったと考えられます。</p>
<p>3.3 長計における「ふげん」の役割が平成7年以降、当初の新型転換炉開発から基本的に離れざるを得なくなったという情勢の変化のなかで設定された研究開発計画は、「ふげん」のプルトニウム利用の実証、MOX 利用炉心の管理技術・データの蓄積、そして水素注入技術、被ばく線量低減の除染技術と亜鉛注入技術の実証等の課題の設定によりなされており、平成15年までの発電炉運転により実施していく計画として適切であったと評価する。</p>	<p>拝承</p>
<p>3.4 開発のための特性試験、開発試験、起動後の性能確認試験、運転管理技術の確立、SCC など運転開始後に発生した問題の克服、運転管理技術の高度化と、開発期間中のフェーズと、開発をとりまく情勢の変化に対応した妥当な研究開発項目の設定がなされている。研究開発には、大洗工学センターや東海事業所などに建設された関連施設が有効に利用されている。</p> <p>世界的に軽水炉でのプルサーマルが指向される以前において、MOX 燃料を実証規模で利用していたのは「ふげん」のみであり、また初期商用軽水炉と遜色ない設備利用率</p>	<p>拝承</p>

評価意見	見解
<p>を達成し得たことから、MOX 燃料利用技術の実証において国際的にも先導的な役割を果たした。このことはまた、日米原子力協定の交渉や INFCE において、プルトニウムリサイクルを国策とするわが国の立場を強化することにも大きく貢献している。また、「ふげん」はわが国が海外からの技術導入に頼らず独自に開発した最初の炉であり、国内技術力の総合的な向上に寄与していると思われる。</p> <p>実用化という観点では、国内メーカーや電源開発への技術移転にも配慮が行われて順調に進んでいたかに見えたが、実証炉建設は中止となった。これはわが国の経済環境の変化やプルサーマル路線への転換など、開発開始時点では予測できなかった情勢の変化によるところが大きいものの、現行軽水炉と比較した経済性の見通しについての評価が甘かったと言われても仕方がない。FBR 開発では軽水炉と比較した経済性目標を設定した上でのシステム設計が当然のように行われているが、当時は国策ということが優先してそのようなことを十分に行ってこなかったのではないだろうか。FBR 開発では教訓を反映して欲しい。</p>	<p>◆ 原型炉である「ふげん」は経済的な成立性の実証を目的としていませんが、「ふげん」の設計段階においても調整設計・合理化設計を行い、経済性の向上を図っています。</p>
<p>3.5 平成 7 年の原子力委員会決定では「実用化に向けての開発は継続しない」となっているが、電源開発（株）への技術移転と人を介しての技術の伝承をおこなっていることは逆に望ましいと考える。新型転換炉が実用化されなくてもプルトニウム利用技術継承は大切でありこれまで多額の国費を使って得てきた技術は伝承して次に活かす工夫は非常に大切であると考え。</p>	<p>拝承</p>
<p>3.6 研究開発目標を実現すべき研究開発計画が実行されてきたと思われるが、研究開発目標が社会情勢によって見直され、それによって研究開発計画も見直されてきたといえる。しかしながら、最終的には、撤退せざるをえなかったことから、実用化への道筋は的確に考えられていたとは言えない結果になってしまった。</p> <p>ただし、「ふげん」の研究開発は自主技術による核燃料サイクルの輪の完結、わが国の原子力開発の推進に大きな役割を果たしたとともに軽水炉への運転管理技術への貢献等十分評価される結果をもたらしており、研究開発計画は妥当と評価される。</p>	<p>◆ 実用化への道筋については、原型炉→実証炉→実用炉の開発過程を考えておりました。実証炉が実現しなかったことについての問題点については、1.8 でお示したように考えております。</p> <p>拝承</p>
<p>3.7 プルトニウムセルフサステインから、プルトニウム燃焼炉へと国が示す新型炉の役割の変化に、MOX 燃料の加工容量の制約を受けながらも適切に対応している。</p>	<p>拝承</p>
<p>3.8 ATR 特有技術だけでなく、プルトニウム利用や軽水炉技術にも関連した開発計画となっており、妥当と考えられる。</p>	<p>拝承</p>

評価意見	見解
<p>3.9 各目標に対し、適切な研究開発項目の設定がなされ、実行可能な計画が立てられていたとともに、状況に応じて計画の中止・変更・追加などがなされており、概ね、妥当であったと判断する。</p>	<p>拝承</p>
<p>4. 研究開発実施体制</p>	
<p>4.1 研究開発は社内では敦賀本部とその下にある「ふげん」発電所を中心に大洗工学センター、東海事業所、人形峠事業所が協力する体制としている。外部との関係では国内原子力産業グループ、電気事業者、海外と国内の研究機関や学会と連携する体制をとっており妥当であると評価できる。 初期には英国とカナダから適切な情報を入手し活用するとともにこれらの機関でないと実施できない試験を実施しており適切と考えられる。</p>	<p>拝承</p>
<p>4.2 我が国において、重水減速炉は「ふげん」のみである。従って、研究協力を海外に求めることが多くなると予想され、その点での他機関との協力・連携（国際協力を含む）は適切であると判断する。</p>	<p>拝承</p>
<p>4.3 平成7年からの新型転換炉の開発計画の急激な変更のもとで、活用方策計画を実施するための体制を、基本的に運転を継続しながら研究開発を進めるという方針のもとで、「ふげん」の要員体制を維持しつつ、かつ「もんじゅ」への要員展開をはかったことは、運転終了というきたるべき状況に適切に対応した研究実施体制として適切であったと評価したい。また、海外との技術開発協力も効率的に進められ、研究開発に適切に反映されている。</p>	<p>拝承</p> <p>（「もんじゅ」への要員の展開については、昭和62年度から計画的に実施されてきました。）</p>
<p>4.4 本社、発電所、大洗工学センター、東海事業所など内部組織の有機的協力のもとに開発と運転が行われており、また外部専門家・有識者による専門委員会を設置して研究開発方針の審議・助言を求めたことは妥当である。国内原子力メーカーが設計、製作、建設に参加し、また建設管理、運転管理を電源開発、日本原子力発電との協力のもとに進めたことによって、わが国独自の原子炉技術に関する技術移転と、軽水炉での経験の反映が十分に行われたものと判断する。 海外との協力では、類似炉型の開発経験のある組織と技術交流が盛んに行われている。またチェルノブイリ事故の後には、RBMKが「ふげん」と同じ圧力管型であったことから、ATR用設計コードを用いた事故解析、RBMKの安全性向上への協力を行ったことは、重要な国際貢献であったと認められる。</p>	<p>拝承</p>

評価意見	見解
<p>4.5 昭和 54 年度以降は外部の有識者を入れた技術検討委員会が実施されていない。今後、他の研究開発においても外部の有識者からの意見を聞く委員会等の活用とその結果を効果的に反映できる体制が望まれる。</p>	<p>拝承 外部有識者で構成される委員会は、昭和 54 年度以降は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料(以下、「MOX 燃料」という。)開発の分野など、新型転換炉実証炉の開発に関わる委員会が実施され、外部の専門家の意見が、実証炉開発に取り入れられました。また、「ふげん」の廃止措置に関しては、平成 11 年度から外部の専門家・有識者で構成される「ふげん廃止措置技術専門委員会」を設置して、廃止措置に関わる技術的な事項に関してご助言をいただいています。今後とも、技術専門検討委員会、研究開発課題評価委員会等において、外部の専門家・有識者からのご意見をいただき、研究開発に反映していきます。</p>
<p>4.6 「ふげん」と同じ重水炉を先行して開発していたカナダ、英国などと技術情報の購入や技術情報交換会議を行い、できるだけ効率的に開発を進めてきた。</p>	<p>拝承</p>
<p>4.7 国内原子力関連メーカ、電気事業者等を含めたオールジャパン体制で、国内外研究機関との連携も適切であり、妥当と考えられる。</p>	<p>拝承</p>
<p>4.8 国際協力、メーカー技術者との協力、研究グループ間の連携など、有効に機能していた。</p>	<p>拝承</p>
<p>5. 研究成果</p>	
<p>(1) 得られた成果の内容</p>	
<p>5(1).1 運転実績では平均設備利用率 62%となっている。1980 年からの最近の約 20 年間の軽水炉のそれは約 74.5%である。これと比べて「ふげん」が原型炉であること年 2 回の燃料交換が必要であることを考慮すると「ふげん」は高い稼働率を達成したと評価できる。ジルコニウム合金製圧力管など新型転換炉特有の機器の健全性信頼性も確認されている。事故故障報告においても新型転換炉特有の設計に起因する故障は生じていない。これは研究開発が適切になされたことを示していると考えられる。</p> <p>プルトニウムの利用実績は「ふげん」の研究開発成果のなかでも特筆されるべきものである。即ち燃料体数でみた場合世界の約 1/5 の使用実績を挙げ、炉心装荷比率でも最高 72%とこれまでの軽水炉での MOX 利用に比べて圧倒的に大きい装荷率</p>	<p>拝承</p>

評価意見	見解
<p>を達成している。これは MOX 燃料集合体の装荷位置や装荷量に制約を与えないという新型転換炉特有の「ふげん」の利点を実証している。</p> <p>軽水炉使用済燃料燃焼度の増加など MOX 燃料の特性に影響する因子の変化への対応性も実証されている。これは様々な特性をもつ MOX 燃料に対応するという炉心管理技術の高度化と相まって達成されている。</p> <p>「ふげん」では核燃料サイクルの輪を閉じる実証に 1988 年 5 月に成功している。これは「ふげん」で使用した燃料をとり出して再処理工場で処理しそれにプルトニウム燃料工場で再び燃料に加工し燃料集合体として「ふげん」に装荷して運転することである。</p> <p>「ふげん」でのプルトニウム利用実績はプルトニウム本格利用を先導的に具体化実証し我が国の核燃料サイクル技術の確立と蓄積に貢献したと高く評価できる。</p> <p>運転管理技術面では圧力管検査装置、重水精製装置、トリチウムモニターといった新型転換炉特有の技術を開発し用いている。軽水炉との共通技術では、応力腐食割れ低減のための水素注入技術、原子炉機器配管の除染技術、亜鉛注入による被ばく線量低減などの実績を残している。</p>	
<p>5(1).2 全炉心に対する MOX 燃料の装荷割合が 34%～72%まで変化し、様々な Pu 組成比での運転及び炉心管理が行われた。このことは、柔軟なプルトニウム利用技術の実証と、炉心管理技術の確立と実証が示されたと考える。さらに、核燃料サイクルを実炉規模で先行的に具体化して、核燃料サイクルの体現を実証した。さらに、新 MOX 燃料中の核分裂性プルトニウム組成比は約 60%～80%と、現行軽水炉で計画中の燃料組成とはやや異なるが、MOX 燃料の使用経験への寄与は大きいと評価できる。</p> <p>水素注入による冷却水質環境改善とそれによってもたらされる応力腐食割れの防止や、亜鉛注入による放射性核種の配管への付着・蓄積の抑制は、軽水炉にも有用な技術であり、その成果は高く評価できる。</p> <p>重水精製装置の開発は、他の軽水炉や高速炉とは異なり「ふげん」のみに必要な装置であるが、同装置の実用化の成功は、「ふげん」に有用であるのみならず、核融合開発においても有用であり、その実用化の成功の波及効果は多大であると認められる。</p>	<p>拝承</p>

評価意見	見解
5(1).3 運転管理技術の高度化の個別課題に関しては、それぞれ優れた成果が得られており、研究開発目標や計画、成果について、高く評価できる。	拝承
5(1).4 新型転換炉の技術的諸性能については、運転実績、定期点検の実績が高く評価される。 プルトニウム利用では、炉心管理技術の確立が評価できる。 運転管理技術の高度化については、圧力管材料の評価、重水リサイクル、トリチウムモニタなど ATR 特有の技術と、水素注入技術による応力腐食割れ防止や系統化学除染など軽水炉とも共通の運転管理技術それぞれについて評価できる。	拝承
5(1).5 初臨界後より順調に発電を継続し、年2回の燃料交換サイクルで約62%の平均設備利用率を得ており、商用軽水炉に匹敵する安定な運転により自主開発のプラントの性能、安全性を確認できたことを高く評価したい。プルトニウム利用実績でも MOX 燃料での漏洩発生もなく、その炉心管理技術を確認しており、使用済み MOX 燃料のプルトニウムの再処理による MOX 燃料への再加工とそれらの装荷で、核燃料サイクルの輪を完結して先行実証したこと、そして我が国の核燃料サイクルの要であるプルトニウム利用を先導したことを高く評価する。 運転管理技術の高度化については、(1)圧力管検査技術、(2)重水のリサイクル技術による再利用、(3)トリチウムの厳正な管理技術の確立による低い内部被ばくの維持、(4)水素注入による SCC 発生予防、(5)系統化学除染と亜鉛注入による恒久的な被ばく低減対策の国内での初めての実証、(6)運転支援の計算機利用技術、等の課題を設定して解決していった実績は、平成7年以降の状況変化に対応した研究計画を的確に実践した成果として評価したい。 さらに自主開発技術と運転経験をベースに、RBMK 炉への安全性支援や、近隣アジア諸国の原子力安全性向上を、特に原子力交流制度による技術者研修や講師派遣等により積極的に進め、貢献したことを高く評価したい。	拝承
5(1).6 初期の商用軽水炉と遜色ない設備利用率を達成したこと、自己リサイクル燃料を含めて世界一の MOX 燃料装荷実績を達成したこと、運転期間中に ATR 特有の技術に関する重大な不具合を経験しなかったことなどを考えると、総合的な ATR 技術、MOX 燃料利用技術が実証できたものと判断される。また、個別技術においては ATR 特有の MOX 炉心管理技術、圧力管検査技術、重水リサイクル技術、トリチウム管理技術、また軽水炉と共通の SCC 防止対策、被ばく低減化対策、運転管理への計算機利用技	拝承

評価意見	見解
<p>術などを開発し、十分な成果が得られたものとする。たとえば、商用軽水炉においては安全上の懸念から運転制御への最新計算機技術の導入に極めて保守的であり、非原子力分野に著しく遅れることが常である中、ファジィ給水制御器の開発はシミュレータ試験にとどまらず、実機への導入にまで至っており、原子力における計算機利用技術としては先進的である。</p> <p>計画と比較した場合、実証炉建設につながる ATR 技術の実証という目標に対する純粋技術面においては十分な成果をあげたものとする。しかし、経済性に関しては「ふげん」の建設・運転経験が実証炉の経済性向上、特に資本費の向上に十分に反映されたかどうかについては、十分な成果が得られなかったことが民間に実証炉建設を躊躇させる結果につながったものと考えられる。</p> <p>新型炉開発にはリスクが付きものであること、良好な運転実績により相当な売電収入が得られたこと、MOX 燃料の利用実績を積んだことは長期的に見て意義が大きいことを考えると、実証炉建設が実現しなかったとは言え投入資金以上の成果であると評価する。</p>	
<p>5(1).7 水素注入による水質改善技術開発技術、亜鉛注入による被爆線量の低減化技術開発、トリチウムモニターの開発、原子炉給水制御システムへのファジー制御の適用などは、学会賞受賞からも分かるように、本研究開発課題で得られた優れた成果である。</p> <p>運転管理技術の開発の一つとして圧力管検査装置開発とその長期間適用による圧力管のクリープ歪み量検査結果から、圧力管の健全性確認と設計の妥当性を評価したことがある。これらは重要な成果と考える。</p>	<p>拝承</p>
<p>5(1).8</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 単一炉として世界一の MOX 燃料装荷規模 ・ 実炉規模での核燃料サイクルの達成 <p>などは、核燃料サイクル技術の蓄積に貢献している。</p>	<p>拝承</p>
<p>5(1).9 技術的な成果は十分得られ、国内原子力基盤の発展に貢献したと考えられる。結果的に実証炉開発につながらなかったということはあるが、トータルすれば十分な成果があったと考えられる。</p>	<p>拝承</p>
<p>5(1).10 自主開発による国内原子力技術基盤の確立という高邁な理想を掲げ、日本型原子炉を目指し、起動試験およびその後の運転実績を通じて設計どおりの性能確認が出来たことは、日本が誇るべき成果である。Pu 利用技術の実証、運転管理技術の高度</p>	<p>拝承</p>

評価意見	見解
------	----

<p>化においても、目標を達成しつつ高い水準の成果を得ている。</p> <p>費用対効果という観点では、判断材料に乏しいため、評価を控えざるをえない。一方、プラント建設費低減のために、ある程度犠牲になったと考えられる。BOP 系統、とくに給水系統機器が原因で自動停止、手動停止に至った事例が多いが、これらは将来、日本が新たな新型炉開発計画を実施する際には十分考慮すべき点であろう。</p> <p>なお、オンパワー時の燃料交換については必要性の観点から実施されなかったが、これも実施してみたかった項目の一つである。</p>	
--	--

(2) 得られた成果の普及・公開

<p>5(2).1 成果の普及の点では開発初期の大洗センターでの実規模試験、主蒸気隔離弁再循環ポンプ、逆止弁等など軽水炉主要機器の国産化の経験が軽水炉の国産化改良標準化に役立ったなど日本の原子力産業の発展に貢献している。</p> <p>「ふげん」での MOX 燃料利用の経験は軽水炉での MOX 燃料利用の安全指針や報告書の作成に参照され役立っている。水化学管理技術では水化学ハンドブックの出版や電力やメーカーからの出向技術者を通して技術の伝承が行われ成果が軽水炉の運転に活用されている。</p> <p>さらにチェルノブイリ事故時のプラント解析や圧力管型炉として共通性のある RBMK 炉の安全支援が行われている。近隣アジア諸国の原子力安全支援の研修も実施された。電源開発が建設を計画しているフル MOX-ABWR の運転要員の養成も行われている。これらはいずれも高く評価される。</p>	<p>拝承</p>
<p>5(2).2 水素注入による冷却水質環境改善、亜鉛注入による放射性核種の配管への付着・蓄積の抑制等は、軽水炉にも適用され、成果の普及が有効に図られたと認められる。また、重水精製装置の開発では、そのノウハウが蓄積継承され、我が国の核融合開発において利用されており、波及効果が多大であったと認められる。</p>	<p>拝承</p>
<p>5(2).3 運転管理技術の高度化の成果は、軽水炉にも導入されており、得られた成果の普及という観点からは高く評価できる。圧力管型炉の運転管理技術習得の場として、国際協力への貢献を果たした点についても、高く評価できる。</p> <p>長い目で見て、自主技術の実証や長期間の実績の蓄積を通じて、プルトニウム利用技術の発展に貢献したことは高く評価できるが、一方、「ふげん」の成果が国内の一般市民にあまり認知されていないことも事実であり、こうした視点からは得ら</p>	<p>拝承</p> <p>◆ 研究・技術面における成果の発表は、学会等を通じて積極的に行ってきましたが、「ふげん」の成果に関しての一般市民を対象とする PA 活動については必ずしも活発ではなく、反省すべき事</p>

評価意見	見解
	<p>れた成果の普及公開に向けた活動が不十分であったと言わざるを得ない。</p> <p>項であります。今後、プルサーマルや FBR サイクルの確立に向け、「ふげん」で得られた成果の普及に努めていきたいと考えております。</p>
<p>5(2).4 水素注入技術による応力腐食割れ防止や系統化学除染など軽水炉とも共通の運転管理技術については、国内の軽水炉に波及している。 国際貢献では、RMBK 炉の安全支援などで高く評価されている。 成果がデータベースとして公開され、活用できるかたちで整備される予定である。また、開発の歴史や成果の全体像をビデオや冊子のかたちで一般にもわかりやすくまとめている点はすばらしい。</p>	<p>拝承</p>
<p>5(2).5 成果の公開、国内、国外とも積極的になされている取得特許数、「ふげん」の研究開発で得たいくつかの技術に対する学会の表彰評価、そしてデータベースの整備による技術の集大成など、研究と技術面では適切であると評価する。しかし、プルトニウム利用と核燃料サイクルの輪を閉じて実証した「ふげん」の実績をもっと国民に知らせて、原子力の理解を高めるツールとして活用して欲しいと願っている。</p>	<p>◆ 拝承 [既出 5(2).3]</p>
<p>5(2).6 海外技術導入でない独自開発の経験は、メーカを通して軽水炉の国産化に反映されていると考えられる。また、MOX 燃料炉心の管理技術は軽水炉でのプルサーマルに十分に継承されるものと予想される。軽水炉と共通の運転管理技術については水化学の分野で成果が軽水炉に波及しており、運転制御への計算機利用についても先駆的役割を果す可能性がある。また、RBMK の安全性向上にも役立っており、国際的にも貢献している。 成果の公表、特許出願、広報については十分行われていると判断する。マスコミ的には実証炉の建設中止のみがクローズアップされ、失敗プロジェクトとして扱われることが多いと思われるが、MOX 燃料の利用が将来必要であるならば「ふげん」によって得られた使用実績はわが国にとって貴重であり、記録を保存するとともに機会あるごとにその意義を社会に PR されることを期待する。</p>	<p>拝承</p>
<p>5(2).7 運転管理技術高度化に関する技術の普及・公開は積極的におこなっている。 費用対効果を考えた時、上記開発技術の軽水炉への適用・波及効果が考えられる。軽水炉で実際に適用する以前の平成 7 年前の結果も含めて「ふげん」での実績が有効に働いている。 リトアニアおよび中国を始めとする近隣アジア諸外国への原子力技術安全向上</p>	<p>拝承</p>

評価意見	見解
5(2).8 再循環ポンプや主蒸気隔離弁などの主要機器について、「ふげん」の建設においてメーカーが最初の国産化にチャレンジして成功させたことは、それ以降の軽水炉での純国産化に役立っている。	拝承
5(2).9 軽水炉への技術の普及、成果発表、特許出願等妥当と考えられる。	拝承
<p>5(2).10 動燃で実施したふげんの運転、改善にかかわる諸成果が、軽水炉運転管理技術の向上に直接貢献していることは明らかで、とくに水素注入や系統化学除染技術のふげんでの実証がBWRの安定運転に大きく役立っていることは特筆すべきであろう。電力、メーカーなど民間への技術移転は妥当であったと判断する。</p> <p>また、Pu利用実証成果はPuサーマル実用化の布石として、技術的に十分な役割を果たしているものと判断するが、電力の広報にあまり利用されていないのはサイクル機構からの働きかけが不足しているのであろうか。</p> <p>成果発表、特許などの実績は概ね妥当なものとする。しかしながら、成果の公開も相当なされているにもかかわらず、日本が誇るべき成果であることの認識が専門家以外の国民に十分知れ渡っていない。技術立国を目指す日本の中で、国の施策に沿いつつ、技術者の発想と努力・熱意を以って一つの完結した開発の成果を出した事実、社会がより価値を見出すべきであるが、そうならないのは国民性、学校教育、日本社会の成り立ちなど様々な理由が考えられるが、まずはサイクル機構からの情報発信、PAのあり方にも一考をお願いしたい。</p>	<p>拝承</p> <p>◆ 平成14年度には柏崎市でMOXセミナーとして、「ふげん」の実績を電力関係者に伝えるなど、PR活動を展開しております。</p> <p>拝承</p>
6. その他	
6.1 「ふげん」はMOX燃料利用を先導し技術的に大きい成果を挙げたと評価できる。しかし新型転換炉実証炉計画は残念ながら中止となった。その原因として設計や技術に関係する点や軽水炉技術の進展など様々を列挙することは可能である。(例えば設計面では炉心下部からの燃料交換方式に伴う炉心支持構造による炉心大型化時の耐震面からのコストアップ、オフパワー燃料交換に伴う稼働率の低下、圧力管方式に伴う多数の冷却系線配管の製造などがある。戦略面では大出力化によるコスト低減という軽水炉と同じ土俵での戦略をとったことなどを挙げるべきであろう。)しかし圧力管型炉は軽水炉のように大型原子炉容器の製造のインフラを必要としないこと。主要な開発を圧力管で代表できることなどの利点を有している。CANDUはカナダのみならず韓	拝承

評価意見	見解
<p>国、中国、ルーマニアなどで用いられている。AECL は圧力管型炉の利点を生かす戦略の上に事業を展開している。インドの重水減速冷却炉も最近は高い稼働率となっている。「ふげん」は大きい成果を挙げたと評価できるが、せっかく日本で開発された圧力管炉の技術の実用化が成功していないのは研究開発そのものに原因があるのではなく、商業化のモデルが不十分であったのではなかろうか。今後の教訓としては商業化と研究開発のより強い連携あるいは一体化したチームの必要性が挙げられる。これは今後の研究開発に共通する課題としてサイクル機構のみならず産業界、研究機関、原子力委員会での検討やプロジェクト立案に反映されるべきと考える。</p>	
<p>6.2 本件のような大型プロジェクトにおいて、国による根本的な方針転換が行われる際の、研究開発当事者としての関わり方を再考するべきではないかと考える。平成 7 年以降の方針転換は、原子力委員会の場で決定されたものであり、確かにサイクル機構（動燃）に直接的な責任は無いとも言える。ただし、原子力委員会が決定を行う際には、当事者としての意見聴取を受けており、その決定にはかなり大きな影響力を持つ立場であったことは事実であろう。以下の視点は、上記の動燃の立場をふまえたものである。</p> <p>平成 7 年に先立つ昭和 62 年には日米原子力協定が改定され、軽水炉でのプルトニウム利用が容認される下地が整った。もしこの時点で、改めてプルトニウム利用シナリオの根本的な再検討が行われていれば、ATR に代わってプルサーマルが将来的に広く利用されることになるだろうとの予見を持つことは十分に可能であり、動燃内でもその方向性に沿った計画変更のプランニング等ができたのではないかと。動燃として、原子力委員会の決定からはずれるような事業の実施が論外であることは当然であるが、当事者としては情勢の変化をふまえた研究開発の方向性の変更などを、もっと自発的かつ積極的にアピールするべきであったと考える。平成 7 年に動燃によって計画されながら、結果的に平成 10 年のサイクル機構への移行に際して破棄されてしまった研究開発テーマの多くは、このような早期の自発的見直しがあれば、完遂することができていた可能性もあろう。またそれによって、軽水炉での MOX 利用をより円滑に進めるた</p>	<ul style="list-style-type: none"> ◆ 原子力利用開発に係わる施策や計画は、行政、研究開発、供給、需給などに携わる、立場や意見の異なる多くの関係者の（妥協的な）総意であります。一見当然そうに思えるプルトニウム利用についてでさえ、行政（省庁間を含めて）、研究開発機関、電気事業者、一般民間とでは、研究開発の進展度や実用化への情勢判断も含めて、細部においては微妙な相違があります。その中で、動燃/サイクル機構は、わが国の国是とも云えるエネルギー・セキュリティ確立のため、プルトニウム利用早期実用化を目指して研究開発を推進することを任務とする機関であることから、ここからの提案が推進色の強いものになることは否定できません。 ◆ 昭和 62 年に改訂された日米原子力協定により、プルサーマル実現の下地ができたとは言え、当時、軽水炉 MOX 燃料（それも動燃が製造している）は、61 年に照射試験用燃料 2 体が敦賀発電所 1 号炉に、62 年に 4 体が美浜発電所 1 号炉に装荷されたばかりであり、もちろん実用化に必要な許認可体系やインフラ整備も進んでおらず、近い将来にプルサーマルが実用規模で実現するには程遠い状況であることは共通の認識でありました。このような状況であったからこそ、62 年の原子力長計では、すぐにも実用規模の MOX 利用が可能な ATR の必要性が確認され、ATR 実証炉の建設推進が謳われるとともに、「ふげん」は重水炉技術高度化に向けて、実証炉燃料の照射や ATR の信頼性向上等のた

評価意見	見解
<p>めに、ふげんは現状以上の貢献を果たすことができたのではないか。</p> <p>原子力委員会の方針に従い、それをそのまま金科玉条のごとく受け入れるのみではなく、世の中の情勢をふまえて国の基本方針についても自発的な主張を行ってこそ、独立行政法人としての存在感を示すことができるのではないかと考える。</p>	<p>めに有効活用することとされました。実際、ATR 実証炉計画は進行しており、63年には許認可に向けて、安全評価指針となる「新型転換炉実証炉の安全性の評価の考え方」が決定されています。動燃/サイクル機構としては、「ふげん」を含めた ATR プロジェクトを推進こそすれ、実証炉計画の見直しや「ふげん」の撤退を検討、提言するのは、むしろ責任放棄になったと考えております。</p> <p>さらに、平成7年の実証炉計画中止の頃は、海外での MOX 利用実績、「ふげん」での 500 体以上の装荷実績や燃料挙動に関するデータ、前出の敦賀及び美浜発電所での照射燃料のデータなどをもとに、最大 1/3 炉心プルサーマルのための安全審査指針が策定されたところであり、実用規模のプルサーマルの実現に備えたところでした。わが国における近年の計画では(延期または中止になっていますが)、複数号機に号機当たり十数体から 30 数体の装荷を予定していました。実証炉計画の中止により、ATR プロジェクトにおける「ふげん」の役割は消滅し、その存在意義は薄れましたが、動燃/サイクル機構は、上記のような状況を踏まえ、その後の「ふげん」の運転については、近い将来のプルサーマルの実用化さらにはその先の進展を見越し、当時の軽水炉用標準ウラン燃料の最高燃焼度を超える、高燃焼度 MOX 燃料の開発と照射を主体とする活用方策を提案し、プルトニウム利用の早期実用化と云う自らの責任を果そうとしました。</p>
<p>6.3 ふげんの評価に対し、海外と日本での評価に温度差があるような気がします。</p>	<p>◆ 海外での評価は、学会レベルの情報を通じた意見多い反面、国内的な評価では一般社会に対する広報活動の結果がフィードバックされていることが多いと考えられます。一般社会への広報活動が不足していたことは否定できないため、「温度差」の一因になっていると考えられます。</p>

評価意見	見解
------	----

7. 総合評価

7.1	<p>「ふげん」は長期にわたり安全かつ良好な運転を行い、その技術的諸性能を実証するとともに初めて日本の核燃料サイクルの輪をとじるなど、その技術の確立に大きく貢献したと高く評価できる。</p>	<p>拝承</p>
7.2	<p>国の原子力開発の基本政策のもと、プルトニウム利用を目的に、新型転換炉を自主開発し、原型炉ふげんを建設し、運転に成功したことは大きなミッションを達成したものと評価する。また、運転管理技術、炉心管理技術で得られた知見はわが国の原子力技術の蓄積、向上に大きく貢献したものと判断する。このようなもと、ふげんは与えられたミッションとしては成功したものと考える。</p> <p>一方、炉型戦略上軽水炉から高速炉を基本とするという原子力の基本政策のもと、新型転換炉は補完的役割とするという変遷はあるものの、商業技術として採用するには経済的に見合わないと言われたことは、研究開発から実用化技術へと移行する上で、今後教訓とすべきことは多いと考える。</p> <p>経済性に関しては、ふげんに限らず、わが国で原子力新技術を実用化する場合には、常に高コストとなり海外の同種のプラントと比較しても大幅に割高となる。このような状況は、革新的な原子力技術の採用、実用化を至難のこととし、ひいては原子力利用、産業の衰退へとなるものである。ふげんの事例なども含め、高コスト体質を詳細に分析し、見直すべきところは見直し、他の産業と競合できるようにしていくことが希求される。</p>	<p>拝承</p> <p>拝承</p> <p>拝承</p>
7.3	<p>新型転換炉実証炉建設計画中止の決定（平成7年）以降、「ふげん」の運転を継続することにより、これまで培われた炉心管理技術やプルトニウム利用技術等の有効性を実証した。特に、MOX 燃料装荷による運転は、核燃料サイクルを実炉規模で先行的に具体化したものであり、その使用経験は、現行軽水炉での MOX 燃料利用において非常に参考になるであろうと思われる。</p> <p>また、安定した運転を実現するために、水素注入による冷却水質環境改善、亜鉛注入による放射性核種の配管への付着・蓄積の抑制、重水炉精製装置の開発等の技術開発が実施された。これらの技術開発は、軽水炉や核融合開発において利用され、その成果は有効に利用されていると認められる。</p> <p>一方、運転終了までに、過渡状態での炉心特性評価をするための運転が実施されなかったことは、得られるデータが貴重であり、原子炉の安全研究において非常に有用</p>	<p>拝承</p> <p>◆ プラントデータ収集システムは、原型炉としての技術的諸性能を確認するために設置されたものであり、起動試験時において</p>

評価意見	見解
<p>なデータと成りうると思われるだけに、非常に残念である。</p>	<p>は、負荷遮断や外部電源喪失、タービントリップ、再循環ポンプトリップなどいくつかの過渡事象時のプラント応答試験などに活用されました。また供用中にも、落雷による外部電源喪失時などの過渡状態におけるデータがプラントデータ収集システムにより収集され解析されています。</p> <p>なお、「ふげん」は原子炉等規制法においては「発電の用に供する研究開発段階炉」と位置づけられ、実質的には実用発電炉と同等の規制を受けています。また、一般社会から見ても実用発電炉との区別はありません。このような環境下において、運転を終了するとは云え「過渡状態における炉心性能評価」等の試験を行うためには、行政および一般社会の広範な理解を得る必要があったと考えられます。 [既出 3.2]</p>
<p>7.4 本プロジェクト全体を俯瞰すると、自主技術の確立と実証を通じてプルトニウム利用の促進に大きく貢献しており、当初のゴールであった ATR 実証炉建設こそ実現しなかったものの、我が国の原子力開発の中で果たしてきた役割は大変に大きいものと評価できる。</p> <p>しかし、国による根本的な方針転換が行われた時点での、計画の見直しに、不十分な点があったことも事実であろう。また、優れた成果を一般国民にアピールして支持を得るための努力に欠けていた点も否めない。それらの責はひとりサイクル機構（旧動燃）に負わされるべきものではないが、当事者としては、</p> <p>① 長期間の研究開発の中では、抜本的な方針の転換があり得ることを当然のこととして捉えるべきこと</p> <p>② 方針転換の際に取り得る選択肢や、退出戦略（サンセット・ルール）をもあらかじめ検討しておくべきこと</p> <p>③ 技術的な課題の解決や実証のみならず、それらが社会に認知されて初めて、真の意味での技術の実用化が可能になること</p> <p>などが、本プロジェクトからの教訓として得られるものと考えられる。</p>	<p>拝承</p> <p>◆「ふげん」は、社会環境や原子力委員会等の関係機関からの要求に柔軟に対応し、その要求に応えつつ、着実に運転成果を上げてきたと考えております。</p> <p>拝承</p> <p>◆原子力長期計画で国家プロジェクトとして定められた大型プロジェクトの方針を機構単独で変更することはありませんので、外部の機関等との情報の共有化につとめ、どのような場合にも適切に対応できるよう努めていきます。</p> <p>拝承</p>
<p>7.5 実証炉の建設中止という平成7年をスタート年とし、平成15年の「ふげん」の運転</p>	<p>拝承</p>

評価意見	見解
<p>終了までの研究開発は、新型転換炉開発という柱を失うものとなったが、「ふげん」の優れた原子力特性を活用して、プルトニウム利用の研究開発を最終年度まで継続し、運転管理技術の高度化、国際貢献にも軸足をおいて適切に研究開発を進めている。目標の成果を適切に得ていると評価したい。</p>	
<p>7.6 エネルギーの自立と自主技術の開発という国策に基いた ATR 開発の目的・意義は明確であり、開発計画も妥当であったと評価する。研究開発の重点が当初目的から変化してきたのは開発をとりまく情勢の変化に対応するものであって、長期間を要する新型炉開発には止むを得ないものである。実証炉建設の中止も世界環境を含む情勢の変化によるもので、自主開発を行った諸外国ではどこでも経験のあることで、実証炉建設の中止のみをもって研究開発の成否を判断すべきものではない。しかし、「ふげん」の経験が実証炉計画の経済性向上に十分に反映されていたかどうかについては疑問なしとしない。</p> <p>にもかかわらず、「ふげん」の運転によって MOX 燃料利用技術が実証されたことは、わが国の原子力開発にとっても、また国際的にも価値のあることである。また、軽水炉の国産化や運転管理技術高度化を行うためのテストベッドとしての役割を果たしたことは、十分な成果であったと考える。そして何よりも、外国の意見を聞くことと海外技術導入が大好きなわが国にとって、自主開発を行ったことは極めて貴重な経験であったと言える。</p>	<p>◆ 「ふげん」の設計、建設、運転を通じて得られた経験や実績は、評価の後、実証炉の設計・解析コードの改良、システム・機器設計などに反映され、実証炉の経済性向上に役立てられました。「委員からの質問と回答」にその実績を示します。また、「ふげん」の技術者が実証炉のモデルエンジニアリングに参加し、合理的なプラント設計に参加するなど、「ふげん」の経験は実証炉の経済性向上のために反映されました。</p> <p>拝承</p>
<p>7.7 原子力長期計画や原子力委員会決定に沿って目標を設定しているため、目標設定に自主性が認めにくい課題であった。どの程度核燃料サイクル開発機構が自主性を持って開発を進め、組織外に対して見なおしを提案できる状況であったかどうか不明であるが、今後他の研究開発課題の推進にあたっては、是非とも自主的な目標の見直しを適切に実施して頂きたい。</p>	<p>◆ 原子力長期計画で国家プロジェクトとして定められるような大型プロジェクトの場合、計画作成時には事業者(開発主体)の意見も聴取されますが、サイクル機構単独で目標を見直していくことはありえません。しかし、大型プロジェクトを達成するための個別の課題については、責任をもって自主的な目標の見直しをしていきます。</p>

評価意見	見解
7.8 実証炉建設計画の中止により実証炉の基本設計に必要な技術は活用されなかったが、「ふげん」の建設・運転を通じて、核燃料サイクル技術の蓄積、原子力産業技術の育成、運転管理技術の軽水炉への波及など、得られた成果は大きいと判断する。	拝承
7.9 ATR技術のみならず、プルトニウムリサイクル利用、軽水炉への技術の普及、原子力基盤の発展、人材育成等、十分な成果が得られたと評価できる。	拝承
7.10 本課題は、開発初期のPu利用におけるふげんの役割から、略10年毎の方針変更にもなう役割の変化、とくに1995年実証炉建設中止に伴う研究開発計画の変更と運転中止を余儀なくされたにもかかわらず、終始、軽水炉運転管理技術高度化のパイロットプラント的な役割を果たすとともに、Pu利用技術の実証を通じてPuサーマル推進路線に対し技術的な貢献を行うに必要かつ重要な実証データを蓄積・提供することとなったことは、日本の原子力開発の一つの成果として高く評価するものである。問題は次の世代への技術継承を組織的に、また国としてもこれをいかにバックアップするかであろう。 一般の人は、「ふげん」がすでに一つの完結した日本独自の技術開発成果であることをほとんど知らないのが実情であろう。また、国の方針変更に左右され、結局はプラント寿命以前に運転終了になったことから、誇るべき技術に対して技術者の持つべき自信、信念が萎縮しているように一部感じられるのは、あまりにも穿った感想であろうか。こうした意味でも、ふげんという国産原子炉の技術的達成について、より広く宣伝すべきであろうと考える。	拝承

参 考 資 料 4

新型転換炉原型炉「ふげん」の開発
(課題説明資料)

【 研究開発課題説明資料（本文） 】

新型転換炉原型炉「ふげん」の開発

平成 15 年 6 月

核燃料サイクル開発機構

目 次

はじめに	2
1. 研究開発の目的・意義	3
2. 研究開発目標の設定	3
3. 研究開発計画	6
4. 研究開発実施体制	9
5. 研究開発成果	11
6. 研究開発成果及び要員	19
7. 成果の普及	19

はじめに

新型転換炉(ATR)原型炉「ふげん」は、核燃料サイクル確立という我が国原子力開発の基本政策のもと、早期に実用化が期待され、プルトニウムと天然ウランを利用できる炉として、昭和41(1966)年に国のプロジェクトとして自主開発することが決定された。動力炉・核燃料開発事業団(現サイクル機構)が開発を進め、昭和45(1970)年に着工、昭和53(1978)年には初臨界を達成、昭和54(1979)年から本格運転を開始した。

「ふげん」が本格運転を成功させたことを背景に、昭和57(1982)年8月、原子力委員会は、ATR実証炉を建設することを決め、昭和58(1983)年12月には実証炉の基本設計に必要な技術資料が、動燃から建設主体である電源開発(株)に移転された。その後も「ふげん」は実証炉用燃料の照射やATRの信頼性向上のために有効に活用されてきた。

平成7(1995)年7月、電気事業連合会は、国に対して経済性の理由から実証炉建設計画見直しの要望を行い、原子力委員会は、この要望を妥当とし、同年8月、実証炉建設計画を中止すること決め、あわせて全炉心にMOX燃料装荷を目指すA-BWRの建設計画をその代替として進めることを決めた。また、それまで実施してきた「ふげん」開発の成果について評価を行い、実用化をめざしたATRの開発は行わないこと、「ふげん」は、その特長である柔軟な炉心特性を活かし、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を決定した。

しかしながら、その後の「もんじゅ」事故、再処理施設のアスファルト固化施設の爆発事故や、事故後の不適切な情報の取扱いにより、動燃の組織・体制、事業等が抜本的に見直され、平成10(1998)年には新法人「核燃料サイクル開発機構」へ改組することが決定された。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、プルトニウム利用技術やプラント管理技術について研究開発成果の集大成を行い、平成15(2003)年に運転を終了することが決定された。

「ふげん」は、以上のような経緯を経て、平成15年3月29日、初臨界から25年の開発運転に終止符を打ち、運転を終了した。「ふげん」開発の成果については、平成7年に実証炉建設中止決定に至る原子力委員会での検討により評価を受けている。実証炉中止決定の際、その後の「ふげん」の活用方策が示された。その後、サイクル機構への改組により運転計画が変更され、運転終了時期が明示され、これまでの開発成果について集大成することとなった。本評価では、すでに平成7年に原子力委員会での評価を受けていることから、その後の開発運転を通じて実施してきた技術開発等の実績、25年にわたる開発成果の集大成について評価を受ける。

1. 研究開発の目的・意義

昭和 41(1966)年 5 月、原子力委員会は「動力炉開発の基本方針について」を公表し、“国内における核燃料サイクルの確立”を基本とする我が国の核燃料政策及び動力炉の開発に関する基本計画を決定した。計画の推進に当たっては、我が国の科学技術水準の向上と産業基盤を強化するため、可能な限り自主的に開発することとされた。新型転換炉(ATR)は、その燃料多様性の点で極めて柔軟な炉心特性およ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選定され、その原型炉を国のプロジェクトとして、原子燃料公社を発展させる形で設立した動力炉・核燃料開発事業団に開発させることを決定した。

この決定の背景には、当時行なわれた欧米の原子力先進国の開発動向調査から、我が国の動力炉開発の立ち遅れが明確となったこと、また、高度経済成長期にあつて、年率 10%を超えるエネルギー需要の増大の中、原子力に対する期待と、我が国産業経済の発展のためには、自主技術開発の涵養に向かつて努力を傾注し「海外の先進国に追いつけ追い越せ」といった意識が高揚した時代背景があり、「ふげん」の開発は将来に備えて対応すべき重要かつ緊急性の高いものであった。

2. 研究開発目標の設定

2. 1 実証炉基本設計に必要な技術情報の移転まで

ATR 原型炉「ふげん」プロジェクトは国の原子力政策を具現化するためのプロジェクトであり、その開発は国の掲げた目標にしたがって進めてきた。

原子力政策の具体的かつ計画的推進を図るため、国は昭和 31(1956)年に「原子力開発利用長期計画(原子力長計)」を策定して以来、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核燃料サイクル確立の基本方針は一貫していたが、ATR の核燃料戦略上の役割は、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 ATR を取り巻く情勢、ATR 自体の実証炉建設計画の遅延など、諸状況の変化に応じてその役割を変遷させた。

昭和 41(1966)年 5 月の「動力炉開発の基本方針について」、昭和 42 年及び昭和 47 年の原子力長計すなわち ATR 開発開始当初は、自主技術開発

の重要性についての言及は一貫しており、核燃料戦略上の役割は、米国のみが商用ウラン濃縮技術を保有していたことを背景に、天然ウランでの稼働を目指し、自身の運転によって生成するプルトニウムと天然ウランを混ぜてプルトニウムを利用し、運転を維持するプルトニウムセルフサステインの達成がその目標とされた。また、将来には高速増殖炉にプルトニウムを供給する役割も果すこととされた。

しかし、「ふげん」が初臨界を達成した昭和 53(1978)年の原子力長計では、動燃があわせて開発を進めていたウラン濃縮技術に見通しが得られたこと、昭和 49(1974)年にインドが核実験を行い、米国が核不拡散体制を強化するなど外部情勢も大きく変化し、それにあわせて ATR の役割は、軽水炉燃料の再処理で回収されるプルトニウムを天然ウラン等に混ぜて利用することにより、セルフサステインよりもプルトニウムをより多く燃焼させる「プルトニウム燃焼炉」としての役割に開発目標は変わっていった。「ふげん」については、「運転を進め、プルトニウム利用の実証、技術的諸性能の確認、安全評価データの蓄積等を行い、実証炉の設計及びこれに必要な研究開発を進めるもの」とされた。

2. 2 実証炉への技術移転以降、平成 7 年の実証炉建設計画中止まで

昭和 58(1983)年 12 月には、実証炉の基本設計に必要な技術情報を電源開発(株)に技術移転した。

昭和 62(1987)年の原子力長計では、我が国の炉型戦略は軽水炉から高速増殖炉を基本とし、ATR は一定規模の核燃料リサイクルを図る補完的役割とその役割は変遷した。役割は変遷したが、重水炉技術の高度化を図り実用化を目指すという目標、「ふげん」の運転によってプルトニウム利用を実証するという目標は変わらず、「ふげん」は、実証炉燃料開発のための照射（これについては平成 13 年度に評価課題「新型転換炉用 MOX 燃料の高性能化」（事後評価）として評価済）、新型転換炉の信頼性向上等のため、有効に活用することを目的に運転することとされた。平成 6(1994)年の原子力長計においても、「ふげん」は核燃料リサイクル上の柔軟性を活かした技術の実証や ATR の技術基盤の高度化を目指し、実証炉開発にも有効に活用するために運転を継続すると示された。

2. 3 実証炉建設計画の中止

平成 7(1995)年 7 月、電気事業連合会から、経済性を理由に実証炉建設計画を見直すよう国に要請がなされた。原子力委員会は審議の結果、同年 8 月、以下の理由から、新型転換炉実証炉建設計画を中止すること

を決定した。（「新型転換炉実証炉建設計画の見直しについて」平成7年8月25日原子力委員会決定）

(1) 経済性

建設計画が10年間にわたり1年ずつ延伸され、抜本的かつ効果的な合理化設計を十分に実施し得なかったため、革新技術の導入等により経済性が向上している他の電源と比較して大幅に経済性が悪化

(2) 核燃料リサイクルをめぐる情勢

プルサーマル計画の進捗等により、MOX燃料を利用する新型転換炉としての役割は代替され得る環境が生じてきている

また、原子力委員会は、建設が予定されていた青森県大間サイトには全炉心にMOX燃料の装荷を目指すA-BWRを建設する代替計画を進めることを決定した。

この決定のなかで原子力委員会は、新型転換炉開発の成果及び活用として以下のような評価をしている。

- ① 新型転換炉の開発を通じて国内原子力産業に蓄積、育成された基盤技術は、軽水炉の安全性及び信頼性の向上並びに高速増殖炉の開発に直接的、間接的に役立てられるとともに、今後高速増殖炉、軽水炉においてMOX燃料利用を推進していくうえで貢献が期待できる。
- ② 原型炉「ふげん」は約16年間にわたり安定的かつ良好な運転を行い、単一炉としては世界最大のMOX燃料装荷実績を有するとともに、再処理によって得られた核燃料を再処理し我が国において初めて核燃料サイクルの環を完結させるなど、我が国の核燃料サイクル政策を一部先行的に具現化し、実証し国内外の理解を深めるのに大きく貢献した。

そして、ATRの実用化を念頭においた開発はしないが、将来の核燃料の需給動向の変化に備え、プルトニウム、回収ウラン等を柔軟かつ効率的に利用できる新型転換炉の特長を活かしていくための調査研究は進めていくことが適当とされ、「ふげん」は、その特長を活かしプルトニウム利用技術開発施設、国際的共同研究施設等として利用し、その際発生する電力も有効利用していくことが適当とされた。

2. 4 サイクル機構への改組から運転終了まで

平成7(1995)年の実証炉建設計画中止に伴う「ふげん」活用方策につき具体的な進め方について関係機関間で協議を行い、取りまとめた結果について同年12月8日、地元自治体及び原子力委員会に報告を行った。しかし、同日夜に発生した「もんじゅ」事故、平成9(1997)年3月の再処理施設アスファルト固化施設の爆発事故や、事故後の不適切な情報の取扱いにより科学技術庁長官の下に設置された「動燃改革検討委員会」において、動燃の組織・体制、事業等が抜本的に見直され、平成10(1998)年5月には新法人「核燃料サイクル開発機構」へ改組することが決定された。

平成7(1995)年の実証炉建設計画中止時の原子力委員会決定における「ふげん」の活用方策は完全には実施されることなく、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、国と地方自治体等が協議し、平成15(2003)年に運転を終了することが決定された。

「ふげん」運転期間中の活用方策については、平成10年2月の原子力委員会決定で、プルトニウム利用技術やプラント管理技術について研究開発成果の集大成を行うとともに、海外のニーズに応じ、圧力管型炉の運転管理技術取得の場として活用していくこととされた。また、運転終了後の廃止措置を円滑に行うために「ふげん」固有の廃止措置技術開発・研究を行うこととされた。なお、この「ふげん」の廃止措置技術開発については、平成14年度に中間評価として課題評価を受けている。

3. 研究開発計画

3. 1 ATR 原型炉の技術的諸性能の確認

「ふげん」の設計、建設に当たっての開発方針は以下の通りであり、これら方針に基づき、大洗工学センターに、核特性、伝熱流動特性、燃料集合体圧力管集合体の耐久性、安全性の実証・確認試験を行う4つの実規模試験施設、重水臨界実験装置(DCA:Deuterium Criticality Assembly)、大型熱ループ(HTL:Heat transfer Test Loop)、コンポーネントテストループ(CTL:Component Test Loop)、ATR安全性試験施設(A安)を設置し、これら施設での研究開発成果を「ふげん」の設計、建設、運転に反映させた。

① 炉心特性、熱水力特性、安全性などについては自らの手で現象解明と

技術の確立を行いシステム設計が行えるようにする。

- ② 圧力管集合体、燃料交換装置等の重要機器は機器性能、製作性を確認するとともに耐久性も確認する。
- ③ ATR の性能、機能、信頼性に関わる開発試験は実規模試験とする。
- ④ 開発に必要な情報と必要な時期を明確にして開発を進める。
- ⑤ 既存技術は極力利用するが、必ず自ら評価し、必要があれば検証する。

「ふげん」の建設・機器の据え付けが終了した後、技術的諸性能が設計どおりであることを確認するため、総合機能試験、起動試験を行い、さらに、本格運転以降、運転・定期点検を行いつつ、運転信頼性及び運転保守性の確認を行って、実証炉の設計に反映させることとした。

「ふげん」は、原型炉であり実用の発電所ではないが、運転実績が ATR 型炉の技術的な性能の総合評価にもつながるため、運転計画の作成にあたっては、実用原子力発電所の運転計画と同様、安全確保を最優先にして一定の稼働率を確保することを目指して長期的な運転・保守計画を立てた。運転開始当初の昭和 55(1980)年には、軽水炉でも経験された原子炉冷却系配管に応力腐食割れが発見され、以降、材料の取替や応力緩和措置などの対策が必要となったが、これら対策計画の策定や、長期的な保守点検計画、実証炉用 MOX 燃料開発のための照射計画についても、この一定の稼働率を確保するための運転計画を妨げないように計画することとした。

3. 2 プルトニウムの利用と炉心管理技術の確立

(1) プルトニウムの利用

昭和 49(1974)年のインドの核実験に端を発する国際的な核不拡散の強化の動きは、同 52(1977)年に誕生した米国カーター政権の誕生によって我が国にも影響が及んだ。濃縮ウランを米国から輸入していた我が国は、日米原子力協定の中で再処理にあたっては米国の了解を得ることになっていたため、運転を開始しようとしていた東海の再処理工場の操業開始にストップがかけられたのである。それ以降、包括事前同意方式の日米原子力協定が発効する昭和 63(1988)年の 7 月まで、日米間の長い交渉がスタートすることになった。

当初、プルトニウムセルフサステインを目指していた「ふげん」は、昭和 47(1972)年には、軽水炉の使用済燃料から回収されるプルトニウムを積極的にプルトニウムを利用するプルトニウム燃焼炉へとその目標を変え炉心の設計を変更していた。

初装荷燃料に用いたプルトニウムは海外から輸入したものをを用いたが、国内での核燃料サイクルの確立に向け、昭和 56(1981)年以降は、サイクル機構東海事業所再処理工場で国内の軽水炉の使用済燃料から回収された国産プルトニウムを利用することとした。

昭和 53(1978)年 3 月「ふげん」が MOX 燃料 22 体で初(最小)臨界を達成し、さらにその 1 年後、プルトニウムの本格利用を目指して運転を開始した時期は、カーター大統領の提唱で設立された、原子力の平和利用と核不拡散を両立させるための国際核燃料サイクル評価(INFCE)会議が世界 66 カ国の参加を得て開催されていた時期と重なる。この会議には日本から ATR プロジェクトに関する一連の論文を報告したが、これらの論文から米国内には、「ふげん」は原子力平和利用と自主開発によるプルトニウムリサイクルを基本とする“日本の原子力政策を映す鏡”として評価する声があがっていた。INFCE は、日本の新型転換炉における核燃料サイクル実証計画を発表し、我が国のプルトニウムリサイクル政策に対する国際的な理解を得る上で、とてもよい機会になった。

昭和 56(1981)年に国産のプルトニウム利用を開始して以来、「ふげん」は東海再処理工場で抽出されるプルトニウム量に対し、「常陽」や「もんじゅ」も含めた利用で国内にプルトニウムの無用の蓄積をさせないように需給バランスが取れるように、プルトニウムの利用を継続的に進めることとした。

(2) 炉心管理技術の確立

新型転換炉の炉心管理技術は、「ふげん」を運転することによってはじめて実証される技術であることから、機構職員自らが一貫して取り組んできた。炉心管理の主要事項は、燃料取替計画の立案と炉心の運転実績の評価である。燃料取替計画は、①発電所運転計画に基づく所定の炉心寿命、②燃料の健全性を確保する熱的制限値、③原子炉の停止余裕、④取出し燃料の燃焼度などから決定されるが、燃料取替計画の立案(plan)、運転(do)、運転実績の評価(see)及び炉心管理コードの改良、そして次期取替計画への反映といった plan-do-see の PDS サイクルを繰り返し、炉心管理技術を確立していった。

また、「ふげん」は、燃料集合体 224 体で構成される全炉心の 96 体をウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料で、残る 128 体をウラン燃料で運転を開始した。「ふげん」の炉心設計は、大洗工学センターに設置された重水臨界実験装置(DCA)における研究開発成果等に基づいているが、その設計通りの炉心性能が得られることを、まず、起動試験

において確認することとした。

(3) 実証炉用燃料開発の照射

実証炉用燃料開発のための照射については、平成 13 年度（平成 14 年 3 月から 7 月）に評価課題「新型転換炉用 MOX 燃料の高性能化」（事後評価）として評価済であり、ここでは評価対象としない。

3. 3 運転管理技術の高度化

安全・安定運転を行いつつ、ATR 特有の運転管理技術として、圧力管検査技術の開発や、重水リサイクル技術の開発、トリチウム取扱い技術の開発などに取り組んできた。

また、運転を開始して以降、軽水炉と同様、原子炉冷却系を構成するステンレス配管の応力腐食割れをはじめとして、設計段階では考慮していなかった課題に直面したが、これらに対し「ふげん」は、運転管理技術を高度化することにより、一つ一つ克服し、運転信頼性の向上、ATR 技術基盤の高度化を図ってきた。「ふげん」が取り組んだ運転管理技術の主な高度化項目は以下の通り。

- (イ) 応力腐食割れ予防対策としての水素注入技術
- (ロ) 被ばく低減技術としての系統化学除染と亜鉛注入技術
- (ハ) 計算機利用技術を取入れた運転支援システムの開発

3. 4 実証炉運転要員の訓練

ATR 実証炉の建設運転主体である電源開発(株)に昭和 58(1983)年 12 月に技術資料を移転したが、新型転換炉技術を人を介して継承することを目的に、電源開発(株)の実証炉運転要員を「ふげん」に受入れ、現場で研修を行うこととし、昭和 62(1987)年から受入れを開始した。この研修は平成 7(1995)年の実証炉建設計画の中止後も継続し、平成 15(2003)年 3 月末まで 16 年間に渡って実施してきた。

4. 研究開発実施体制

4. 1 全体の開発実施体制

「ふげん」の開発は、動燃（現サイクル機構）が概念設計を行い、基本構想を決定した後、大洗工学センターにおける試験成果をもとに設計条件等と決め、全体的なプラント性能については動燃が責任を持つこととした。原子力産業 5 グループ（(株)日立製作所、三菱重工業(株)、(株)東芝、

富士電機(株)、住友重機(株)は、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、運転は経験のある日本原子力発電(株)、電源開発(株)等の電力各社の協力を得て進められた。

4. 2 海外との技術開発協力

次の会議を通じ、技術開発動向を把握し、効率的な開発を行った。

(1) JUICE 会議

「ふげん」の建設を開始した 1970 代はじめに、重水炉を開発していた日本、英国、イタリア、カナダの 4 カ国は、技術情報交換を主目的とした JUICE 会議 (Japan, UK, Italy, Canada が技術情報を Exchange する会議ということで、それぞれの頭文字を取って JUICE 会議と名付けられた) を開催することとし、昭和 47 (1972) 年から昭和 61 (1986) 年まで、炉物理、熱水力、安全性研究、ジルコニウム合金などの開発をテーマに 10 回の会議を開催した。

(2) カナダ AECL との協力

動燃より先行して重水減速軽水冷却炉の開発を進めていたカナダ原子力公社 (AECL) より、昭和 43 (1968) 年「ふげん」の設計と開発に効果的で必要な技術情報 (圧力管材料及び安全評価等に係わる情報) を購入するとともに、昭和 46 (1971) 年には、炉物理、熱水力、安全性研究、ジルコニウム合金、燃料、計測制御の 6 分野について、技術情報交換を主目的とする協力協定を締結して、現在に至るまで協力関係を維持してきた。1970 年代の初めには、この協定に基づき、「ふげん」の運転員の訓練なども、カナダの重水炉で行った。

(3) 英国原子力公社 (UKAEA) との協力

UKAEA においても「ふげん」より先行して重水減速軽水冷却炉 (SGHWR) の開発が進められており、AECL 同様、昭和 44 年 (1969) 年には、核設計コードや大型熱ループに係わる技術情報を購入するとともに、昭和 46 (1971) 年から昭和 51 (1976) 年にはジルコニウム合金の専門家会議開催して情報交換を実施した。

(4) カナダオンタリオ州政府電力公社との協力

昭和 63 (1988) 年 3 月には、当時 16 基のカナダ型重水炉 (CANDU) の運転を行っていたカナダオンタリオ州政府電力公社と「重水炉の運転保守に関する技術協力協定」を締結し、重水炉の運転・保守分野の技術情報交

換を行い、相互の運転・保守技術の向上を図った。技術情報交換会議は平成 11(1999)年 3 月の協定終了までの 12 年間に合計 6 回の会議を持った。

5. 研究開発成果

5.1 起動試験による技術的諸性能の確認結果と運転実績

(1) 起動試験による技術的諸性能の確認結果

起動試験は、総合機能試験に引き続き昭和 53(1978)年 3 月より燃料装荷から開始し、約 1 年間かけて、炉物理試験、プラント機器性能試験、プラント動特性試験、化学・放射線量率測定試験、総合試験を実施し、昭和 54(1979)年 3 月 20 日負荷試験をもって終了した。起動試験の実施にあたっては、大気圧試験、核加熱試験及び 25%、50%、75%、100%の各出力試験において試験結果と予測解析結果の比較検討を行い、自主開発機器が設計通りに運転されること、プラント性能及び安全性の確認を行いながら慎重に進め、「ふげん」の性能を確認するとともに、安定に運転できることを確認した。

(2) 運転実績

初臨界達成 1 年後の昭和 54(1979)年 3 月 20 日、「ふげん」は国の総合負荷検査に合格、以降 24 年間の運転における総発電電力量は約 219 億 kWh、平均設備利用率は約 62%を達成した。燃料経済の観点から、ほぼ年 2 回の燃料交換を行う 6 ヶ月運転サイクルを採用したため、この数字は 1 年運転を基本サイクルとする商用軽水炉に比しても何ら遜色はなく、原型炉としては世界に類のない実績である。この安定運転の実績は、自主技術で開発された新型転換炉原型炉が発電プラントとしての技術的に成立していることを示すものである。

また、圧力管型重水炉固有の設計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国内の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、圧力管の長期健全性を確認した。

5. 2 プルトニウム利用実績と炉心管理技術

(1) プルトニウム利用実績

昭和 53(1978)年 3 月に 22 体の MOX 燃料で初(最小)臨界を達成して以

降、継続的に MOX 燃料を利用し、運転を終了するまでの約 25 年間に 772 体の MOX 燃料(金属重量にして約 1850 kgのプルトニウムを含む)及び 687 体のウラン燃料を装荷し、運転してきた。これらのうち、ウラン燃料については1体の燃料漏えい(平成14年4月)を経験したが、MOX 燃料については1体の燃料漏えいも発生していない。

「ふげん」は全炉心に MOX 燃料を装荷することができるが、その時々のプルトニウム需給状況に応じて柔軟に MOX 燃料の装荷比率を変えてきた。全炉心に対する MOX 燃料の装荷割合の実績は 34%~72%まで変化しており、プルトニウム利用における「ふげん」炉心の柔軟性を実証してきた。

MOX 燃料の炉心における配置は、運転を開始した時にはプルトニウム炉心の特性を確認する目的で炉心中央部に 96 体の MOX 燃料を配置したが、その後は MOX 燃料とウラン燃料を多様な配置で炉心を構成し、MOX 燃料とウラン燃料は同様に扱えることを実証した。

(2) 炉心管理技術の確立

炉心管理の目的は、運転計画を満足するための取替炉心を計画し、その安全性を確認するとともに燃料の健全性を確保することにある。「ふげん」は、MOX燃料を本格的に使用する世界初の熱中性子炉であるため、炉心管理技術についても独自に開発・実証する必要があった。特に、「ふげん」の炉心管理においては、使用するMOX燃料の炉心内装荷割合、MOX燃料中のプルトニウム同位体組成比及びアメリシウム241の含有量等が様々に変化することが想定されたが、そのような場合にあっては、上記の目的を確実に達成しなければならなかった。

「ふげん」では、初臨界以降、25年間の運転を通して、

- ・燃料取替計画、制御棒パターン計画、炉物理試験計画、起動停止計画(Plan)
- ・運転中の炉心特性パラメータの監視(Do)
- ・解析コードの精度評価(See)及び必要に応じた改良

を繰り返し行うことにより、炉心管理技術の維持向上に努めてきた。その結果、運転終了までの34サイクルの各炉心において、MOX燃料の装荷割合では34~72%、新MOX燃料中の核分裂性プルトニウム組成比は約60~80%、アメリシウム241濃度では最大0.06%(600ppm)というさまざまな変化があったものの、それにより解析精度が低下することなく、一貫した炉心管理手法により全てのサイクル炉心の安全性と信頼性を確保することができた。これらの実績を通し、MOX燃料を本格的に利用した「ふげん」の炉心管理技術が確立された。

(3) 「ふげん」の核燃料サイクル実績

「ふげん」の MOX 燃料に利用したプルトニウムは、運転開始当初は海外からの輸入プルトニウムであったが、昭和 56(1981)年 9 月以降に装荷した MOX 燃料には、東海事業所再処理工場で国内の軽水炉の使用済燃料から回収したプルトニウムを利用してきた。また、昭和 57(1982)年 12 月以降に装荷したウラン燃料は、人形峠事業所で濃縮した国産濃縮ウランを利用し、さらに、昭和 59(1984)年 5 月には東海事業所の再処理工場で国内の軽水炉の使用済燃料から回収したウランを MOX 燃料の母材に使用した MOX 燃料 4 体を「ふげん」に装荷し、以降回収ウランも一部の MOX 燃料製造に利用してきた。

昭和 63(1988)年 5 月には「ふげん」の使用済 MOX 燃料を東海事業所で再処理して回収したプルトニウムを 4 体の MOX 燃料に再加工し、再び「ふげん」に装荷して核燃料サイクルの輪を完結した。このように「ふげん」は、核燃料サイクルを実炉規模で先行的に具現化し実証した。

(4) 「ふげん」のプルトニウム利用と核燃料サイクル技術の広がり

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、すなわちプルサーマルが進められている。平成 13(2001)年 12 月現在、全世界では 3543 体の MOX 燃料の軽水炉への装荷実績がある。フランスが 1614 体、そしてドイツが 1204 体、スイスで 276 体、ベルギーで 257 体を利用している。「ふげん」は初臨界以来 25 年間に 772 体の MOX 燃料利用実績を有しており、これを世界の軽水炉で装荷された MOX 燃料に加えて比率をとると実に約 1/5 に相当する。単一の炉としては世界一の装荷実績である。それは単に「ふげん」におけるプルトニウム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、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を体現する大きな成果である。

このように「ふげん」は、我が国における核燃料サイクルの技術開発の牽引的役割を果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・実証して我が国の核燃料サイクル技術の蓄積・広がり貢献したといえる。これらの実績は、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ことにも大きく役立っている。

5. 3 運転管理技術の高度化

(1) 圧力管検査技術

「ふげん」では軽水炉の原子炉圧力容器に相当する圧力管に、材料としては我が国で初めてのジルコニウム・ニオブ合金を採用したため、供用中に圧力管内径の寸法計測や超音波探傷、TVによる内表面観察を行う検査装置を開発し、健全性を確認するとともに設計の妥当性を評価する必要があった。圧力管内の高放射線量に対する十分な耐放射線性や圧力管内に収まる小型化と高い検査精度など相反する要求があり、昭和52年から大洗工学センターにおいて基本設計、試作機の開発、試作機の製作・試験、実機装置の設計・製作、同装置での炉外モックアップ試験を経て、昭和59年の第4回定期検査に「ふげん」に搬入して検査に使用した。以降、大洗工学センターでの試験と「ふげん」での検査を繰り返しつつ改良を加えた。本装置による検査により、圧力管の健全性が確認されるとともに、圧力管クリープ歪み量の測定結果も予測値と非常に良く一致し、設計の妥当性も確認された。

(2) 重水リサイクル技術

ATRの減速材である重水は天然水中に約0.015wt%しか存在しないため、減速材として使用できる原子炉級重水(濃度99.65wt%以上)は高価なものである。「ふげん」では、経済性の観点から、運転に伴い発生する劣化重水を濃縮し再使用するため、原理の異なる2基の重水精製装置を開発し、独自の重水リサイクル技術を確立した。

昭和54年4月に導入した重水精製装置Ⅰは、水電解法を用いた濃縮装置で、濃度の比較的高い(95wt%以上)劣化重水を原子炉級重水まで精製するため平成11年8月まで運転を行った。これは水を電気分解するとき、重水の方が分解されにくく水側に濃縮されることを利用している。

さらに、低濃度劣化重水(95wt%以下)を濃縮するため、世界初の疎水性白金触媒を用いた水・水素同位体交換反応法による重水精製装置Ⅱを開発し、昭和62年10月に運転を開始した。この開発は、昭和49年より昭和55年まで、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て基礎的な開発を行い、その成果に基づいて、パイロット試験装置による実証試験を行い実用化した。

水・水素同位体交換反応法は、白金触媒の作用により水と水素の間で

水素原子が置き代わる反応を水素同位体の分離に応用する方法である。これらの装置により、これまで約 105 トンの重水を再利用した。

(3) トリチウム管理技術

重水を構成する重水素は、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。重水中のトリチウム濃度は、運転時間とともに上昇するため、重水炉では、トリチウムに対する放射線管理が必要となる。

「ふげん」では、作業管理方法の検討、測定技術及び防護具の改良・開発を行い独自にトリチウムの管理技術を確立した。

空気中のトリチウム濃度を測定する膜分離式トリチウムモニタは、「ふげん」が独自に開発したものである。その原理は、水分のみが透過する中空糸膜に測定対象のサンプル空気を通気し、水蒸気状のトリチウムをキャリアガスに移行させ電離箱で測定するものであり、ラドン・トロン等空気中にガス状で含まれる自然放射性核種の影響を低減させトリチウム濃度を高感度で測定できるのが特徴である。このモニタは、「ふげん」の各建屋の排気筒トリチウムモニタや重水精製建屋のエリアトリチウムモニタ及び作業環境測定用の可搬型ルームモニタとして使用している。

「ふげん」では、重水を内包する機器等を開放する場合、ビニールシート等を用いたグリーンハウスを設置し、作業環境外への漏えいを防止して作業を行っている。グリーンハウス内は、空気中の湿分をモレキュラシーブによって除去するトリチウム除去系によって換気され、作業環境中のトリチウム濃度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することとしている。

作業環境のモニタリングについては、作業前後及び機器開放時等の作業の節目ごとに空気中の湿分を凝縮させる測定方法のほか、膜分離式の可搬型モニタを用いた連続測定を行い、急激なトリチウム濃度の上昇に備えている。これらの厳正なトリチウム管理方法を確立したことにより「ふげん」ではトリチウムによる内部被ばくは十分低いレベルに保たれている。

(4) 水素注入技術

水素注入法は、冷却材中に水素を注入することにより、応力腐食割れ(SCC)を発生させる水質環境因子である溶存酸素を低減させ、水質環境を改善することによって SCC の発生を防止するものである。「ふげん」では、SCC 対策として、材料交換、残留応力除去などを実施してきたが、入口管、上昇管など、これら対策の適用が困難な部位があることから、水素注入法を適用してそれら部位の SCC 発生を予防することとし、技術的な

検討を昭和 57(1982)年より実施した。「ふげん」における水素注入は国内では初めての試みであったため、すでに水素注入が実施されていた海外のプラントを昭和 58(1983)年に調査し、昭和 59 年には実験室における綿密な材料試験と並行して、「ふげん」での短期注入試験を実施し、その効果やプラントへの影響を自ら確認した後、昭和 60 年 12 月から連続注入を開始した。

ステンレス鋼の腐食電位を「ふげん」内に設置したインプラント試験装置を用いて測定し、また、水素注入に伴う冷却材中の Co-60 濃度の長期的な変化挙動（一時的な濃度の上昇と復帰）を追跡して評価するなど、得られたデータは国際的にも高い評価を得た。

(5) 系統化学除染と亜鉛注入技術

原子力発電所における保守点検時の作業員の被ばく原因は、機器・配管表面に蓄積したクラッドと呼ばれる放射性金属酸化物である。したがって、クラッドの生成や機器・配管表面への付着を抑える、付着したクラッドを化学的に除去するなどの水化学的対策が効果的となる。「ふげん」では付着したクラッドを化学薬品で洗浄・除去する系統化学除染とクラッドを配管等へ付着し難くする亜鉛注入を組み合わせ、恒久的な被ばく低減技術を確立した。

系統化学除染技術開発は、除染剤の開発から、最適条件を得るための除染性能試験、系統構成材料への影響確認試験、実機熱交換器を利用した昇温システム設計など、大洗工学センター及び「ふげん」において約 10 年以上にわたって入念な検討を積み重ね、平成元(1989)年の第 8 回と平成 3(1991)年の第 9 回定期検査時に供用中の原子力発電所では国内で初めて、原子炉冷却系全体の除染を実施し、約 7~8 人 Sv の被ばく低減を達成した。

その後、水素注入の影響でクラッドの化学的性状が変化したため、長期水素注入プラントに適用できる化学除染法の開発に着手し、新しい除染法として酸化還元除染法(HOP 法)による実機適用試験を行い、「ふげん」への有効性を確認した。HOP 法は、過マンガン酸カリウムを除染剤とする酸化除染とシュウ酸、ヒドラジンによる還元除染をひとつの基本サイクルとするもので、クラッド性状や除染目標値に応じて、除染剤の濃度、除染時間などの条件や繰り返しサイクル数を調整することができる特徴がある。平成 11(1999)年の第 15 回と同 12 年の第 16 回定期検査時に HOP 法による系統化学除染を採用し、機器・配管の線量率を大きく低減することに成功、その効果と特徴を実証した。

このように化学除染は大きな効果が期待できるが、除染後の原子炉の

運転とともに、機器・配管表面に再びクラッドが付着し、除染効果が早期に薄れることが確認されており、「ふげん」ではその現象を抑制する技術として亜鉛注入技術に着目した。炉水中に亜鉛イオンが存在するとそれが選択的に機器・配管表面の酸化皮膜に取り込まれ、被ばくの原因となるCo-60等の放射性核種の配管への付着・蓄積が抑制されることになる。昭和63年から開発に取り組み、放射性核種の付着抑制効果の確認試験や亜鉛注入水質下における構造材料の健全性確認試験、短期的な亜鉛注入によるプラントへの影響確認試験を積み重ね実用化の見通しを得た。亜鉛注入は系統化学除染と組み合わせることにより、恒久的な被ばく低減対策となることから、系統化学除染を実施した第15回定期検査後の運転より本格的に亜鉛注入を開始し、その効果を確認し亜鉛注入技術を実証した。

(6) 計算機利用技術を用いた運転支援システムの開発

「ふげん」では、現在では当たり前となっている計算機の活用においても、運転開始より取り組んできており、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の開発、導入を積極的に図ってきた。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、熟練運転員に匹敵する原子炉給水系のファジィ制御、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た。

① ファジィ理論を応用した制御システム

ファジィ理論は、従来の制御系における明確な論理体系の限界を認識して発案された理論であり、これを応用した制御システムは複雑な応答を示す特殊な系に対しては通常のPID(比例・積分・微分動作)制御より優れた特性を発揮する。

「ふげん」では、微妙な運転操作を要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、ファジィ制御の適用が有効と判断し、パイロットシステムでの開発を経て、平成4(1992)年に実機への適用を行った。原子炉給水制御系は、蒸気ドラム水位を設定レベルに保つように給水量を制御する系統で、ファジィ制御では、運転員が手動制御する場合と同様に、蒸気ドラム水位の他に原子炉出力、給水流量等のプロセスデータを基に制御量を推論するため、熟練運転員に近い良好な制御特性が実現できる。

② 保守管理システム

保守管理システムは、「ふげん」の運転・保守実績をデータベースとして、共有化や各種管理システムのネットワーク化を図り、保守管理業務の省力化や信頼性向上、ATR 開発に有用なデータを収集するために開発された総合的な計算機システムである。本システムの開発は、昭和 54 年に着手し、今日までに各種管理システムの運用を開始したほか、現在でも最新の計算機利用技術を取り入れアイソレーション(系統隔離)管理に適用するなどシステムの高度化を図っている。

③ プラントデータ収集システム

プラントデータ収集システムは、「ふげん」の起動試験時のプラントプロセスデータを採取する目的で設置され、その後、システムの拡充や改良、近代化を重ね、現在ではプラント運転データやプロセス計算機データなど大量なデータの取扱いが可能となっている。特にデータの処理機能や表示機能が充実し、利用者へ分かり易いデータの提供が可能となったほか、プラントの異常の早期発見、過渡変化時のプラント挙動の解析などに威力を発揮している。

5. 4 「ふげん」の経験と実績の実証炉開発への反映

「ふげん」の設計・建設の経験及び運転経験・実績は、評価をされ、実証炉の設計・解析コードの改良、システム・機器設計など、安全性、信頼性、経済性の向上等に資するために反映された。また、「ふげん」において実証炉のための確証試験が実施され、その成果が反映された。

6. 研究開発費用及び要員

昭和 42(1967)年度から平成 14 年度までに、新型転換炉原型炉「ふげん」の建設・運転に要した開発費は、建設費 685 億円(政府出資 343 億円、民間拠出 342 億円)、運転費 2967 億円(政府出資 902 億円、売電収入 2065 億円)の合計 3652 億円であった。

また、昭和 45 年度から「ふげん」の建設・運転要員(技術系職員のみ)は約 3,720 人年である。

7. 成果の普及

新型転換炉実証炉の基本設計に必要な技術情報が、原型炉「ふげん」の設計・建設・運転の成果として結実し、昭和 58(1983)年 12 月に動燃

より電源開発(株)に技術移転されたが、ATRプロジェクト実用化にはいたらなかった。しかし、自主技術による新型転換炉原型炉の開発、プルトニウム利用技術開発、軽水炉とも共通な新しいプラント管理技術開発の3つに縮約される「ふげん」開発の成果は、その都度伝承され、我が国の原子力開発の推進に大きな役割を果たしてきた。このプロジェクトを通じて育成された技術者も、我が国原子力界の大きな財産となっている。

これらの成果は、一朝一夕に達成できたものではなく、またサイクル機構が主体となった産官学の協力体制の下に達成できたものである。

7. 1 自主技術による新型転換炉原型炉の開発成果の普及

(1) 我が国原子力産業基盤の育成

「ふげん」を自主開発するに当たっては、国内の主要メーカー5グループが設計を行い、炉心内の伝熱流動特性や炉物理特性、安全性、耐久性等の未知の部分、大洗工学センターにおける実規模試験施設で実験データを取得し、それらのデータをメーカーの設計に反映させるというやり方で進めてきた。メーカーからも71名の技術者が動燃に出向し、大洗での試験に従事した。開発手法・試験手法等はメーカーからの出向技術者を介して伝承され、その後のメーカーにおける研究開発にも活かされている。

また、当時海外導入技術によっていた再循環ポンプ、主蒸気隔離弁、逃し安全弁などの主要機器についても、「ふげん」の建設においてメーカーが最初の国産化にチャレンジし、「ふげん」での運転成功の糧は、技術者の自信となり、以降の軽水炉の純国産化へ反映されている。

7. 2 プルトニウム利用技術

プルトニウム利用技術については、大洗工学センターのDCAでの実験データを基に担当メーカーが炉心設計を行い、起動試験やその後の運転における炉心データの評価から、プルトニウム燃料を用いた炉心設計手法が確立された。また、「ふげん」の起動試験時より、これまで電源開発(株)より合計10名、電力会社より1名の出向者がサイクル機構職員と共に「ふげん」の炉心管理に携わり、25年間の運転を通して豊富なプルトニウム燃料利用の炉心管理技術を習得し、その経験とノウハウを母体へ持ち帰った。更に、プルトニウム燃料の製造技術や燃料の再処理技術については、サイクル機構から日本原燃(株)への人材の出向や技術移転を通して技術の伝承がなされている。

また、「ふげん」におけるMOX燃料の使用実績や照射後試験における健全性評価結果については、プルサーマルに関する原子力安全委員会

の原子炉安全基準専門部会における検討において参照され、以下の報告書としてまとめられている。

○発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について（平成7年6月19日原子力安全委員会了承：所謂「1/3MOX 報告書」）

○改良型沸騰水型原子炉における混合酸化物燃料の全炉心装荷について（平成11年6月28日原子力安全委員会了承）

7. 3 運転管理技術の高度化

「ふげん」において開発されたプラント運転管理技術の高度化を図った代表的なものとして、原子炉冷却材中への水素注入や系統化学除染技術がある。これらの技術は、大学における研究成果も活用し、担当メーカーとも協力し、材料への影響等、事前の研究を経て「ふげん」において国内の軽水炉に先立ち、実証したものである。「ふげん」で得られた技術開発成果・経験は、原子力学会専門委員会のハンドブックや学会誌への投稿等を通じて伝承してきている。また、「ふげん」の化学管理を担当する部署には、これまで電力やメーカーからの21名の出向者がこれら技術開発に携わり、これらの技術者を通じた技術の伝承も図られた。これらの経緯を経て、現在では多くの国内軽水炉において水素注入や系統化学除染が実施されている。

以上のとおり、自主技術による新型転換炉原型炉「ふげん」の開発・運転を通して得られた技術成果は、国内原子力メーカーや電力会社等に適宜伝承され、軽水炉の国産化・標準化、プルサーマル炉心設計、プラント管理技術の高度化、更には軽水炉におけるプルサーマル（1/3 炉心 MOX 及び全炉心 MOX）のための安全審査の指標としてまとめた安全基準専門部会報告書等に反映されてきている。

7. 4 自主開発成果・運転経験に基づく国際貢献

「ふげん」の自主開発技術、運転経験は、我が国独自の技術による支援として、チェルノブイリ型炉（RBMK 炉）の安全向上支援や、近隣アジア諸国の原子力安全向上支援に活かされた。

(1) チェルノブイリ型炉の安全性向上支援

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。RBMK 炉と同じ圧力管型炉である ATR の開発や「ふげん」の運転管理のために開発された技術及び「ふげん」の運転を通して蓄積された知見、経験は、チェルノブ

イリ型炉(RBMK 炉)の安全性向上支援に活かされた。

事故発生直後、IAEA を通じた多国間協力の枠組みのなかでサイクル機構(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に大きく貢献したのをはじめ、その後も、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に対しては二国間の協力として、我が国独自の技術による支援を実施してきた。

二国間協力で活かされた技術は以下のとおり。

(イ) ロシア レニングラード発電所

- ・ 耐高温マイクロフォンを用いた入口管・上昇管における漏えい検出システム
- ・ 圧力管検査技術

(ロ) リトアニア イグナリナ発電所

- ・ 給水制御運転支援システム
- ・ 圧力管検査技術
- ・ 水質評価技術

(2) 近隣アジア諸国の原子力安全向上支援

平成 10 年 2 月に原子力委員会が決定した「動力炉・核燃料開発事業団の改革の方針について」の中で、「ふげん」を「海外からのニーズに応じ、圧力管型炉の運転管理技術取得の場として活用する」ことが示された。特に、当時カナダ型重水炉の建設を行っていた中国に対する協力が効果的に「ふげん」の経験を活かせることから、中国核工業集团公司(CNNC)と協議を行い、先方のニーズを確認した上で、文部科学省の原子力研究交流制度に基づいて、中国からの原子力技術者、研究者を「ふげん」に受入れること、また、同制度に基づき「ふげん」の技術者を講師として中国に定期的に派遣することを決めた。この協力を実施するため「ふげん」側の体制も整備し、発電所運営管理、運転管理、保守管理、放射線管理、化学管理、廃棄物管理、炉心燃料管理などのコースを設定して、入所時の机上教育とOJTを組み合わせた数ヶ月間から約1年間の研修を実施してきた。同制度に基づいては、中国以外の国の技術者も受入れており、これまでに、中国をはじめ6カ国から62名(内40名が中国から)を超える技術者を受入れた。62名はすでに母国に帰国し、各機関で活躍をしている。また、中国、韓国、インドネシアの研究機関に延べ44名の技術者を派遣し、「ふげん」の開発成果、運転経験について講義を行ってきた。

7. 5 実証炉・フル MOX-ABWR 向け運転要員の訓練

昭和 62 (1987) 年から平成 15 (2003) 年 3 月末までの 16 年間に、実証炉・フル MOX-ABWR 向け運転要員の研修受入れ者数は合計 143 名である。

7. 6 成果の公開

国内学会発表	384 件
国際学会発表	186 件
学会投稿、寄稿等	189 件
社内技術資料	1,085 件
工業所有権 国内	379 件
国外	88 件

7. 7 学会等、外部機関などからの表彰

(1) 日本原子力学会賞

- 「ふげん」の開発並びに運開達成 (昭和 54 年度技術開発賞)
- ATR 用炉内中性子検出器の開発 (昭和 59 年度技術賞)
- 「ふげん」におけるプルトニウム利用技術の実証
(平成 5 年度技術開発賞)
- 「ふげん」における水素注入による水質改善技術の開発
(平成 5 年度特賞)
- 原子炉給水制御システムへのファジィ制御の適用
(平成 7 年度技術賞)
- 「ふげん」における系統除染技術の開発 (平成 9 年度技術賞)

(2) 触媒学会賞

- 疎水性白金触媒による水・水素同位体交換反応法の確立
(平成 6 年度技術賞)

7. 8 開発成果の集大成について

前述したとおり、「ふげん」の開発を通じて得られた技術成果はすでにほとんどが継承されているが、残された設計コード、解析コードや、技術成果データベースについてはデータベース化し、活用できる形で整備している。

新型転換炉原型炉「ふげん」の開発の歴史と成果の全容を集大成とし

て一冊で概括できる成果報告書を取りまとめ、原子力委員会、関係省庁、関係自治体他、関係機関に配布する予定である。また、この成果報告書は、サイクル機構のホームページ経由でアクセスできるようにし、かつ、これまでに学会等に投稿した成果報告などの参考文献も同時に Web 上で閲覧できるように整備を進めている。

「ふげん」プロジェクトは、実証炉の中止により、移転された新型転換炉技術は活かされなかったが、与えられた国の目標・計画どおりに開発を進め、特にプルトニウム利用においては、プルトニウムリサイクル利用を基本とする我が国において、その先駆的な役割を十分に果たした。

運転管理技術については、軽水炉へも波及しており、さらに、自主技術開発成果は、国際貢献では、チェルノブイリ型炉の安全性支援、近隣アジア諸国の安全支援に大いに活かされた。

「ふげん」を振り返ると、新しい技術へのチャレンジの連続であったが、技術的には実証主義に基づく堅実な技術開発が行われた。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と考える。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、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である。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は、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、我が国の原子力開発に大きな貢献を果して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、原子力をはじめ我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、企業体などで活躍している。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と言える。

(以 上)

【補足説明資料】

新型転換炉原型炉「ふげん」の開発

－各委員の質問に対する回答－

平成 15 年 7 月

Q1 (1) SGHWR とふげんとの設計上の主要な相違点。類似点。

(回答)

SGHWR と「ふげん」の大きな設計上の相違点及び類似点は以下の通りである。また、主要目の比較を別表-1 に、SGHWR の原子炉冷却系の鳥瞰図及び系統図等を別図-1、-2、-3 に示す。

相違点

相違点	SGHWR	「ふげん」
出力制御方式	重水水位及び重水中のボロン濃度、急速ポイズン注入（後備停止系）	制御棒、重水中のボロン濃度、重水水位（後備停止系）
燃料交換	炉心上部から	炉心下部から
圧力管径及び材料	130.5mm、Zr-2	117.8、Zr-2.5%Nb
格子ピッチ	0.26m	0.24m
使用する燃料	濃縮ウラン酸化物燃料（濃縮度内側 2.8%、外側 3.9%）	濃縮ウラン酸化物燃料（濃縮度 1.9%）及び MOX 燃料（核分裂物質内側 2.3%、外側 1.8%）
燃料集合体を構成する燃料ピン本数	当初 36 本⇒57 本	28 本
燃料ペレット	直径 10.7mm	直径 14.4mm
ECCS	燃料集合体内にある管から水を噴射させて燃料ピンを冷却	炉心全体に水を注水

類似点

類似点	SGHWR 及び「ふげん」
炉型	重水減速沸騰軽水冷却圧力管型
圧力管の設置方法	縦置き型
原子炉冷却ループの構成	2 ループ
再循環ポンプの数	各ループ 2 台
蒸気ドラムの数	各ループ 1 基

Q1 (2) SGHWR の建設運転期間とふげんのそれとの比較表

(回答) 別表-2 の通りである。

**Q2 SGHWR (Winfrith) の経験でふげんに役立ったこと
技術協力で入手した主な情報など、先行燃料照射を依頼したのではない
か。**

(回答)

「ふげん」の設計と開発に効果的で必要な下記の技術情報を UKAEA より購入し、これらの情報は、DCA における実験解析、HTL の大型熱ループ試験装置の設計に活用した。

- ① 核設計コードと関係する報告書
- ② 臨界実験データ
- ③ 大型熱ループの試験データ
- ④ 試験部分を含む大型熱ループの設計図面

「ふげん」用の MOX 燃料の先行照射が、SGHWR で 1974 年から 1978 年にかけて行なわれ、MOX 燃料のふるまいに関わる貴重なデータを得た。

また、圧力管材料であるジルコニウム合金に関わる専門家会合を 1971 年から 76 年にかけて 3 回開催し、1983 年には運転経験などの技術情報交換を実施し、また、1981 年からは、SGHWR やそれに関係する UKAEA の研究所に動燃の技術者を駐在させて、情報交換や共同研究を行った。

SGHWR では、系統化学除染を 1969 年より、ほぼ毎年実施しており、その経験などは、「ふげん」の系統除染の開発に活かされた。

**Q3 CANDU (AECL) の経験でふげんに役立ったこと
技術協力で入手した主な情報など。**

(回答)

AECL より購入した技術情報は以下の通りで、これらは「ふげん」の安全設計や、圧力管の設計に活用された。特に、圧力管の設計に用いた径方向のクリップ歪量の設計式は、AECL より入手した技術情報に基づいている。

- ① 1 次系ブローダウン試験結果
- ② 圧力管に使用する Zr-Nb 合金の評価
- ③ Gentilly-1 の安全評価書

Gentilly-1 は、「ふげん」や SGHWR と同様の重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉であり、主要目の比較を別表-1 に、概要図を別図-4 に示す。

シビアアクシデントに関わる AECL の施設での試験に、サイクル機構も参加し、炉心燃料溶融時の FP 移行挙動に関する実験をカナダで行った。そこで得られたデータは、ATR のシビアアクシデント時のソースターム評価に反映した。

また、オンタリオ州政府電力公社との運転・保守分野での情報交換では、圧力管検査技術、系統除染技術、トリチウム管理、計算機利用分野等において情報交換を行い、「ふげん」の運転管理技術の高度化開発に活かした。

Q 4 (1) 日本の初期の軽水炉の建設期間運転開始や軽水炉改良標準化計画とふげんのそのの比較表

(回答)

別表-3に示す。

Q 4 (2) 日本の先行軽水炉の経験でふげんに役立ったこと

(回答)

「ふげん」の設計において、軽水炉と類似の主蒸気系、タービン系、給復水系や、廃棄物処理系などの設計では、先行軽水炉の経験が活かされた。新型転換炉は、このように先行軽水炉の経験が活かさせることから、実験炉をバイパスして原型炉からのスタートとなった。(新しい原子炉の開発は、実験炉、原型炉、実証炉、実用炉といったステップを経て開発することが世界の流れであった。)

Q 4 (3) 逆にふげんの研究開発運転で日本の軽水炉開発に役立った主なものは何か。

(回答)

軽水炉等では、原子炉が圧力容器型であるため、安全性の研究などにおいて縮小モデルによる実験が多く行われ、また、電子計算機の大型化により、複雑なモデルを数値解析し、現象の予測が行われてきた。一方の「ふげん」は、原子炉が圧力管型であるため、部分的にスケールリングファクタを考慮する必要のない実物大の試験が容易に行えるという特長があった。そこで、自主技術で開発するために設置した大洗の実規模試験施設は、当時画期的なものであった。

特に、気液二相流技術、伝熱流動技術、破断試験など安全性の基礎試験を小さいもので試験をするのではなく実規模で行ったことが大きな成果であった。例えば、気液二相流を実物大の管を使って試験をしたのは大洗がはじめてであり、気液比(クオリティ)の測定もHTLからはじまった。この分野の草分けがHTLであり、これがきっかけで軽水炉における試験がはじめられた。この二相流の試験経験が、軽水炉におけるさらに大きい管での試験に応用された。

Q 5 設計当初考えられていたことで実現できなかったこと。例えばオンライン燃料交換とその理由(PCMIと出力ピーキングが主な理由と考えてよいか。)

(回答)

設計当初は、天然ウラン燃料での運転を目標にしていたことから、原子炉運転中に燃料交換ができるように燃料交換装置の設備対応を行ったが、急速な出力上昇によって、燃料ペレットと被覆管との相互作用が生じ、燃料破損にいたるといふ当時の知見(PCI*)から、燃料破損を防ぐために工認段階で停止時に燃料取替を行う運用とした。

これと同時に出力上昇率の制限を撤廃するMOX燃料開発（中空ペレット、Zrライナー被覆管の採用など）を進めてきた。（本件については、平成13年度開発課題評価（「新型転換炉用MOX燃料の高性能化」（事後評価））で評価済）

一方、再処理を含めた燃料サイクルコストを評価すると新燃料製造に占める再処理関係費を無視することができず、使用済燃料の発生体数を少なくすることが有効と評価された。ATR実証炉の設計においても、燃料の高燃焼度化による停止時バッチ燃料取替方式が採用された。

これらの流れの中で「ふげん」においてオンライン燃料交換を実証する計画は実現することはなかった。

*1 PCI (Pellet Clad Interaction: 燃料ペレットと被覆管との相互作用) : ペレットが熱変形によってつぶみ状になり、その結果ペレットが被覆管を内側から押し広げて被覆管の局部に応力が生じ、出力が急速に上昇するのにもなってペレットから放出されたよう素等のFPが重畳して応力腐食的な作用で被覆管に損傷を与えるものである。

Q6 大洗工学センターや再処理工場などの動きと「ふげん」の開発の歴史が同時に見られる年表を示すこと。

(回答)

別表-4の通り。

Q7 研究開発目標

平成7年決定の活用計画と、平成10年以後の活用計画の変更は、あまりにも短期間の変更であった。平成15年に炉の停止が前提となるなかで、研究目標の設定において、何が継承あるいはそれまでの実績の先にあったものか、あるいはこの時点で全く新しいものであるのか、またはサイクル機構として「ふげん」の動力用燃料（MOX燃料など）の照射炉としての活用（例えば）の目標設定など、その目標設定がどのような検討を経てなされたのか示すこと。

(回答)

平成7年決定の活用計画の具体化としてサイクル機構が設定した目標は、

- ① 核燃料リサイクルの確立への貢献、
- ② 国際的な原子力安全確保への貢献、
- ③ 燃料・材料の照射等の利用

であった。これら活用方策の検討にあたっては、国、電気事業者、動燃間で協議を行い、「ふげん」をより広く原子力開発に活用して行くとの方針のもとで検討を行った。

①の具体的な項目としては高性能MOX燃料の開発、多様な燃料の燃焼実証等を、②の項目としては、亜鉛注入技術の実証など運転信頼性向上、腐食センサー開発などの高経年化対策技術開発を、新型転換炉の枠を超えて広く活用できるように国際共同研究として進めることを考えていた。また、③の項目としては、空き圧力管を照射場として活用する照射研究を考えていた。

①については、プルトニウム利用技術の実証の延長線上に、また、②についても、目的は新型転換炉のため以外にも活用できることを念頭に置いたもので

あったが、従来の目標である運転管理技術の高度化の延長線上にあったと考えることができる。③については、それまでの開発目標になかったものである。また、これらを実施するにあたっては、国内外の研究者の参加を得て共同研究として実施して行くことを考えていた。

一方、平成10年の決定では、前述の①で考えていた具体的な開発項目は中止となり、②の亜鉛注入技術の実証は、継続して実施し、腐食センサーの開発は実施しなかった。また、③は全く実施しなかった。

国際的な原子力安全確保への貢献については、旧東欧諸国の RBMK 炉の安全支援として平成7年の決定移行継続実施された。

平成10年の決定においては、圧力管型炉の運転管理技術取得の場として活用することが決められたが、これは、平成7年決定でサイクル機構が目標とした②の活用方策の一部が継続実施されたものである。

「ふげん」の照射炉としての活用の目標設定については、昭和62年の長計のなかで、実証炉の燃料の照射炉として「ふげん」を活用することが示されて以降、実証炉用の燃料開発のために初装荷 MOX 燃料（36本燃料）、高性能 MOX 燃料（セグメント燃料）、高燃焼度ガドリニア入り MOX 燃料の照射を実施してきた。照射体数は合計11体である。実証炉燃料の設計条件（線出力密度、燃焼度など）を十分に確認できる目標の設定は当然のこと、ガドリニア燃料については、実効増倍率の燃焼度依存の変化挙動が評価できるよう4体の装荷位置を固めて行うなど、「ふげん」の照射において最大限のデータを得られるように照射計画を立てた。

Q8 研究開発計画

長計の変更など状況変化に対し、開発計画の変更がどのように行われたのか、具体的に見えるように説明すること。

（回答）別図-5 参照

長計における「ふげん」の役割は、昭和58年12月に電源開発(株)に対して、動燃から技術移転をするまでは、まず、自主開発した「ふげん」を運転して技術的諸性能を確認すること、プルトニウムを実証することが開発目標であった。技術移転後の昭和62年長計では、実証炉の開発に有効に活用すべく運転を継続すること、そして、重水炉の高度化をしてゆくことなどが目標に加わった。

当初の開発目標のうち、技術的諸性能の確認については、圧力管の健全性確認など、長期的に実施してゆくもの以外については、ほとんどが起動試験で終了している。圧力管の健全性確認については、長期的な圧力管材料試験片の照射計画、圧力管モニタリング計画を立てて、その計画の中で確認をしてきたが、実証炉計画の中止以降は、取り出した試験片の照射後試験を中止するなど、計画の見直しを行っている。

プルトニウム利用の実証については、「ふげん」の運転を通じて、燃料取替え計画の作成(Plan)、運転(Do)、運転データの評価(See)の PDS サイクルを繰り返すこと

返すことによって、MOX 利用炉心の管理技術確立、精度向上を図るとともに、炉心管理データの蓄積を図ることとし、この計画は運転終了まで継続した。

重水炉の高度化としては、「ふげん」では運転管理技術の高度化を、主に課題解決型で取り組んできた。運転を開始してまもなく発生した応力腐食割れに対しては水素注入技術を適用することにより、また、定期点検時の作業員の被ばく線量低減対策としては除染技術の開発、亜鉛注入技術の適応性確認試験、実証など、個別に開発計画を立てて実施してきた。また、起動時の給水制御運転の操作に起因して数回の自動スクラムを経験したが、その対策としてファジィ制御を適用するなど、これも課題解決型の運転管理技術高度化開発の一例である。

開発目標の大きな転換は、平成 7 年の実証炉建設計画の中止であり、その際には新型転換炉の開発に特化したものでなく、「ふげん」を活用して運転信頼性や高経年化対策の研究を行う国際共同研究施設としての利用など計画されたが、結局、完全には実施に移されなかった。平成 10 年には、新法人サイクル機構への以降計画の中で、廃止措置研究が新たな開発目標として加えられたが、これについてはすでに、平成 14 年度に課題評価済（中間評価）である。

Q 9 研究開発計画

プルトニウム利用技術について平成 7 年の国の方針変更後も軽水炉に先行したそれまでの成果を踏まえてその集大成が適切な計画によってなされたのに対して、同年後の運転管理技術の高度化研究計画に関しては、技術として先行する軽水炉との対比の中で、高度化の各項目がどういう位置づけにあり、ふげんとして何が異なり、何が際立つ成果となりうるのか、計画の中に読むことができない。具体的に示すこと。

Q10 得られた成果の内容

今回の外部評価は平成 7 年の原子力委員会の後のミッションに対する評価の為、平成 7 年以降の成果（平成 7 年度以前の成果を基にして以降に挙げた成果も、もちろん書くことも可能）と以前の成果とに分けて一覧表を作ること。

（回答）

平成 7 年度の「ふげん」活用方策案で提案した高度化研究計画では、軽水炉等にも広く活用できる研究を考えていたが、結局平成 10 年の決定でその計画が中止になった。「ふげん」で実施してきた高度化研究は、圧力管健全性の確認など、当初から計画されていた高度化研究以外は、基本的に課題解決型で進めてきている。平成 7 年以降に新たに実施した高度化研究は、昭和 63 年から進めてきた亜鉛注入技術開発を実機適用までして実証したこと、また、長期水素注入の影響で配管に付着した放射性クラッドの性状が変化し、従来の除染法が適用できないことから、平成 9 年度から進めていた新しい除染法の開発を継続し、実機に適用、亜鉛注入との組み合わせにより、恒久的な被ばく低減技術を実証したことが平成 7 年後の成果である。

軽水炉との対比であるが、運転管理技術の高度化開発は、あくまで「ふげん」の課題解決のための開発であり、結果的に「ふげん」が先行して、その成果が後続する軽水炉に活かされたということである。

(松井委員Q10に対する補足回答)

平成7年度以降の成果として、高度化研究以外では、それまでの「ふげん」の開発成果・運転経験に基づく国際協力の成果があげられる。RBMK 炉の安全支援として IAEA を通じた多国間協力への参加や、ロシア、リトアニアとの二国間協力を通じた協力、また、近隣アジア諸国の原子力技術者を受け入れ、「ふげん」を運転管理技術取得の場として活用することなどが成果としてあげられる。

Q11 研究実施体制

平成7年は ATR 開発研究がそれまでのベクトルを全く逆方向に回された年であり、それまでに対応してきた研究実施体制の基本を変えざるを得なかったと思われるが、実際に携わってきた研究者の分野、構成の変更には相当程度の時間が要されたと思われる。同年以降の体制移行に伴いとられた新しい人員の投入、逆に他の部所あるいは外部への配置替えや活用などを、分かりやすく年を追って示すこと。「ふげん」のような国策の大規模開発研究の中断、中止に伴う組織と人員の対応の経験は、大変貴重なデータとなる。

(回答)

平成7年の活用方策案(10年計画)の実施に向けては、基本的には当時の要員で、運転を継続しながら研究開発を進める方針であった。その後の一連の動燃改革においても、敦賀本部体制に移行したものの、「ふげん」の運転・開発のための要員体制(方針)は基本的に変化なかった。

昭和62年から平成2年にかけて、発電課を中心に40数名が「もんじゅ」へ展開し、この時点ですでに、将来の運転終了を見越した要員展開を図っていた。

Q12 得られた成果の内容

「ふげん」で得られた研究成果が軽水炉に適用されて、軽水炉の安全性および信頼性の向上に資することができた事例および成果

(回答)

炉心から漏えいしてくるオフガス系の放射性希ガスを活性炭吸着塔に通過させることによって、放射能を減衰させる希ガスホールドアップ装置は、「ふげん」に設置するために開発が進められた。開発が終了した後、「ふげん」への導入前に、日本原子力発電(株)敦賀1号機(BWR)、東京電力(株)第1福島発電所1号機(BWR)へこの装置が導入された。現在では BWR の標準仕様になっている。

水素注入法も「ふげん」が軽水炉の10年先に適用を開始しており、「ふげん」の経験が軽水炉でも活用された。

また、国内メーカーで開発された酸化還元除染法(HOP法)は「ふげん」で初めて実機に適用され、その効果が実証されたものである。「ふげん」への適用

後に相次いで軽水炉にも適用され、当時、非常に高額であった海外メーカーの同様の酸化還元除染法の価格破壊を引き起こした。

Q13 得られた成果の内容

軽水炉の適用の時間的関連等を具体的に（例えば4枚目の OHP 図のような形で）まとめることはできないか。水素注入、亜鉛注入、給水流量制御の3項目は軽水炉と関連することはわかるが、もっと具体的に適用した軽水炉名を挙げて説明して欲しい。

Q14 得られた成果の内容

亜鉛注入技術は、もともと「ふげん」から実施されたのか、それとも既に日本のBWRプラントでは実施されていた、または検討されていたものか。

(回答)

亜鉛注入については、柏崎刈羽2号機で平成8年2月から4月にかけて亜鉛の試験注入がなされている。(吉澤、九野、四柳ら、日本原子力学会「1997年秋の大会」L28)また、浜岡1号機では、平成9年から10年にかけての約6ヶ月間水素注入のされていない条件で、平成11年から12年にかけては約9ヶ月間水素注入された条件で亜鉛注入がなされている。(白尾、可児ら、日本原子力学会「2001年春の年会」M46)

亜鉛注入の適用性試験を開始したのは「ふげん」が国内では最も早かったが、適用を開始したのは軽水炉の方が先であった。また、亜鉛注入と系統除染を組み合わせた恒久的な被ばく低減対策の実証は「ふげん」が国内ではじめてであった。

亜鉛注入技術は、亜鉛を含む材料を復水器のチューブに使用している米国のBWRプラントで原子炉冷却系の線量が低いことに着目して米国GE社が開発した技術である。米国のプラントにおける適用実績は1986年に初めて適用されて以降、すでに多数のプラントで適用されている。

Q15 ATR固有の技術的諸性能をどのように確認してきたか。

(回答)

炉心性能、燃料交換機や、重水・ヘリウム系等、新型転換炉固有の技術的諸性能の確認については、昭和53年3月から1年間かけて実施した起動試験のなかで確認した。起動試験は先行していた国内の軽水炉における試験項目を参考に、ATRの特徴を加味して別表-5に示す項目について実施した。

また、長期にわたってその技術的諸性能を確認すべき項目の一つである圧力管の健全性については、別紙の通りである。また、炉心性能の確認についても、長期にわたって確認してきた項目の一つであるが、これについては、炉心管理技術のところでも述べたとおりである。

Q16 スクラムの回数と原因について説明すること。

(回答)

年度毎の原子炉自動及び手動停止回数の推移を別図-6 に示す。また、その原因は別表-6 に示す。

Q17 シールプラグに起因する事故故障の 2 件(OHP33)の内容は、ATR 特有の設計に起因する故障ではないことを説明すること。

(回答)

シールプラグに 2 件の故障の原因は、以下のとおりいずれも冷却材中の「クラッド」に起因するものであり、シールプラグの材料、構造、強度等の不良に起因したものではない。

発生日時	概要
S62.10.2	燃料装荷中、シールプラグ(ガイドヘッド部)と圧力管との間隙にクラッドが入り込んだため、圧力管とシールプラグとが固着状態となって取り外しができなくなった。 対策として、圧力管にシールプラグを装着、脱着するときは、圧力管の下部(燃料交換機)から復水を供給してガイドヘッド部と圧力管の間隙に上昇流をつくり、圧力管内のクラッドが侵入しづらくするようにした。 また、長期間使用したシールプラグにはクラッドが付着しているため、そのまま装着せず点検・整備した後に使用することとした。
H11.10.27	燃料交換時、シールプラグを圧力管に装着した際に、クラッドが圧力管とシールプラグ(シールエレメント)の間に挟み込まれてシール面に傷をつけた。その後、プラントの運転に伴う圧力上昇等により挟みこまれたクラッドが脱落してシールプラグからの漏えい量が増加したため、原子炉を手動で停止した。 対策として、圧力管を磨いて傷を除去した。

Q18 計測制御系統設備に起因する 8 件の事故故障の中に ATR 特有のものはないことを説明すること。

(回答)

計測制御系統設備に係る 8 件の故障の中には、ATR 特有機器(制御棒駆動装置)に関するものが 2 件含まれているが、原因は、モータの欠相及び差動トランスの IC 回路の不良(いずれも製作不完全によるもの)に起因するものであり、ATR 特有機器の不良にはあたらないと判断できる。

発生日時	概要	設備名称
S 55. 7.23	原子炉運転中、出力調整用制御棒が駆動装置モータ電源 1 相の欠相により挿入されたため原子炉出力が低下した。低下した出力の回復操作において出力変化が大きすぎた	制御棒駆動装置

	<p>め、蒸気ドラム水位が上昇し原子炉が自動スクラムした。</p> <p>対策として、制御棒駆動装置のモータ電源に欠相検出器を追加し、この検出器が動作した場合は警報が発生するようにした。また、当該警報発生時の運転操作について手順書に反映した。</p>	
S56.11.19	<p>原子炉運転中、出力領域の中性子束を測定している64チャンネルの局部出力検出器(LPM)のうち、第2領域に属す1チャンネルの検出器の故障により当該領域の中性子束(RPM)高高信号が発生し、原子炉が自動スクラムした。</p> <p>対策として、LPM-RPMの回路にリミッタを設け、LPMの故障によって異常信号が発信された場合でもRPM高高には至らないようにした。</p>	中性子検出器
S57.3.22	<p>定格出力運転中、1チャンネルの局部出力検出器(LPM)が故障し通常より高い指示値を示したため、領域出力(RPM)の指示が見かけ上上昇した。これに伴って、自動制御棒が挿入されたため、原子炉出力が98.1%から91.3%に低下した。</p> <p>対策として、「LPM高」又は「LPM低」警報が発生した場合は、制御棒の制御回路を「自動」から「手動」に切替えるインターロックとした。</p>	中性子検出器
S60.12.18	<p>原子炉起動時、原子炉運転モードスイッチを「起動」から「運転」に切り換えたところ、原子炉保護系のリレーの接触不良により原子炉が自動スクラムした。</p> <p>対策として、接触不良となったリレーを予備品と取り替えた。</p>	原子炉保護系リ
S60.12.19	<p>原子炉起動時、落雷が発生し誘導によって架空配線された計装電源に異常電圧が印加されたため、同電源に接続されている原子炉再循環ポンプ保護用の計器が誤作動した。これにより原子炉再循環ポンプがトリップしたため、原子炉が自動スクラムした。</p> <p>対策として、架空配線されている計装電源のケーブルを埋設化するとともに、信号ケーブルについては光ファイバーに変更し雷サージの侵入を阻止できるようにした。</p>	計装電源
H2.10.21	<p>定格出力運転中、定期試験として実施したドレン抜き作業において、雑用空気設備の空気ヘッダのドレン弁を開くべきところを、誤って制御用空気設備の空気ヘッダの閉止用キャップを「開」としたことに起因して、原子炉が自動スクラムした。</p> <p>対策として、ドレン抜きを行う空気ヘッダの明示、制御用空気ヘッダ閉止用キャップの取り外し防止措置の実施、運転員教育の強化、ヒューマンエラー再発防止対策に取り組む組織設置等を行った。</p>	制御用空気設備
H9.9.9	<p>定期検査中、局部出力検出器(LPM)の取替え作業において、LPM先端のプランジャが外力及び重水の流動によって脱落し、カランドリアタンク内に残ったままの状態に取り出され、ここに新しいLPMを挿入したため、正規の位置まで挿入できなかった。</p> <p>対策として、プランジャの廻り止めを溶接止めしたものに交換した。また、プランジャの組み立て段階において、廻り止めが確実に施工されていることを確認することとした。</p>	中性子検出器

H12. 4. 3	<p>原子炉起動中、制御棒位置検出用差動トランス内部の IC 回路不良により、制御棒の位置指示が変動したため、原子炉を手動で停止した。</p> <p>対策として、当該差動トランスを新しいタイプの IC 回路を用いた差動トランスに取り替えるとともに、第 16 回定期検査時に残りの制御棒駆動装置(44 体)の差動トランスについて取替えを行った。</p>	制御棒駆動装置
-----------	---	---------

Q19 軽水炉の MOX 利用との比較の中でどのような学ぶべきレッスンがあったのか

(回答)

MOX 燃料ペレットの照射ふるまい (FP ガスのプレナムへの放出率等) については、「ふげん」における MOX 燃料の照射と照射後試験などで得られたデータは、ペレットピーク線出力、ペレットピーク燃焼度ともに広範囲のデータであり、それらは、軽水炉の MOX 燃料要素のふるまいにかかわる評価・検討に活用できるものと考えられる。一方、炉心管理技術については、「ふげん」の炉心特性と軽水炉のそれは大きく異なるため、反映・活用できる項目は多くはないが、新 MOX 燃料に含まれる Am-241 の影響補正の仕方などについては、「ふげん」の経験を参考にすることが出来るものと考えられる。

Q20 「ふげん」の予算の政府支出の原資は何か

(回答)

「ふげん」の建設費の政府支出分は、一般会計により支出された。運転費の政府支出分は、電源開発促進対策特別会計法に基づく特別会計によっており、この会計の所管は、同法第2条により、以下のように定められている。

第二条 この会計は、財務大臣、文部科学大臣及び経済産業大臣（以下「所管大臣」という。）が、法令で定めるところに従い、管理する。

2 この会計の管理に関する事務は、政令で定めるところにより、会計全体の計算整理に関するものについては経済産業大臣が、その他のものについては、電源立地勘定又は電源多様化勘定及び所掌事務の区分に応じ、所管大臣の全部又は一部が行うものとする。

Q21 設備利用率の定義は

(回答)

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))

Q22 その他

一般の国民に、プルトニウム利用炉の「ふげん」はあまり知られていないように思われる。核燃料サイクルの輪を閉じてMOX燃料を燃やし続けた発電炉の実際をその成果とともに、国民にもっとプルトニウムを原子力エネルギーの源のひとつとして理解を得るツールとして、広報、教育活動のなかでの活用に言及して、できれば具体的な活動データを示していただけると良い。

(回答)

プルトニウム利用実績について、あまり国民に知られていないのは、反省点の一つである。特に、運転終了に向けては、開発成果のパンフレット(和文、英文)を作成するとともに、サイクル機構広報誌での特集、業界紙の特集等(原子力eyeなど)、原子力学会への投稿(8月号を予定)、Nuclear Engineering Internationalへの投稿(2003年10月号掲載予定)などを実施している。また、「ふげん」見学会への呼びかけを強化して、平成14年度は「ふげん」への訪問者が平年の約2倍の2000人を数えた。さらに、サイクル機構が主催する国際フォーラムや、MOXセミナー、報告と講演の会、敦賀フォーラム、原研とサイクル機構の合同シンポジウム等でも「ふげん」の成果を取り上げて広報してきた。

Q23 「ふげん」の運転経験で得られた成果で実証炉開発へ反映されたものは何か。

(回答)

「ふげん」の設計・建設の経験及び運転経験・実績は、評価をされ、実証炉の設計・解析コードの改良、システム・機器設計など、安全性、信頼性、経済性の向上等に資するために反映された。また、「ふげん」において実証炉のための確認試験が実施され、その成果が反映された。具体的な反映項目は以下の通り。

表-1 解析コードの改良

項目	実施概要
核設計コードの精度向上	起動試験及び運転開始後、冷却材温度係数、冷却材ボイド係数、出力係数を各々測定した。この測定結果と解析コード(WIMS, CITATION)による解析値とを比較・評価し、ここで得られた知見を各解析コードに反映するとともに、実証炉の炉心設計(炉心構成、燃料仕様等の決定)に反映した。
動特性解析コードの精度向上	給水制御系、圧力制御系、出力制御系の応答性、負荷遮断、主蒸気隔離弁全閉等のプラント全体の過渡時の挙動については、起動試験における知見をもとにATRの動特性解析コード(FATRA)の改良を行い、精度向上を図った。また、実証炉体系との相違を考慮して実証炉の解析コードの整備に反映した。
熱水力設計コードの精度向上	起動試験時及び運転開始後の各出力段階において、再循環流量、炉心入口エンタルピ等を測定し出力分布を評価するとともに、圧力管型熱水力計算コード(HAPI)の精度向上に反映した。
流動特性解析コードの精度向上	定格出力運転中にプラントを手動停止させ、チャンネル流量の変化を測定し、「ふげん」における自然循環時のチャンネル流量の流量振動特性

	を把握するとともに、流動不安定現象解析コード ACCEPT-II の精度向上に反映した。
--	--

表-2 システム・機器設計への反映

項目	実施概要
低出力時の運転性	低流量給水調整弁の容量増加等、低出力時の蒸気ドラムの水位制御性の改善に関する実績を反映し、実証炉では低流量給水調整弁を三要素制御が可能な設計にするとともに、蒸気ドラム保有水量の増大、再循環ポンプの流量連続制御方式の採用等蒸気ドラム水位の変動を少なくする設計とした。
「ふげん」の圧力管材料照射特性	「ふげん」の圧力管の中性子照射によるクリープ特性及び材料特性は、圧力管モニタリング装置、照射後材料試験により計画的に測定し照射データを蓄積し、得られたデータは、いずれも設計式で予測したものとほぼ同様であることが確認され、実証炉の圧力管設計の妥当性の裏付けに反映された。
圧力管ロールドジョイント工法	圧力管ロールドジョイント部について「ふげん」実績を反映し、実証炉ではロールドジョイント部中性子照射量を減らすため、カランドリア管板の外側にロールドジョイントを設けた。また、ロールドジョイント部の残留応力を小さくするため、構造を一部変更したロールドジョイントを採用することとした。
原子炉再循環系配管の SCC 対策	「ふげん」での SCC の発生経験を反映し、実証炉では原子炉再循環系配管に耐食性に優れたオーステナイト系ステンレス鋼 (SUS316NG, SUS316L) を採用する設計とした。
長寿命中性子検出器	「ふげん」において開発した通常の LPM の 4 倍の核的寿命をもつ長寿命型 LPM の使用実績を反映し、実証炉では初装荷から長寿命型 LPM を採用することとしていた。
重水発熱量	「ふげん」の炉心部の重水発熱量を測定・評価し、実証炉の設計重水発熱量の検討に反映した。
鉄水遮蔽体発熱量	「ふげん」の鉄水遮蔽体発熱量を測定・評価し、実証炉の設計鉄水遮蔽体熱量の検討に反映した。
再循環ポンプ容量	「ふげん」の再循環系の圧力損失を測定・評価し、実証炉の圧力損失解析コードの改良等に反映した。実証炉ではこの解析コードにより再循環ポンプ揚程を定めた。
燃料・遮蔽プラグ・シールプラグの一体化	「ふげん」の燃料装荷方式、燃料取扱実績を反映し、実証炉では燃料交換時間を短縮するため、遮蔽プラグ及びシールプラグを一体化して装荷する設計とした。また、燃料の格納容器内への搬出入方式は、燃料の移送時間を短縮するため、水中移送台車方式を採用し、1日に6体の燃料を移送できる設計とした。
燃料交換機の改良	「ふげん」での燃料交換機の不具合の経験を反映し、実証炉の燃料交換機は、軸受部注水系を設置した設計とした。また、燃料交換機内で燃料と遮蔽プラグとを切り離して収容する設計を採用し、燃料交換機の長さを約 2 m 短縮した。

表-3 運転・保守の経験と実績の実証炉開発への反映

項目	実施概要
水質実績	原子炉冷却系、補機冷却系等の水質を評価し、実証炉の廃棄物発生量、水質管理方法及び構造材の検討に反映した。

廃棄物発生量	放射性液体廃棄物及び固体廃棄物の発生実績を評価し、実証炉の廃棄物処理系の設計へ反映した。
放射線量率	発電所内外の放射線量率の実績値を評価し、実証炉設計へ反映した。また、原子炉本体廻りの線量率測定結果に基づいて解析コードの検証を行い、実証炉の鉄水遮蔽体の設計に反映した。
浸食対策	「ふげん」では、タービン抽気系、ヒータードレンベント系等の機器・配管の肉厚測定を実施し、取替時期を定めた。これらの測定結果、材料取替実績等は実証炉における低合金鋼の採用等の対策に反映された。
遮蔽冷却水の放射線分解量	遮蔽冷却水の放射線分解量について測定・評価し、実証炉の遮蔽冷却系に設置することとしていた再結合装置を削除した
点検スペース及び遮蔽	機器の保守点検時に必要な、スペース、遮蔽、仮設機器等の経験を、実証炉の配置設計、機器設計等に反映し、実証炉では、設計段階でこれらの事項を盛り込むこととした。
原子炉建屋内の点検性	「ふげん」の原子炉建屋内の各機器の保守点検経験を、実証炉のモデルエンジニアリングに反映し、メンテナンス性を考慮した配置設計に反映した。
遮蔽冷却系クロメート使用実績	「ふげん」の遮蔽冷却系のクロメートの使用実績を実証炉設計に反映し、実証炉も同様の防錆処理を採用した。
シールプラグ分解点検	「ふげん」のシールプラグは、部品点数が多く分解点検に時間を要していたことから、実証炉ではシールリングの採用、爆射コーティングの採用等により構造を簡素化し、保守性を向上させることとした。また、シールプラグ分解点検作業の所要人員、所要時間、線量率等を評価し、実証炉シールプラグ分解点検設備（遠隔自動方式）の設計に反映した。
蒸気ドラムの熱変位量	「ふげん」の蒸気ドラムの熱変位量の測定・評価結果を実証炉の蒸気ドラムの設計に反映した。
トリチウム取扱技術	トリチウムの放出管理、被ばく管理、漏えい防止するための機器の構造（パロシール）等、トリチウム取扱に関する実績を評価し、実証炉の機器の設計、管理手法の検討等に反映した。
重水浄化系樹脂の長寿命化対策	重水浄化塔樹脂の変更、冷温化設備の設置等樹脂寿命を延長するための各対策を評価し、実証炉の重水浄化系の設計に反映した。
重水分解量	重水分解量の測定実績を評価し、実証炉の重水・ヘリウム系の設計に反映した
非常用フィルタの性能	格納容器空気再循環系、アニュラス排気系の非常用フィルタ（活性炭）の性能を評価し、実証炉設計へ反映した。

表-4 実証炉開発のための「ふげん」における確証試験等

項目	実施概要
ホウ酸濃度測定装置機能試験	重水中の B-10 濃度をオンラインで連続測定できるように実証炉用が開発された装置の機能試験を「ふげん」で実際の重水を用いて実施した。測定原理は、中性子源を利用して B-10 濃度によって中性子計数率が変化する相関を用いて B-10 濃度を測定するものである。試験の結果、重水温度変化による計数率の変化に対応して適切な補正を行うことにより、±0.1 ppm を十分満足する精度でホウ酸濃度を連続測定できることが確認された。
ホウ酸回収装置性能試験	実証炉では、重水中に溶解しているホウ酸を電気透析装置で回収し再利用する設計としている。このホウ酸回収装置の性能を確認するため、小型の試験装置を用いて、「ふげん」の実際の重水を使用して、実際に行

	うのと同様なサイクル運転を行い、イオン交換膜及び電極の耐久試験を実施した。その結果、サイクル運転による性能劣化は認められず、耐久性が十分であることが確認できた。
破損燃料検出装置の機能試験	破損燃料検出装置は、燃料破損チャンネルの判別を運転中に高精度で行えるように開発されたもので、検出装置としてプレシピテーター又は半導体 (NaI (TI)) を用いた破損燃料検出装置の開発が行われた。「ふげん」における機能試験の結果、燃料破損は生じていない希ガス放射能レベルの低い状態においても、外部 γ 線によるバックグラウンドに対して希ガスによる有意な計推移率が得られること、長期安定性、メンテナンス性の面でも問題のないことが確認された。
実証炉用圧力管材料の照射	特殊燃料集合体に実証炉用圧力管材料を組込み、照射試験を実施中である。また、昭和 62 年度から約 2 年間照射した試験片については、照射後試験を実施した。
実証炉用燃料照射	すでに、平成 13 年度に課題評価 (事後評価) 済みである。

(以 上)

「ふげん」の圧力管の健全性確認について

ATR 固有の技術的諸性能の一つとして計画された圧力管の健全性確認は以下の通り実施してきた。

「ふげん」の圧力管については、国内で初めてジルコニウム合金を採用したが、当時、この材料での圧力容器の技術基準がなく、安全審査時、通商産業省原子力発電技術顧問（以下「顧問会」という。）より以下の指摘がなされ、工認段階に申し送りとなった。

圧力管に用いるジルコニウム－ニオブ合金について、材料の腐食、水素吸収、クリープ特性及び脆化特性を測定するための炉外評価試験並びに照射試験を行う必要がある。なお、これらの試験については、試験片の選定、照射方法及び照射後の試験方法を十分に検討して行う必要がある。

工認審査過程で旧通産省に設置された「材料強度検討会」（主査：三島良績）は、旧動燃による試験・研究開発の結果報告をもとに昭和 48(1973)年、「ふげん」圧力管について設計手法、材料の健全性等の評価を行い、さらにプラント運転中の圧力管健全性確認の計画、評価法を決定した。

この結果、圧力管は旧動燃から提案された「圧力管設計指針」により設計されれば、寿命期間中（30 年で評価）に照射に伴う材料特性の変化を考慮しても、健全性は十分に確保できると評価された。

また、サイクル機構は、プラント運転中の圧力管健全性確認の計画、評価法として、以下の対応を行ってきた。

- ・ 技術基準（圧力管設計指針）に基づき、監視試験片を特殊燃料体中に組み込み、定期的に取り出して照射後試験を行い、健全性を評価する。
- ・ 圧力管のクリープ特性については、圧力管モニタリングを実施し定期的に評価する。

(1) 監視試験片

圧力管監視試験片の取出し計画は、原子炉の耐用年数にわたって照射による性質変化を監視する際に、材料の靱性が非線型的に低下すると予想される、運転後 8 年目から 14 年目の時期について、取出し・照射後試験頻度を多くすることとして以下のように計画した。

監視試験片取出し計画

取出し回数	1	2	3	4	5	6	7	8
取出し時期 (定期検査回数)	4	8	10	12	14	17	21	25
初臨界からの年数 (実績)	6	11	14	17	19	24		
取出しキャプセル数	2	2	2	2	2	2	2	2

これまでに5回の照射後試験を実施しており、監視試験片の高速中性子照射量は $1.2 \times 10^{26} \text{n/m}^2$ であり、設計寿命積算照射量 ($3.0 \times 10^{26} \text{n/m}^2$) の約40%となっている。照射後試験の結果は次のとおりであり、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。

- ① 引張強さは照射初期に20~30%増加しているが、その後はほぼ一定の値を示している。
- ② 室温における破壊靱性値は、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。
- ③ 水素吸収量は、照射初期に約30ppmまで上昇したが、その後はほぼ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であった。
- ④ 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約1/10程度であり、設計値に対して十分余裕を持っている。

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	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)
破壊靱性 kg/mm ^{2/3}	室温	>35.0	166.5(51.7MPa√m)	160.6(49.9MPa√m)
	300℃	>46.0	226.7 (70.4MPa√m)	218.2 (67.8MPa√m)
腐食減肉量 (mm)		<0.31	0.0141	0.0100
水素濃度 (ppm)		<211	30.1	24.2

(2) 照射に伴うクリープ量の測定・評価のための圧力管モニタリング

圧力管検査装置を開発し、昭和59年より圧力管の検査を定期的に行ってきた。検査対象とする圧力管は、特定の4本と、検査時点の最大照射量1本の計5本として、検査項目は、圧力管の内径測定により照射によるクリー

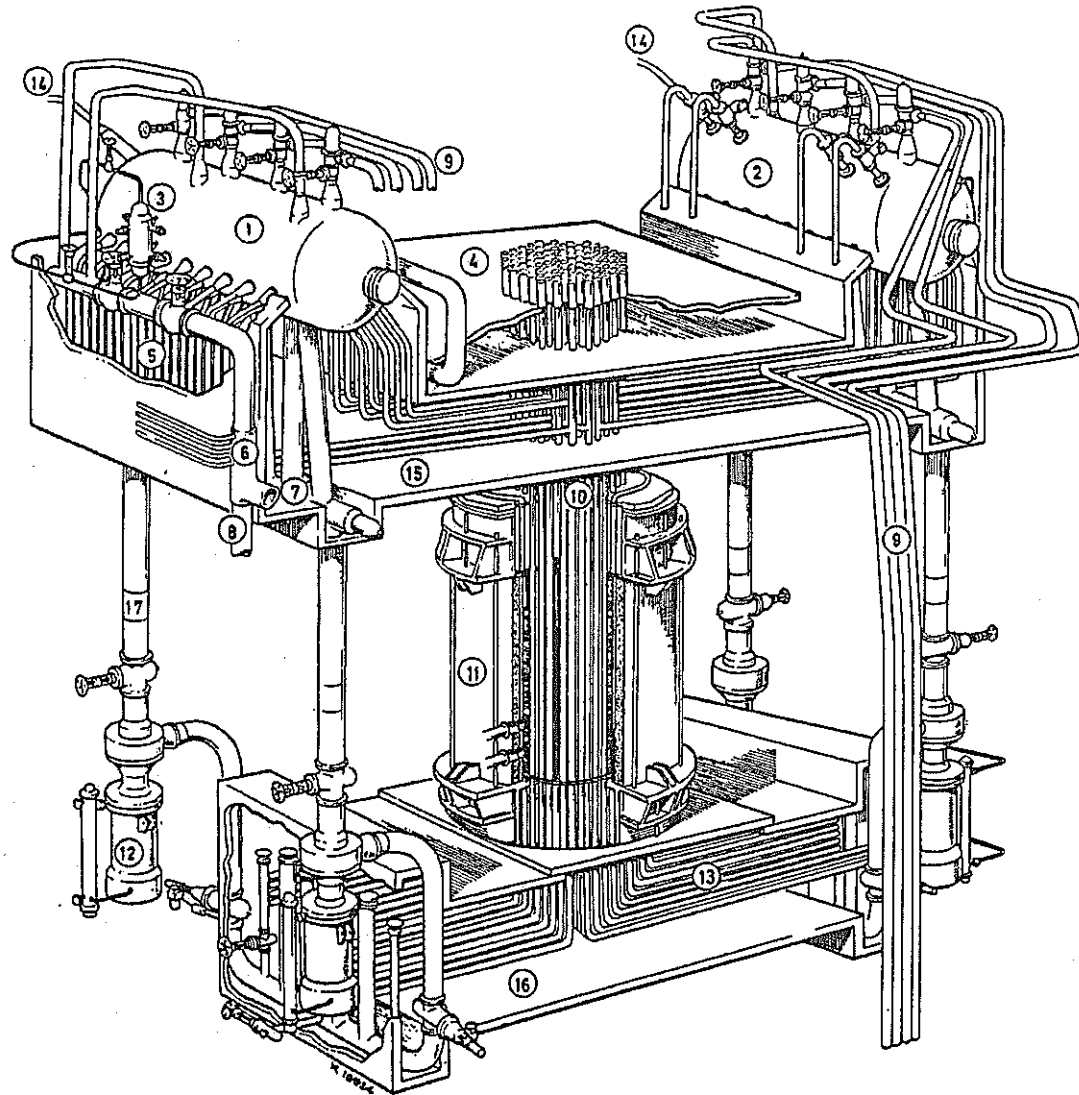
プ歪量を算出し余寿命評価を実施してきた。

クリープ現象による周方向の歪量と中性子照射量の関係を求め評価した結果、クリープ歪量は、第 17 回定検（初臨界から 24 年）時においても、安全設計における判定基準値の 2.5% に至っておらず、十分設計余裕があることが確認されている。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、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を確認した。

さらに、内径測定以外の検査項目についても供用期間中検査として実施してきたが、これらの結果からも圧力管の健全性を確認している。

圧力管検査の実績

検査装置 の種類	年 度	S.58	S.60	S.61	S.63	H.1	H.2	H.4	H.5	H.6	H.7	H.9	H.10	H.12	H.13
	定検回数	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17
(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		8 体		15 体		5 体			15 体
(2) I号機(VT) 圧力管本体の ・内表面肉眼検査		10 体				15 体		8 体		15 体		15 体			15 体
(3) II号機 下部ロールジョイント部の ・超音波探傷検査 ・圧力管本体長さ測定				3 体			6 体								



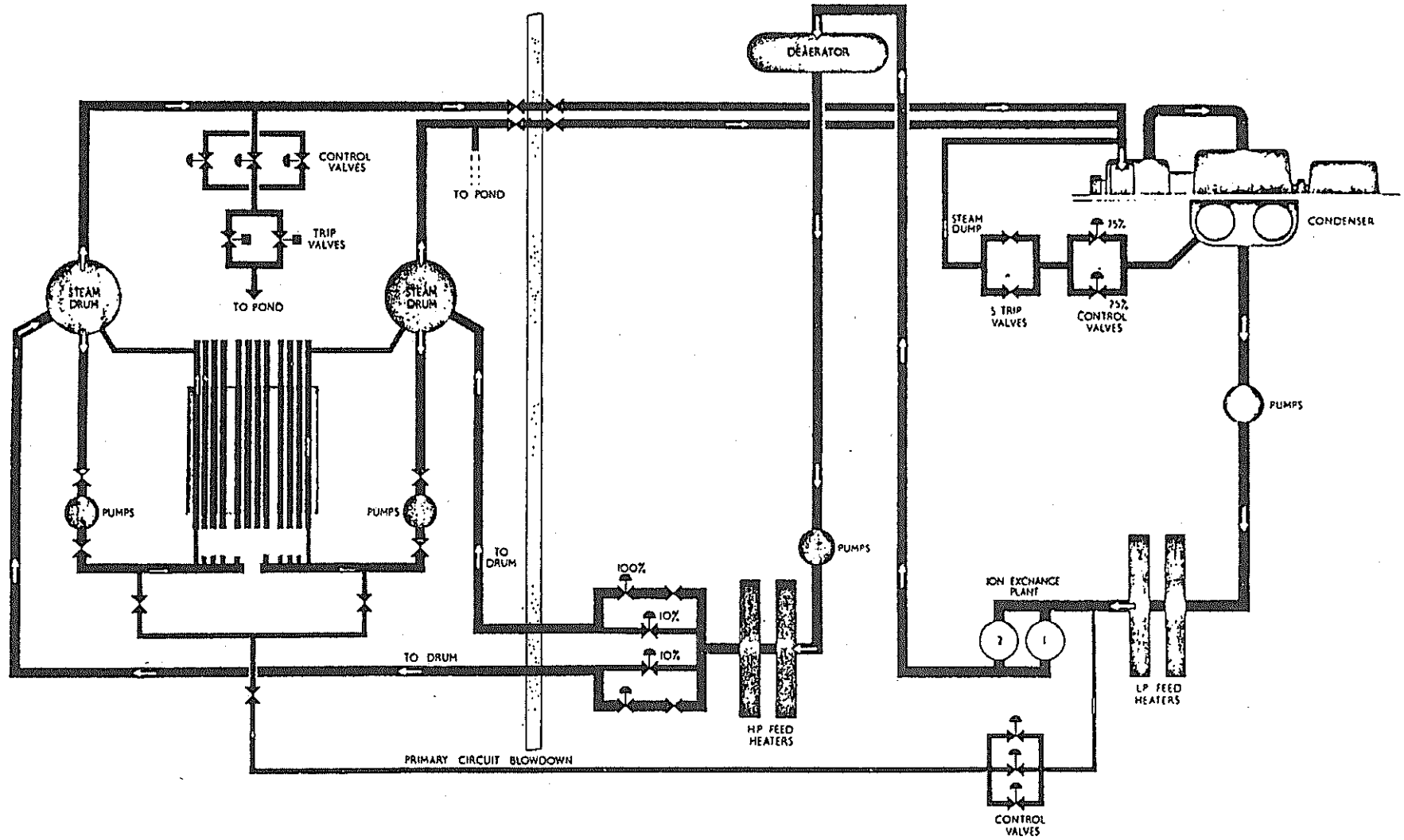
KEY

1. SOUTH STEAM DRUM
2. NORTH STEAM DRUM
3. DRUM WATER LEVEL VESSEL
4. CHARGE FACE
5. RISERS
6. STEAM MIXING HEADER
7. MIXED STEAM TO POND DUMP
8. MAIN STEAM PIPE TO TURBINE
9. SAFETY VALVE ESCAPE PIPING
10. FUEL CHANNELS
11. NEUTRON SHIELD DRUM
12. MAIN CIRCULATING PUMPS
13. FEEDERS
14. FEEDWATER PIPING
15. TOP LAGGING BOX
16. BOTTOM LAGGING BOX
17. DALL TUBE

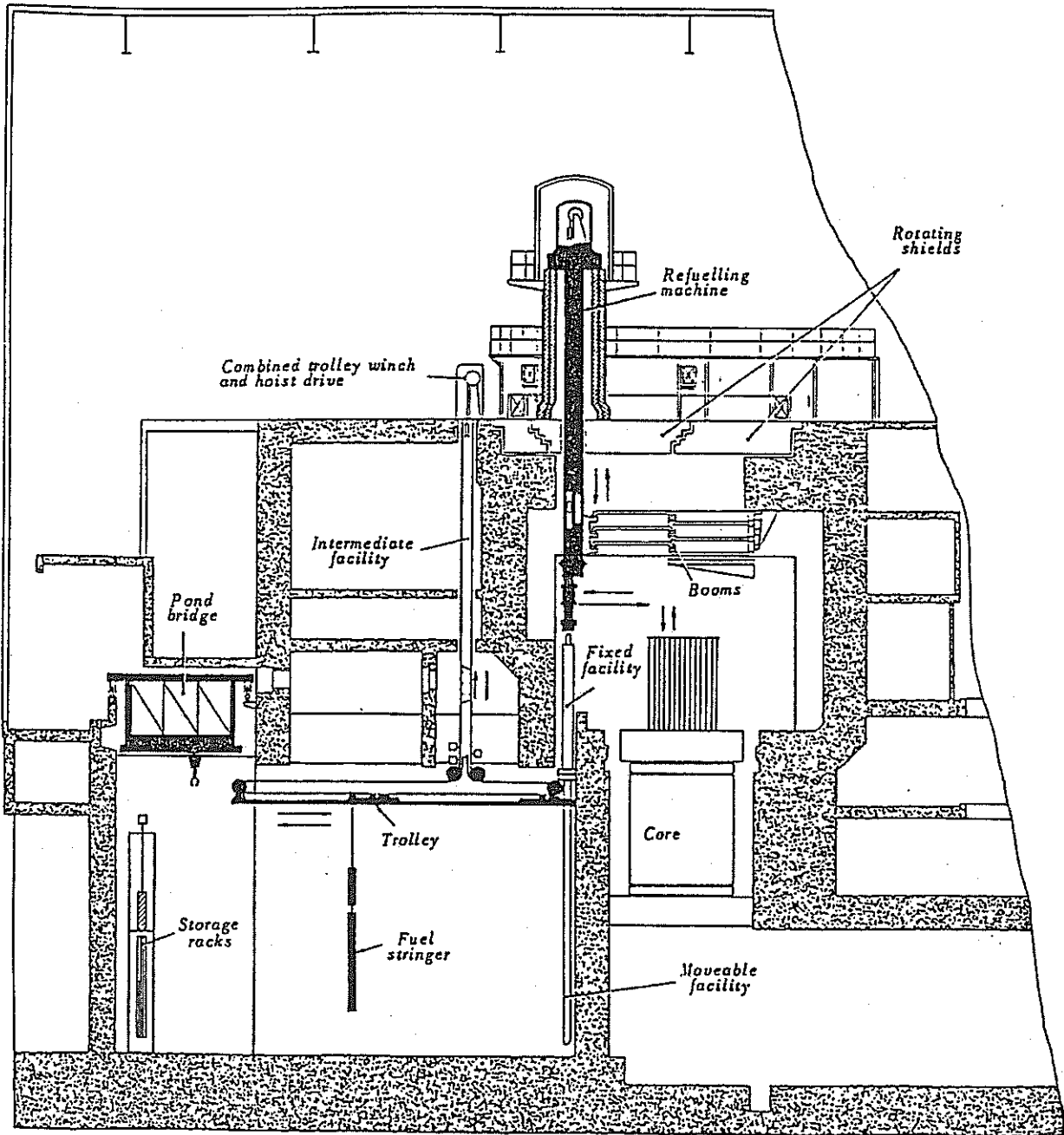
THE FOLLOWING ITEMS ARE
OMITTED FOR CLARITY:-
EMERGENCY CHANNEL COOLING
DRAIN SYSTEM
STEAM DUMP TO POND

(別図-1)
FIG. 1

PLANT IN PRIMARY CONTAINMENT



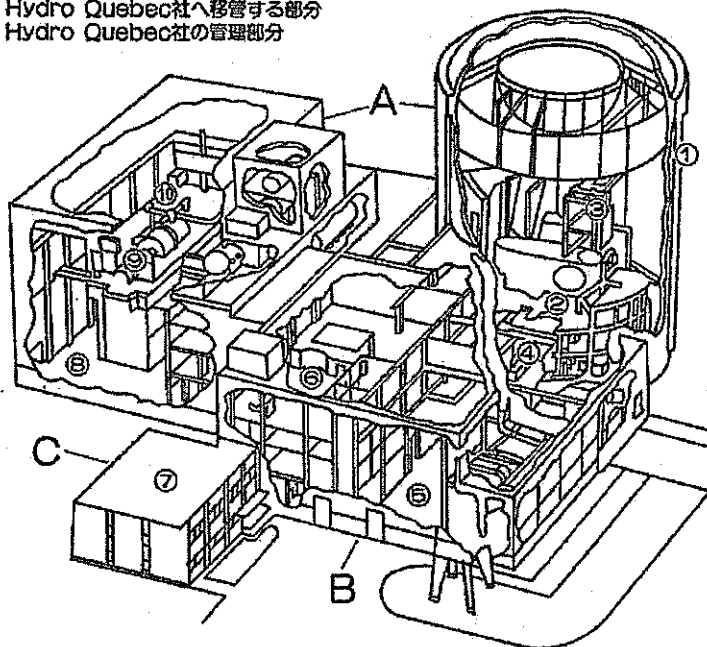
(別図-2)
FIG. 2 WINFRITH SGHWR PRIMARY CIRCUIT AND FEED TRAIN



== Indicates fuel movements in/out

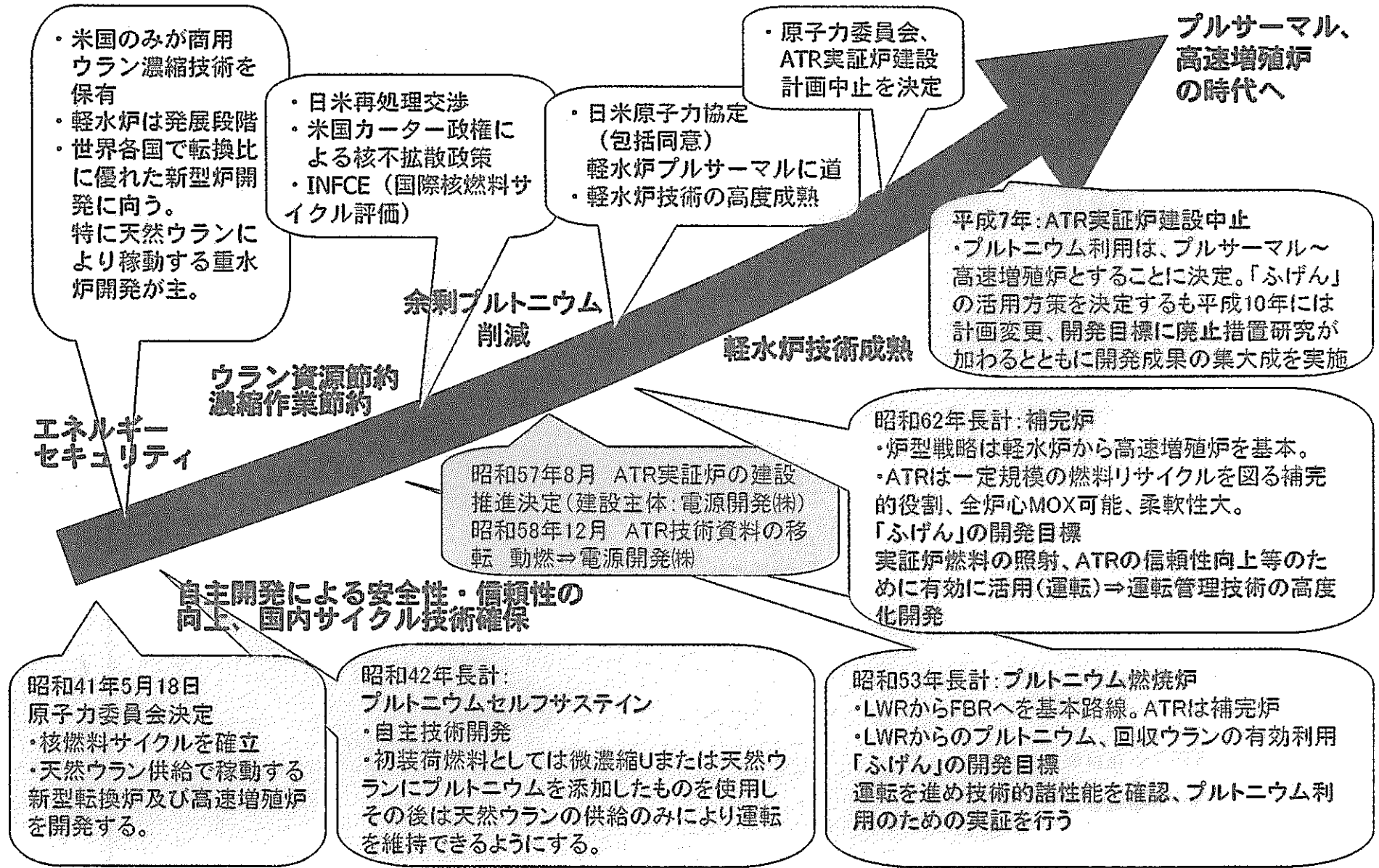
(別図-3) ウィンプリスSGHWR燃料取替概要図

A 隔離部分
 B Hydro Quebec社へ移管する部分
 C Hydro Quebec社の管理部分



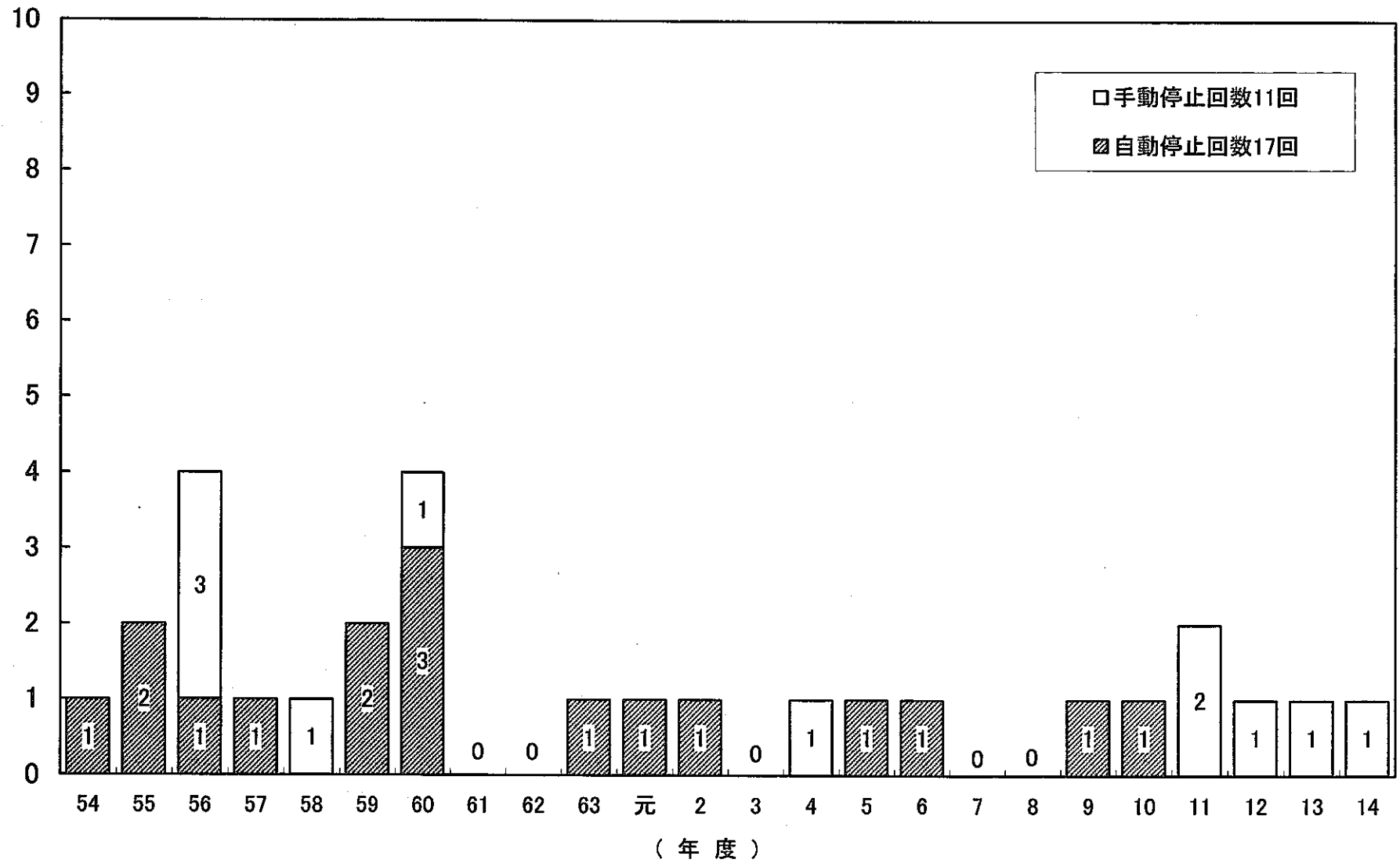
1. 原子力建家
2. 原子炉
3. 蒸気ドラム
4. 燃料取扱い装置
5. サービス建家
6. 制御室
7. 事務建家
8. タービン建家
9. 発電機
10. タービン

(別図-4) Gentilly-1施設の概要



別図-5 「ふげん」開発目標の変遷

計画外停止回数



別図-6「ふげん」計画外原子炉停止回数の年度推移

別表-1 「ふげん」とSGHWR、Gentilly-1の主要目の比較

主要目	「ふげん」	SGHWR	Gentilly-1 (CANDU-BLW)
熱出力(MW)	557	320	
炉心直径(m)	4.05	3.12	
炉心高さ(m)	3.7	3.66	
格子ピッチ(mm)	240	260	279.4(11inch)
燃料チャンネル数	224	104	308
圧力管材料	Zr-2.5wt%Nb	ジルカローイ-2	
圧力管内径(mm)	117.8	130.5	101.6(4inch)
圧力管肉厚(mm)	4.3	5	
蒸気ドラム圧力(MPa)	6.67	6.4	5.52
電気出力(MW)	165	100	266
主蒸気圧力(MPa)	6.14	6.23	5.17
主蒸気流量(kg/s)	152	253	
給水温度(°C)	180	180	
燃料の種類	MOX、UO ₂ (濃縮)	UO ₂ (濃縮)	UO ₂ (天然)
燃料ペレットの直径(mm)	10.7	14.4	
燃料ピンの外径(mm)	12.2	16.46	19.8
被覆管(ジルカローイ2)肉厚	0.65	0.86	
燃料集合体を構成する要素数(本)	57	28	
燃料集合体の長さ(m)	4.1	4.388	0.495

SGHWRについて(ATOMICAより)

1963年、原型炉SGHWRの設計、建設が許可され、Winfrithで現地工事が開始された。新しいこの型の原子炉の開発に際し、原子炉の基本性能に関係する炉心核特性、熱水力特性および燃料集合体、圧力管の耐久性などについては実規模の試験研究施設を設け、設計の実証確認を行い、原子炉の設計、製作、建設が進められた。

SGHWRは1967年建設完了、翌年電気出力10万kWの全出力運転を開始した。

原子炉は「ふげん」同様堅型圧力管構造で、炉心冷却系は独立2ループ方式を採用している。圧力管は122本、その内8本は蒸気過熱用チャンネルである。原子炉冷却系の材料は圧力管、蒸気ドラムを除きステンレス鋼、蒸気ドラムは軟鋼製で、その内面はステンレス鋼溶接内張りである。

SGHWRの開発および運転経験の主要なものを次に示す。

- (1) 運転開始当初、燃料表面に酸化層が生成、破損が発生した。原子炉冷却材浄化系の設計不良によるもので、改造後問題は解決した。
- (2) 出力運転中燃料交換を実施したが、天然ウラン利用の場合と異なり利点はなく、軽水炉プラント同様停止時交換が行われる。
- (3) 炉心冷却系は5年毎耐圧試験を行い、大口径配管溶接部は全て供用期間中検査(ISI)が行われる。
- (4) 圧力管の寸法、内面検査が継続して行われ、寿命期間中問題なしと推定されている。
- (5) 建設中の検査で認められるクラック、又は燃料交換中の事故により発生するクラックが、炉寿命期間中の圧力サイクルにより、不安定破壊を招くような大きさに成長しないことの証明に、多大の努力が払われ、クラック成長速度およびクラックの制限値(CCL-Critical Crack Length)が求められ、圧力管の信頼性、健全性への確信が得られている。

1974年SGHWRの運転実績が評価され、同国の次期炉はSGHWRと決定され、電気出力66万kWの実証炉の設計、検討が開始されたが、1977年再度次期炉評価が行われ、軽水型発電炉と比較して特に大きな長所がないと判断され、炉型は改良型黒鉛ガス炉(AGR)に変更された。

Gentilly-1について(ATOMICAより)

カナダで開発されてきた重水冷却の横置圧力管型重水炉がCANDU-PHR(Pressurized Heavy Water)と呼ばれるのに対し、カナダ唯一の沸騰軽水冷却の重水炉はCANDU-BLW(Boiling Light Water)と呼ばれる。

CANDU-BLWは1960年代初頭より設計研究が始められ、1966年実規模の原型炉を開発するGentilly-1プロジェクトが発足した。プラントは1970年初臨界、1972年電気出力25万kWの全出力運転を開始した。

炉心冷却系は独立2ループ構成である。冷却系配管材料は火力発電所同様炭素鋼が採用され、運転前管内面に防錆処理が施された。

燃料は天然ウラン、燃料集合体は信頼性が確立されているCANDU-PHWと同様の短尺燃料集合体が採用され、縦型の圧力管チャンネル内に10本装荷される。

燃料交換は原子炉下部より運転中に行う。1回の操作で燃料集合体8本を交換し、上下両端の2本は炉内装荷時間が2倍となる交換方式を採用している。

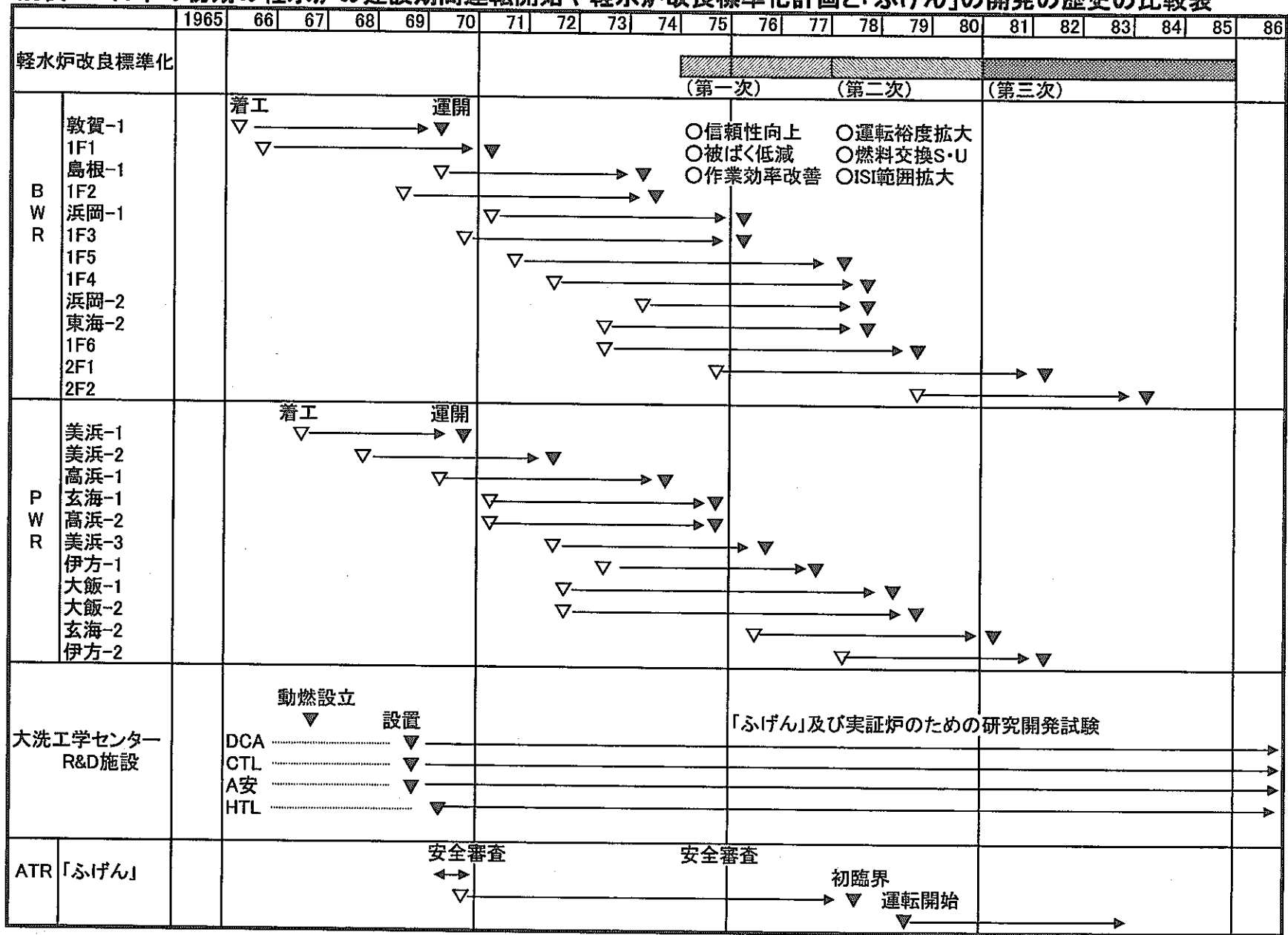
反応度制御は制御棒、原子炉冷却材流量、重水中のボロン濃度により行い、低出力時の反応度補償を行うためのプースター・ロッドが設けられている。

Gentilly-1プラントは着工後50ヶ月で完成、1972年発電を開始したが、認可試験、出力上昇準備段階で、原子炉冷却材循環ポンプの破損が発生した。また炉心の冷却材ボイド反応度係数は正で解析予想値よりも大きく、炉心は低出力で中性子束の空間的不安定現象が現れた。炉物理実験を行い、炉特性解析精度を向上させ、制御系に各領域の中性子束および冷却材流量を計測比較する2つのシステムを新設し、1972年全出力運転を開始したもののGentilly-1プラントは完成後の運転は余り順調でなく、1978年5月運転閉鎖となった。

別表-2 「ふげん」とSGHWR及びAECL等との協力に関わる年表

西暦	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	0	1	2	3				
SGHWR (英国)			着工				臨界																						運転終了																		
SGHWR (UKAEA) との協力			建設	建設	建設		本格運転開始												实用化開発中止																												
「ふげん」																																															
AECL等 との協力																																															
Gentilly-1 (カナダ)																																															

別表-3 日本の初期の軽水炉の建設期間運転開始や軽水炉改良標準化計画と「ふげん」の開発の歴史の比較表



別表-4 「ふげん」及び関連施設の開発の歴史

	▼昭和40年	▼昭和45年	▼昭和50年	▼昭和55年	▼昭和60年	▼平成2年	▼平成7年	▼平成12年
開発の目標			技術的諸性能の確認 プルトニウム利用の実証 運転管理技術の高度化					廃止措置研究
ふげんの歴史		設計		臨界 ▼▼ 運転開始				運転終了 ▼
大洗工学センター	▲ 動燃設立 ▲ 原子力委員会 ATRとFBRの開発決定	建設		運転				
再処理工場		▲ 再処理工場 建設・着工 ▼	再処理開始 ▼		「ふげん」MOX 再処理 ▼		「ふげん」MOX 再処理 ▼	
MOX燃料製造		「ふげん」用MOX 燃料製造開始 ▼						「ふげん」MOX 製造終了 ▼
大洗工学センター	大洗ATR 開発4施設 (DCA,HTL CTLA安)	「ふげん」設計、建設、起動 試験支援のための研究開発		「ふげん」運転保守支援 ATR実証炉設計のため の開発試験 ATR基盤研究		ATR技術確証試験及び基盤研究		
大洗工学センター	▲ 大洗工学 センター発足					← 電源開発から技術確証試験受託 →		▲ DCA運転終了
大洗工学センター								

別表-5 起動試験項目表(1/3)

起動試験項目	試験番号	使用前検査の有無	試験段階						
			大気圧試験	核加熱試験	出力試験				
					25%	50%	75%	100%	
(炉物理試験)									
1 燃料装荷試験	1	○	41*	-	-	-	-	-	
2 初期臨界試験	2	○	9	-	-	-	-	-	
3 制御棒反応度測定試験	3	○	5	-	-	-	-	-	
4 液体ボイズン反応度測定試験	4	○	1	-	-	-	-	-	
5 停止余裕試験	6	○	4	-	-	-	-	-	
6 重水水位低下による炉停止確認試験	7	○	3	-	-	-	-	-	
7 SUM ^{*2} 性能試験	11		4	1	-	-	-	-	
8 PUM ^{*3} 校正試験	12		3	3	1	-	-	-	
9 制御棒引抜順序試験	13		4	10	-	-	-	-	
10 温度係数測定試験	14	○	-	7	-	-	-	-	
11 LPM ^{*4} 校正試験	21		-	2	2	2	1	1	
12 RPM ^{*5} 校正試験	22		-	2	2	2	1	2	
13 出力上昇方法	23		-	1	1	11	6	6	
14 プロセス計算機	24		6	-	7	2	3	2	
15 出力分布測定試験	25		-	1	2	4	2	1	
16 炉心性評価試験	26	○	-	-	2	2	1	2	
17 制御棒の出力に対する校正試験	27		-	-	1	2	1	1	
18 出力係数測定試験	28	○	-	-	1	1	1	2	
19 PCM ^{*6} , LPM特性把握試験	29		-	4	2	3	1	3	

別表-5 起動試験項目表(2/3)

起動試験項目	試験番号	使用前検査の有無	試験段階						
			大気圧試験	核加熱試験	出力試験				
					25%	50%	75%	100%	
(プラント機器性能試験)									
20 余熱除去系試験	16	○	-	-	2	-	-	1	
21 熱膨張試験	17		2	14	-	-	-	-	
22 放射性廃棄物処理設備性能試験	18		-	2	-	-	-	1	
23 流動試験	31		3	26	5	12	6	10	
24 炉浄化系性能試験	32		-	6	2	1	1	1	
25 制御棒駆動装置性能試験	33	○	-	2	2	5	2	5	
26 重水冷却系性能試験	34		-	4	5	4	1	3	
27 ヘリウム循環系試験	35		-	4	5	3	1	3	
28 炭酸ガス系性能試験	36		4	7	1	1	1	2	
29 原子炉補機冷却系試験	37		1	6	3	2	1	1	
30 遮蔽冷却系性能試験	38		1	3	2	2	1	1	
31 隔離冷却系性能試験	41		1	3	2	1	-	-	
32 蒸気放熱ループ水温度測定試験	42		-	1	2	2	1	1	
33 燃料取扱関係性能試験	43		47	7	-	-	-	1	
34 空気再循環系性能試験	44		-	4	-	1	-	1	
35 建屋換気系性能試験	45		-	2	3	-	-	-	
36 空気圧力確認試験	46		-	-	6	11	5	26	
37 タービン関係試験	51	○	12	15	5	2	2	8	
38 発電機関係試験	56	○	7	16	7	4	2	6	

別表-5 起動試験項目表(3/3)

起動試験項目	試験番号	使用前検査の有無	試験段階						
			大気圧試験	核加熱試験	出力試験				
					25%	50%	75%	100%	
(プラント動特性試験)									
39 再循環流量切換試験	61	○	-	-	-	5	-	-	
40 再循環ポンプトリップ試験	62	○	-	-	-	1	-	1	
41 出力設定点変更試験	63	○	-	-	-	4	2	1	
42 逃し安全弁性能試験	64		-	7	1	1	-	1	
43 主蒸気隔離弁性能試験	65	○	-	-	-	2	3	1	
44 圧力調整器性能試験	71	○	-	-	-	4	4	3	
45 タービンバイパス弁試験	72	○	-	-	-	-	1	1	
46 タービン主蒸気止め弁試験	73		-	-	-	-	-	1	
47 復水給水系試験(その1) 蒸気ドラム水位設定点変更試験	74	○	-	-	-	2	3	2	
48 復水給水系試験(その2) 給水ポンプトリップ試験	74	○	-	-	-	-	1	1	
49 タービントリップ試験	75	○	-	-	-	-	-	1	
50 負荷遮断試験	77	○	-	-	-	2	2	1	
51 外部電源喪失試験	78	○	-	-	-	2	1	-	
(化学及び放射線測定試験)									
52 化学及び放射線測定試験	81	○	1	6	2	4	2	22	
53 放射線レベル測定試験	86	○	4	2	4	3	5	6	
(総合試験)									
54 プラント総合性能試験	91	○	-	-	-	1	1	1	
55 環境調査試験	92		-	-	-	-	-	2	

*1 数値は試験実施日数を示す。

*2 起動領域の中性子束監視のための検出器

*3 SUMと出力領域計装との中間領域の中性子束を検出する装置

*4 出力領域の中性子束監視のため、炉心内に設けられた検出装置(64個)

*5 LPM出力値を入力とし、1/4炉心ずつ平均し、その領域の平均中性子束を表示する装置

*6 LPMは常に炉心内にあるため性能劣化が生じる。そのため、定期的にLPMの感度校正を行うための可動型検出装置をPCMという

別表-6 「ふげん」の自動及び手動停止の原因について

(1/8)

発生年月日	件名	概要	原因	対策	系統設備	報告根拠
[54年度] S54.7.9 (出力上昇中)	「蒸気ドラム水位低」による原子炉自動停止	原子炉の出力に合わせて主給水流量調節弁の手動操作により蒸気ドラム水位を調整していたが、電気出力約3.6MWで蒸気ドラム水位が低下し、「A蒸気ドラム水位低」により原子炉が自動停止した。	(その他) ・主給水流量調節弁の手動操作中における出力上昇速度が早すぎたため、主蒸気と給水の不整合が生じて蒸気ドラム水位が異常に低下し原子炉が自動停止した。	・原子炉の出力上昇率の目標を従来の0.2~0.3%/minから0.2%/minとするとともに、安定な操作に努めるように運転手順を見直した。	—	科技厅行政指導
[55年度] S55.7.19 (計画停止後の出力上昇中)	原子炉給水系第2B給水加熱器故障による原子炉停止	電気出力約40%で運転中、原子炉給水系第2B給水加熱器の「水位高高」の信号によりタービントリップし、原子炉が自動停止した。 (警報動作により発見)	(保守不備)(保守不完全) ・当該加熱器の水位検出スイッチ(フロート式)の下部導通管が錆等により閉塞し、上部導通管からの凝縮水が水位検出スイッチ内のフロートを押し上げたため	・定期検査時に計装配管のエアブロー等により、閉塞防止を図る。 ・作業時計装配管等に堆積した錆等が系内に入らないよう作業方法、手順等を明確にした。	原子炉冷却系統設備	炉規法 電事法
S55.7.23 (事故停止後の出力上昇中)	「蒸気ドラム水位高」によるタービントリップ、原子炉自動停止	電気出力約40%で制御棒パターン形成中、出力が低下したため出力を維持するよう操作していたが蒸気ドラム水位が上昇し、タービントリップにより原子炉が自動停止した。 (操作時に発見)	(設備不備)(製作不完全) ・出力の低下は、引抜操作をしていたし制御棒4本のうち1し制御棒1本がモータ電源の1相欠相により、挿入されたため ・蒸気ドラム水位上昇は、出力低下が発生した後の回復操作において、出力変化が大きすぎたため	・異常事象が発生した制御棒駆動装置を同一仕様のもので取り替えた。 ・制御棒駆動用電動機電源に欠相検出器を追加した。 ・今回のような異常出力変化時の操作方法を運転手順書に反映した。	計測制御系統設備	炉規法 電事法
[56年度] S56.10.13 (調整運転中)	第4給水加熱器ドレン弁のシートリーク	第2回定期検査時の調整運転のため出力上昇中、電気出力約45%で、巡視点検により第4給水加熱器胴側のドレン弁の弁座より漏洩していることを発見し、原子炉を手動で停止した。	(保守不備)(保守不完全) ・弁体と弁座の間に異物をかみ込んだため、これによりシートリークが生じたもの	・弁体と弁座の補修加工実施 ・ドレン弁の開閉操作時には、十分洗浄を行った後閉操作を行うよう徹底した。	原子炉冷却系統設備	科技厅通達 通産省通達
S56.11.19 (運転中)	「中性子束高高」による原子炉自動停止	定格出力運転中、局部出力検出装置の誤動作により領域出力検出装置の「中性子束高高」の信号が発生し、原子炉が自動停止した。 (警報動作により発見)	(設備不備)(製作不完全) ・LPM1チャンネルの検出器の故障により異常信号が発生し、炉心の第2領域の領域出力検出装置の値が「中性子束高高(120%)」以上になり原子炉が自動停止したものの	・異常の認められたLPM1チャンネルの検出器をバイパス ・当該LPMについては、バイパス状態で記録計等により監視 ・昭和57年度計画停止時に、LPM-RPMの検出回路にリミッタを設置した。 ・LPMの製造方法を改良	計測制御系統設備	炉規法 電事法
S56.11.22 (事故停止後の出力上昇中)	原子炉給水系、主給水流量調節弁の不調による原子炉手動停止	電気出力約35%で運転中、Bループの主給水流量調節弁の動作不調により蒸気ドラム水位が上昇したため、原子炉を手動停止した。 (中央での監視により発見)	(設備不備)(施工不完全) ・主給水流量調節弁の駆動部ロッドとロッドガイド部プッシングにかじりが発生したため	・B-主給水流量調節弁駆動部のロッド及びプッシング等を予備品に取り替え ・A-主給水流量調節弁についても念のため同じ部品を取り替え ・主給水流量調節弁の駆動部の点検頻度の見直し	原子炉冷却系統設備	炉規法 電事法

別表-6 「ふげん」の自動及び手動停止の原因について

発生年月日	件名	概要	原因	対策	系統設備	報告根拠
S57.2.8 (運転中)	湿分分離器ドレン配管の漏洩	定格出力運転中、巡視点検により湿分分離器ドレン配管の漏えいを発見し、原子炉を手動で停止した。 (巡視点検により発見)	(設備不備)(製作不完全) ・二相流により配管内面が浸食され減肉が進行したため	・貫通部及びその周辺の減肉が認められた範囲について、同一材料、同一形状の配管と取り替え ・昭和57年度計画停止時に耐食性に優れた低合金鋼に取り替えるとともに配管形状を一部変更	原子炉冷却系統設備	炉規法 電事法
[57年度] S57.5.31 (計画停止のための出力下降中)	解列後の原子炉自動停止	発電機解列後、原子炉出力を低下させながら給水流量調節弁の切替操作を実施していたところ、原子炉出力約10%で「A蒸気ドラム水位低低1」の信号により原子炉が自動停止した。	(その他) ・給水流量調節弁の切替操作中に原子炉出力を下げ的操作を継続していたため、給水流量と出力とのミスマッチが生じたもの	・給水流量調節弁の切り替えは、炉出力を一定(約18%)に保持した状態で行うように運転手順書を変更	—————	科技厅通達 通産省通達
[58年度] S58.8.9 (運転中)	原子炉格納容器内純水漏えいによる原子炉停止	定格出力運転中、記録計により原子炉格納容器空気再循環系調温ユニットの湿分が上昇傾向にあり、格納容器内の漏水が予測されたため原子炉を手動で停止した。	(保守不備)(自然劣化) ・原子炉格納容器内の純水配管の予備弁と配管フランジ接続部のパッキンの劣化による破損	・当該弁のパッキン交換 ・他の純水系の同様な使用条件下にあるパッキンについては58年度計画停止時に取り替えた。	—————	科技厅通達 通産省通達
[59年度] S59.6.30 (調整運転中)	原子炉再循環ポンプ速度切替時の出力上昇による原子炉自動停止	発電機並列後、出力を上昇し、電気出力約40%で原子炉再循環ポンプ速度を低速から高速に切り替えたところ原子炉が自動停止した。 (警報動作により発見)	(その他) ・炉心特性試験のため、従来の制御棒パターンではなく、炉心の中央部の制御棒を半挿入状態として原子炉再循環ポンプ速度切替を行ったため	・従来どおりの制御棒パターンにて行うこととした。	—————	炉規法 通産省通達
S59.12.16 (運転中)	「重水温度高高」による原子炉自動停止	定格出力運転中、原子炉補機冷却系の重水温度調節弁の一時的な動作不調により冷却水が減少したため、重水温度が上昇して「重水温度高高」のスクラム設定値に達し、原子炉が自動停止した。 (警報動作により発見)	(設備不備)(製作不完全) ・重水冷却器出口温度調節弁(CV37-12)の空気操作部等の駆動部への一時的な異物のかみ込み等が発生したため	・重水温度調節弁を分解点検・整備 ・当該弁の点検頻度の見直し	原子炉補助系統設備	炉規法 通産省通達
[60年度] S60.12.18 (定検後の出力上昇中)	定期検査中における原子炉自動停止	第5回定期検査において、熱膨張試験及びタービン・発電機の起動試験を行うため、原子炉を起動し、原子炉出力約8%において原子炉運転モードスイッチを「起動」から「運転」に切り換えたところ、原子炉が自動停止した。 (警報動作により発見)	(保守不備)(保守不完全) ・運転モードスイッチが「運転」において、原子炉自動停止の条件の一つである「主蒸気止め弁閉」の信号を、原子炉の低出力時に解除する「タービン第1段落蒸気室圧力低」の検出用リレーに接触不良が生じ、「主蒸気止め弁閉」の信号が解除されなかったため	・「タービン第1段落蒸気室圧力低」の検出用リレーを予備品と交換 ・念のため、原子炉運転モードスイッチを「起動」から「運転」に切り替えることにより原子炉自動停止条件を成立させ得る信号回路のリレーも交換	計測制御系統設備	炉規法 通産省通達

別表-6 「ふげん」の自動及び手動停止の原因について

発生年月日	件名	概要	原因	対策	系統設備	報告根拠
S60.12.19 (調整運転中)	落雷による原子炉自動停止	第5回定期検査の調整運転を開始し出力上昇中(原子炉出力約14%)であったが、一般計装MG電源系統が落雷による影響を受け、同電源に接続している「D-原子炉再循環ポンプ第1シール差圧低低」警報設定器の誤動作により原子炉再循環ポンプが停止したため、再循環流量が低下し、「再循環流量低低2」により原子炉が自動停止した。(警報動作により発見)	(その他) ・モニタリングポストから主建屋まで結ぶ一般計装MG電源ケーブルは架空配線されており、落雷による誘導で異常電圧が印加され、「D-原子炉再循環ポンプ第1シール差圧低低」警報設定器が誤動作したため	・損傷した計装部品については、全て予備品と交換 ・電源ヒューズが溶断していた機器については、ヒューズの交換を実施	計測制御系統設備	科技厅通達 通産省通達
S61.1.13 (運転中)	原子炉冷却材浄化系配管からの冷却材漏洩	定格出力運転中、発電所員の巡視点検において、タービン建屋地下1階の主蒸気管室にある原子炉冷却材浄化系配管下部の床面に、水漏れ(0.2m程度)を発見した。点検の結果、配管溶接部近傍から微量の蒸気が漏洩していることを確認したため、同日原子炉を手動で停止した。 (巡視点検により発見)	(設備不備)(製作不完全) ・オーステナイト系ステンレス鋼の粒界型応力腐食割れ	・配管漏えい部の材料をSUS304から耐SCC性に優れたSUS316Lに取り替えた。 ・原子炉冷却材浄化系配管において、超音波探傷試験で異常エコーが検出された部分をSUS304からSUS316Lに取り替えた。 ・SCC対策の未施工箇所について、今後計画的に、SCC対策を実施するとともに供用期間中検査を強化していく。	原子炉冷却系統設備	炉規法 電事法
S61.2.13 (事故停止後の出力上昇中)	「蒸気ドラム水位低低」による原子炉自動停止	原子炉出力を上昇中、蒸気ドラム水位を手動で調整していたところ、原子炉出力約15%で蒸気ドラム水位が低下し、「(B蒸気ドラム水位低低1(NWL-230mm))」により原子炉が自動停止した (操作時に発見)	(その他) ・蒸気ドラムの水位が低下したことを給水の注入によるボイドのつぶれによる一時的な低下と判断し、低流量調節弁を十分に開操作しなかったため	・低出力領域における運転操作にあたっては、自動制御を基本とすること及びプラントプロセス量を的確に把握すること等を運転手順書に加えた。 ・運転員に対し、今回の事象の分析結果、プラント特性、低出力領域における運転操作等に関する教育を実施 ・低流量給水調節弁の開度記録を中央盤に表示し、補助的な監視を行えるように改善		炉規法 通産省通達

別表-6 「ふげん」の自動及び手動停止の原因について

発生年月日	件名	概要	原因	対策	系統設備	報告根拠
〔63年度〕 S63.6.27 (調整運転中)	補助蒸気管安全弁の損傷に伴う復水器真空度低下による原子炉自動停止	電気出力約35% (58MW) で運転中、発電機出力が52MWまで低下した。その後、復水器真空度が低下し始め、更に低下傾向を示したため、出力を手動で降下させ発電を停止した。 発電停止後も真空度の低下傾向は続き「復水器真空度低低1」により、原子炉が停止した。 (操作時に発見)	(設備不備) (製作不完全) ・発電機出力の低下は、空気抽出器駆動用補助蒸気調整弁のエアロック弁の上部ダイヤフラムの亀裂及びOリング部の変形により制御用空気漏れが生じて全開となり、ラインの蒸気圧力上昇→安全弁作動→蒸気流量減少となったため ・復水器真空度の低下は、安全弁が動作した際、当該弁のロックスクリューが長期間の運転により緩んでいたため脱落し、安全弁が吹き止まった時に脱落した穴から復水器へ空気が吸い込まれたため	・エアロック弁を新品と交換 ・エアロック弁の取替頻度を上げることとした。 ・安全弁のロックスクリューの脱落防止対策を実施 ・今後、定期的にロックスクリュー等の締付状態の確認、腐食、損傷の無いこと等を確認することとした。	タービン設備	炉規法 電事法
〔元年度〕 H元11.6 (運転中)	「主蒸気止弁閉」による原子炉自動停止	定格出力運転中、主蒸気止弁が閉となったため、「主蒸気止弁閉」の信号により原子炉が自動停止した。 (警報動作により発見)	(設備不備) (製作不完全) ・タービン制御油系の非常油圧低タイマーリレーの一時的な接触不良によりインターセプト弁が急閉し、その復帰時において非常油圧系統の瞬時的な圧力低下が生じたため、主蒸気止弁の開度が2弁とも90%以下となったため	・当該タイマーリレー及び同型式のタイマーリレー (3個) を、従来の輸入品から国産の新品と交換 ・また、他の系統についても密閉構造であって、かつシリコンゴムを使用しているタイマーリレーは使用していないことを確認	タービン設備	炉規法 通産省通達
〔2年度〕 H2.10.21 (運転中)	「蒸気ドラム水位高高」に伴う原子炉自動停止	定格出力運転中、「給水制御装置異常」の警報が発生し、給水流量調整弁がロック状態となっていること、原子炉給水ポンプミッド弁が「開」となっていること及び蒸気ドラム水位が低下傾向にあることが確認された。 このため、原子炉出力を降下し、蒸気ドラム水位を安定させるために必要な操作を行ったが、「B蒸気ドラム水位高高」の信号によりタービンが自動停止し、これに伴って原子炉が自動停止した。 (警報動作により発見)	(故意・過失) (作業者の過失) ・給水流量調節弁がロック状態となったのは、定期試験である「制御用空気設備及び雑用空気設備のドレンチェック」において、ドレンチェック対象箇所の表示方法、定期試験手順書等に不十分な点があったため、通常はドレンチェックを行わない制御用空気ヘッダの閉止用キャップを取り外したことにより制御用空気圧が低下したため ・原子炉自動停止は、制御用空気圧力の回復に伴う給水流量調節弁の状態復帰によって給水流量が変化し、これに伴って蒸気ドラムの水位変動が生じたことによる	・ドレンチェック対象ヘッダに表示板を取り付け、対象箇所を明示した。 ・制御用空気ヘッダ閉止用キャップの取り外し防止措置として制御用空気ヘッダの閉止用キャップに金属製カバーを取り付け・当該定期試験手順書の見直し ・運転員教育についてヒューマンエラー等に関する内容の充実化とOJTによる教育の強化等を図った。 ・本社及び発電所が一体となり、ヒューマンエラーの発生防止対策に取り組むための組織を設置し、発電所の信頼性向上並びに安全の確保に努めるよう安全管理体制の充実を図った。	計測制御系統設備	炉規法 通産省通達

別表-6 「ふげん」の自動及び手動停止の原因について

発生年月日	件名	概要	原因	対策	系統設備	報告根拠
[4年度] H4.10.18 (運転中)	高圧タービン出口配管からの蒸気漏えいによる原子炉手動停止	定格出力運転中、運転員の定期パトロールにおいてタービン建屋地下1階の天井付近にある高圧タービン出口配管の圧力検出用配管取出部近傍から僅かな蒸気漏えいを発見した。 原因を調査するため、原子炉を手動で停止することとし、同日12時より出力降下を開始し、同日14時10分に発電機を解列した。 現場調査の結果、漏えい箇所は高圧タービン出口配管の非破壊検査用閉止栓(γプラグ)部であることを確認した。 (巡視時に発見)	(設備不備)(製作不完全) ・蒸気流のある環境下でγプラグの材質、蒸気の湿度等が起因となって生じたエロージョン・コロージョンによるもの	・当該プラグ及び当該プラグと同一の使用条件下にあるプラグについて、材質及び形状を変更したものに取り替え ・今後は、配管の肉厚測定において、測定箇所にあるγプラグについても減肉の有無を確認することとした。 ・配管材料と比較して耐食性が劣る材料を使用しているγプラグについては、第11回定期検査以降順次取り替えていくこととした。	タービン設備	炉規法 通産省通達
[5年度] H5.11.25 (運転中)	蒸気ドラム圧力高高による原子炉自動停止	定格出力運転中、11月25日11時05分「蒸気ドラム圧力高高」の信号により原子炉が自動停止した。 (警報動作により発見)	(設備不備)(製作不完全) ・EHC制御回路にある最大流量制限回路の増幅器のリード線圧着接続部が、製作時の締めつけ不良およびそれに起因した酸化皮膜の増加・拡大により接触不良となったため	・接触不良が認められたソケットについて予備品と交換 ・念のため最大流量制限回路増幅器用のプリント基板についても予備品と交換 ・当該ソケットと同一形式のソケットのリード線接続部について、ハンダ付けを実施	タービン設備	炉規法 通産省通達
[6年度] H6.12.24 (運転中)	蒸気ドラム圧力高高による原子炉自動停止	定格出力運転中、12月24日1時07分「蒸気ドラム圧力高高」の信号により原子炉が自動停止した。 パラメータを調査した結果、蒸気加減弁及びインターセプト弁が閉方向に動作し、ほぼ同時にタービンバイパス弁が開となったが弁の容量が25%であるため、蒸気ドラム圧力が上昇し「蒸気ドラム圧力高高」の信号が発生したことによるものと判明した。 (警報動作により発見)	(設備不備)(製作不完全) ・タービン制御系のうち、速度制御回路の主速度微分信号が変化したため ・信号が変化した原因は、微分回路のコンデンサ素子に局部的に絶縁の低い箇所があったことによりこの部位の熱劣化が進展し、絶縁破壊して内部短絡に至ったもの	第12回定期検査時において、EHCの信号処理方式をアナログ式からデジタル3重化方式に変更	タービン設備	炉規法 通産省通達

別表-6 「ふげん」の自動及び手動停止の原因について

(6/8)

発生年月日	件名	概要	原因	対策	系統設備	報告根拠
[9年度] H9.4.15 (計画停止のため の出力下降 中)	湿分分離器水位高 高に伴う原子炉自動 停止	「重水精製装置Ⅱにおける重水微少漏えい」を発端とした計画停止のため出力を低下していたところ、22時31分に「湿分分離器水位高高」の信号によりタービンがトリップし原子炉が自動停止した。 タービントリップ時の警報状況調査の結果、「湿分分離器ドレンタンク水位高」が発報せずに「湿分分離器水位高高」が発報していたことが判明した。このため、当該事象が生じる可能性について調査を行った。 調査は、レベルスイッチ及びタービントリップ回路の誤動作、レベルスイッチの実動作について実施した。その結果、湿分分離器A側では水位高高検出用レベルスイッチを動作させうるがB側では動作させるに至らないことがわかった。 (警報動作により発見)	(設備不備)(製作不完全) 「湿分分離器水位高高」信号が発信した原因は、出力降下に伴うドレンフラッシュ発生により、湿分分離器A水位高高検出用レベルスイッチがタービントリップ信号を発生する制御回路のタイマー設定(10秒)を超えて継続動作したことによるものと判断される。	①タービントリップ回路のタイマー設定時間を10秒から30秒に変更 ②出力降下の際の注意事項を手順書に明記する。 ③レベルスイッチがドレンフラッシュの影響を受けにくい方策について検討し、14回定期点検時に改造する。	タービン設備	炉規法 通産省通達
[10年度] H10.6.5 (計画停止のため の出力下降 中)	重水水位低低信号に よる原子炉自動停止	計画停止のため、発電機を解列し原子炉停止操作として制御棒の挿入操作及びヘリウム補給を行っていた。 13時47分にヘリウム補給弁を閉めることができなくなったため、ヘリウム補給弁用電磁弁の電源を切り、ヘリウム補給弁を閉めようとしてヒューズを引抜いたが、「ダンプタンク水位低低」の信号により重水スローダンプが動作したため、原子炉の重水水位が低下し、「重水水位低低」の信号により原子炉が自動停止した。 (警報動作により発見)	(故意・過失)(作業者の過失) 重水ダンプタンク水位が低下した原因は、ダンプ時循環弁用のヒューズをヘリウム補給弁用と誤認識して引抜いたため、原子炉上部とダンプスペースが均圧されたことによるものと推定される。 ヘリウム補給弁操作スイッチ不調の原因は、操作スイッチの経年的な摩耗により、スターホイールとローラ保持金具が接触して動作トルクが増大したためと考えられる。	①不調となった操作スイッチ及び同一仕様のスイッチ(25個)を最新のスイッチと交換した。 ②ヘリウム補給弁用のヒューズが設置されている制御盤について、銘板とスイッチまたはヒューズとの位置関係が識別しやすくなるようカラーテープ等でグループ化した。 ③運転操作に関する基本マニュアルを作成し、操作対象の誤認識を防止するため主要な運転操作を行う場合の確認方法の改善を図った。 ④運転操作に関する基本マニュアルの教育を行い、内容を周知させた。 ⑤ヒューマンエラー再発防止に取り組む組織を所内に設置し、ヒューマンエラー防止への取り組みの充実を図った。	原子炉補助 系設備	炉規法 通産省通達

別表-6「ふげん」の自動及び手動停止の原因について

発生年月日	件名	概要	原因	対策	系統設備	報告根拠
[11年度] H11. 9. 18 (運転中)	取水口水位低下に伴う原子炉手動停止	全出力運転中、取水口の水位が低下し、原子炉補機冷却海水ポンプの出口流量が一時的に低下したため、原子炉補機冷却水温度が上昇し、これに伴い、減速材である重水の温度が上昇した。 重水温度が上昇し、「重水温度高」警報が発信し、更に上昇傾向を示したことから、原子炉を手動停止させた。 (警報動作により発見)	(その他) 取水口の水位低下は、一度に大量のクラゲが流入したため、一旦海水除塵装置が自動起動したものの、過負荷により停止してしまったため、クラゲが排出できなくなり、取水口水位が低下した。 取水口水位が低下したため、原子炉補機冷却海水ポンプの出口流量が一時的に低下し、原子炉補機冷却水温度が上昇して、減速材である重水の温度が上昇した。	①海水除塵装置を水位差が小さい段階から運転する。 ②夏季は除塵装置の自動運転の間隔を短くし、装置に付着したクラゲをできるだけ早く除去する。 ③海水除塵装置の塵芥処理ピットに照明を設置し、夜間の監視を強化して、異常時の対応に万全を図る。		炉規法 通産省通達
H11.10.27 (運転中)	シールプラグ機能低下原因調査のための原子炉手動停止	全出力運転中に、シールプラグからの原子炉冷却材の漏れい量が増加し、漏れいしているシールプラグを特定後、原因調査のために原子炉を手動停止した。 (警報動作により発見)	(その他) ①前回定期検査時にシールプラグを圧力管に装着した際に、クラッドが圧力管シール面とシールプラグのシールエレメントの間に挟み込まれてシール面に傷をつけた。 ②運転中に傷を埋めていたクラッドが脱落し、漏れい量が増大した。	①圧力管シール面を磨いて傷を除去した。 ②「リーク検出器漏れい量大」警報発信時の手順を明確にするとともに、「漏れい量注意」の警報を追加設置した。	原子炉本体 (シールプラグ)	炉規法 通産省通達
[12年度] H12. 4. 3 (定検後の出力上昇中)	制御棒位置指示計不良に伴う原子炉手動停止	4月2日、原子炉臨界操作中、引き抜きが完了している制御棒1本の位置指示が約65%に低下しているのが確認された。調査の結果、当該制御棒は100%引き抜き位置にあることが確認されたため臨界操作を再開した。 翌4月3日、当該制御棒の位置を表示する電気信号回路の調査を行ったところ、位置検出用差動トランスに不具合があることが推定されたことから、調査のため原子炉を手動停止した。 (操作時に発見)	(その他) 差動トランス内部のIC回路に潜在的な指示変動要因があり、使用中に不具合となって顕在化したことが推定される。	①当該制御棒駆動装置差動トランスについては、新しいタイプのIC回路を用いた差動トランスに取り替えた。 ②次回の第16回定期検査時に、新しいタイプのIC回路を用いていない差動トランス44体を新しいタイプのものと取り替えることとした。 ③第16回定期検査までの運転中の監視強化として、計算機による制御棒位置指示不良の自動検知機能の追加、新たな記録計の設置を行い、制御棒位置の連続記録を行うこととした。	計測制御系統 設備	炉規法 通産省通達

別表-6 「ふげん」の自動及び手動停止の原因について

発生年月日	件名	概要	原因	対策	系統設備	報告根拠
〔13年度〕 H13. 5. 23 (運転中)	ヘリウム循環系配管点検のための原子炉手動停止	<p>主排気筒トリチウム濃度が1月下旬以降、通常より高い傾向を示していることが4月にわかり調査した結果、アニュラス内のヘリウム循環系配管からの漏えいと判明し、5月24日に原子炉を停止した。当該部のヘリウム循環系戻り配管を調査したところ、溶接部近傍の8箇所で貫通割れが確認された。配管を切断し調査した結果、溶接部近傍および配管曲げ部で多数の内面割れが認められた。</p> <p>割れは内面を起点とした粒内応力腐食割れで、塩素も検出された。アニュラス部以外のヘリウム循環系配管についても超音波探傷試験を行った結果、原子炉格納容器内のヘリウム戻り4インチ配管のほとんどの溶接部近傍で内面割れが確認された。</p>	<p>設備不備(製作不完全)</p> <p>調査の結果、試運転当初、重水中の塩素濃度が現在よりも高い時期があり、オリフィス下流側のヘリウム配管のドレン弁を開としていたため、配管内にヘリウム冷却器から重水が逆流し溜まる状態が発生していた。その後、重水中の塩素濃度を低減させるため浄化系樹脂の通水方法の変更や重水の逆流を防ぐためドレン弁を閉としたが、配管内に溜まっていた重水は排出しなかった。重水が溜まった配管内をヘリウムガスが高速で流れるのに伴い、塩素濃度の高い重水の飛沫が下流側配管内に運ばれ、配管内面に付着し乾燥する現象が繰り返された。これによって塩素が濃縮し、残留応力の高い溶接部近傍等で粒内応力腐食割れが発生し、一部が貫通に至ったものと推定される。</p>	<p>割れが確認された範囲の配管を耐力力腐食割れに優れた SUS316L 製の配管に取り替えるとともに、配管ヒータと保温材を撤去し、ドレンの排水ラインを新設する。</p>	原子炉補助系設備	炉規法
〔14年度〕 H14. 4. 21 (調整運転中)	原子炉冷却材中よう素濃度の上昇に伴う原子炉手動停止	<p>調整運転中、希ガスホールドアップ装置入口ガスモニタの指示値が通常値 10cps から 45cps まで上昇したため、冷却材中のよう素濃度の測定を行った。その結果、Aループ側のよう素濃度が高かったため、燃料被覆管に微小なピンホール等が生じそこから漏えいしていると考えられた。よう素濃度は、保安規定上の制限値に比べて十分低く安全上問題となるレベルではないこと、モニタの指示値も安定していることから監視を強化して運転を継続した。</p> <p>4月21日10時55分頃、それまで安定していた帯蒸気排気配管モニタ等の指示値が上昇しはじめ、12時頃から主排気筒ガスモニタの指示値も上昇し始めたため、12時31分に原子炉を手動停止した。</p> <p>(巡視時に発見)</p>	<p>(その他)</p> <p>破損燃料検出装置により、燃料チャンネルの個別 SHIPPING を行った結果、Aループに2体装荷されている特殊燃料集合体のうちの1体からの漏えいであることが判明した。</p> <p>原因調査のため、当該燃料体を取り出した後、詳細な外観検査、運転履歴調査等を実施したが、いずれにおいても異常は認められなかったことから、設計・製造や取り扱い及び運転管理の不備に起因するようなものではなく、偶発的に発生したピンホール等からの漏えいと推定される。</p>	<p>漏えいが確認された燃料集合体を炉心より取り出し、健全性を確認した燃料集合体に取り替えるとともに、漏えいが確認された燃料については、再使用しないこととした。</p>	原子炉本体(燃料集合体)	炉規法 電事法

用語説明 (五十音順)

	用語	説明
あ行	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、作業環境の線量率を低く維持(被ばく低減)する技術。
	圧力管集合体	圧力管集合体は内部に燃料および原子炉冷却水を内蔵する内径約118mm、長さ約9.5mの管状の容器で軽水炉における原子炉圧力容器に相当する機器である。圧力管集合体は炉心部のZr-2.5wt%Nb合金の圧力管本体とステンレス鋼製の上部および下部延長部が機械的接合法であるロール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	原子番号95の核種。 ^{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。
	インド核実験	インドの核実験は1974年5月18日に行われた。その後平和利用と軍事利用の結びつきの問題(核不拡散)を認識するため、INFCE設立(1977年)のきっかけとなった。
	INFCE (国際核燃料サイクル評価会議)	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。
	UKAEA	英国原子力公社(The United Kingdom Atomic Energy Authority)の略称。
	ウラン濃縮	天然ウラン中にウラン235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ウラン235の割合を3~5%にまで高める必要がある。このウラン235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。
	A安	大洗工学センターのATR安全性試験施設の略。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。
	AECL	カナダ原子力公社(Atomic Energy of Canada Limited)の略称。
	A-BWR	改良型沸騰水型原子炉(Advanced Boiling Water Reactor)の略。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。
	SGHWR (Steam Generating Heavy Water Reactor)	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。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(応力腐食割れ)	SCCは応力腐食割れ(Stress Corrosion Cracking)とよばれるもので、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。

	用語	説明
	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。新型転換炉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。
	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。
	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ウラン238を、内側にはウラン235を集める方法をいう。
か行	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、使用済燃料中のウラン235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
	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)のような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。特に圧力管型重水原子炉においては、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。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。
	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。
	局所ピーキング係数(LPF:Local Peaking Factor)	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。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。

	用語	説明
	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。
	限界熱流束 (CHF : Critical Heat Flux)	沸騰状態の伝熱面での熱流束(単位時間あ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(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。この長期計画は原子力委員会が概ね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	ウラン-235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。
さ行	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ためのポンプをいう。「ふげん」の場合、各グループにそれぞれ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、昭和53年3月20日にMOX燃料22体の装荷で臨界を達成した。
	相模中央化学研究所	日本の化学工業の大半が外国からの基礎技術の導入の上に築かれてきた実情を慮り、将来の国際競争力を培うには、先ず「化学」と「工業」を結びうる基礎研究の場として昭和38年に設立された。
	CTL	大洗工学センターの部品機器開発室のComponent Test Loopの略。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。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。

	用語	説明
	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）を押し抜けて圧力管と密着するセルフシール構造を採用している。
	重水	重水は、水（H ₂ O）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。
	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。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
	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 (PIE: Post Irradiation Examination)	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。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合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	燃料被覆材と燃料と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。
	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。耐腐食性に優れている。

	用語	説明
	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。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。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。
た行	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。
	長寿命型中性子検出器	核分裂電離箱内面に塗布される ²³⁵ Uに ²³⁴ Uを添加した中性子検出器。 ²³⁴ Uが中性子を吸収し ²³⁵ Uを生成することにより、 ²³⁵ Uの消滅を補償し検出器の寿命を伸長する。
	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。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。
	停止余裕	原子炉停止時の未臨界度。「ふげん」では最大の反応度値をもつ制御棒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。
	動燃(事業団)	核燃料サイクル開発機構の前身。動力炉・核燃料開発事業団の略称。
	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。

	用語	説明
な行	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 (MCHFRR) 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。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
	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ヶ月としており、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。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。
は行	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。
	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。
	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。
	PCI(ペレットと被覆管の相互作用)	Pellet Clad Interactionの略。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。
	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。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システム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。

	用語	説明
	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	MOX燃料においてプルトニウムが母材と比べて高い濃度で存在するスポット状の部分。
	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。
	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。
	フレットィング腐食	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。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
ま行	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。
	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。
や行	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。
ら行	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U-235の濃度が天然ウランの濃度よりも低下したウラン。

	用 語	説 明
	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。

参 考 資 料 5

新型転換炉原型炉「ふげん」の開発
(OHP資料)



新型転換炉原型炉「ふげん」の開発

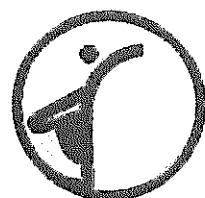
- 事後評価 -

平成15年6月
核燃料サイクル開発機構



新型転換炉原型炉「ふげん」の開発（事後評価）

1. 研究開発の目的と意義
 2. 研究開発目標の設定
 3. 研究開発計画
 4. 研究開発体制
 5. 研究開発成果
 6. 研究開発費用と要員
 7. 成果の普及
- まとめ



「ふげん」の歴史(1/3)

昭和42年10月 動燃設立

昭和45年12月 「ふげん」着工（福井県敦賀市）

昭和53年 3月 初臨界

昭和54年 3月 本格運転開始

昭和57年 8月 原子力委員会 ATR実証炉建設を決定

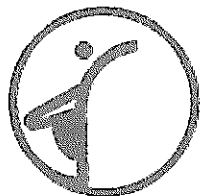
昭和58年12月 新型転換炉技術 電源開発(株)に移転

平成 7年 8月 原子力委員会ATR実証炉建設計画中止

理由：経済性、MOX利用代替の見通し

○ATRの実用化を念頭においた開発は行わないことを決定

○「ふげん」のそれまでの成果（自主技術開発、プルトニウム利用）を評価した上で、その後の「ふげん」の活用方策を決定



「ふげん」の歴史(2/3)

実証炉中止決定に至る原子力委員会の検討での 「ふげん」の成果に関わる評価

(「新型転換炉実証炉建設計画の見直しについて」平成7年8月原子力委員会決定)

「ふげん」は長期にわたり安定的かつ良好な運転を行い、優れたMOX燃料装荷実績を有するとともに再処理によって得られた核燃料を再利用し我が国において初めて核燃料サイクルの輪を完結させるなど、我が国の核燃料サイクル政策を一部先行的に具現化、実証し国内外の理解を深めるのに大きく貢献した。

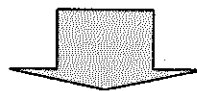
また、これまでの新型転換炉の開発を通じて国内原子力産業に蓄積、育成された技術は、軽水炉の安全性、信頼性向上、高速増殖炉の開発等に役立ってきたが、今後も高速増殖炉、軽水炉においてMOX燃料利用を推進していくうえで貢献が期待される。



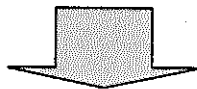
「ふげん」の歴史(3/3)

平成 7年12月 「もんじゅ」事故

平成 9年 3月 再処理施設アスファルト固化施設事故



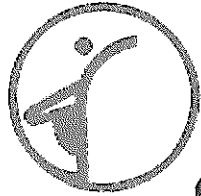
動燃改革検討委員会



核燃料サイクル開発機構へ改組

動力炉・核燃料開発事業団の改革の方針について(案)
(平成10年2月 原子力委員会決定)

「ふげん」は平成15年に運転を終了、残る運転期間中にプルトニウム利用技術、運転管理技術の集大成を行うとともに、海外技術者のための運転管理技術取得の場として活用。廃止措置研究も行なう。



評価の対象

平成7年の原子力委員会での評価を踏まえ、その後のミッションに対して評価を受ける。

- プルトニウム利用技術、運転管理技術成果の集大成
⇒「ふげん」の25年間の開発運転を通じて実施してきた技術開発の全容
 - ①技術的諸性能の確認
 - ②プルトニウム利用の実証
 - ③運転管理技術の高度化
- 海外技術者の運転管理技術取得の場として国際協力に活用
- 廃止措置研究（H14年度中間評価済）



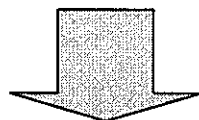
1. 「ふげん」開発の目的と意義(1/2)

原子炉を国産技術で自主開発する機運

(背景) 高度経済成長、高いエネルギー需要の伸び率

原子力への期待、エネルギー安全保障・自立

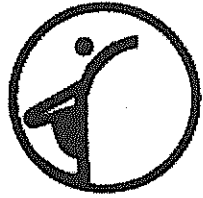
(世界に追いつけ、追い越せ)



昭和41 (1966) 年 5月 原子力委員会決定

「動力炉開発の基本方針について」

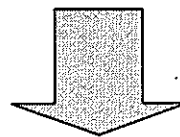
我が国のエネルギーセキュリティ、自立に資するため、国内で核燃料サイクルを確立するという基本方針の下可能な限り自主技術で新型転換炉と高速増殖炉の開発を並行して進める。



1. 「ふげん」開発の目的と意義(2/2)

新型転換炉の開発

早期実用化が可能で、かつ天然ウランの利用ができる観点から、重水減速軽水冷却型を対象とし、その原型炉の開発は国のプロジェクトとして動燃（現サイクル機構）を設立して、開発は動燃が進める



「ふげん」プロジェクトの誕生



2. 研究開発目標の設定(1/5)

開発目標＝国が掲げる開発目標

(1)昭和42年原子力開発利用長期計画（原子力長計）

初装荷燃料に微濃縮ウラン又は天然ウランにプルトニウムを添加したものを利用し、その後は天然ウランの供給のみにより運転を維持できる方式（自身の運転によって生成するプルトニウムと天然ウランを混ぜた燃料で運転を維持する方法
⇒プルトニウムセルフサステインを目標）

(2)昭和47年原子力長計

新型動力炉の自主開発は産業構造の高度化と科学技術水準の向上に大きな効果が期待され、我が国の原子力開発利用に関する自主性の確保の支柱となる。



2. 研究開発目標の設定(2/5)

(3) 昭和53年原子力長計

原型炉の運転を進め技術的諸性能を確認、プルトニウム利用のための実証を行う。

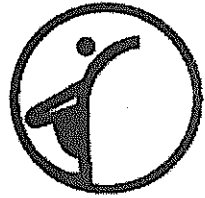
新型転換炉は、軽水炉燃料の再処理で回収されるプルトニウム、減損ウラン等を有効に利用できる炉であり…。

(プルトニウムを天然ウラン等に混ぜて利用することによりセルフサステインよりもプルトニウムをより多く燃焼させる
⇒プルトニウム燃焼炉)



2. 研究開発目標の設定(3/5)

- (4) 昭和57年原子力委員会決定
新型転換炉実証炉の建設推進決定
建設主体：電源開発(株)
実証炉に必要な研究開発、燃料加工は動燃
(昭和58年12月 電源開発(株)へ技術移転)
- (5) 昭和62年原子力長計
重水炉技術の高度化を図る。
「ふげん」は実証炉燃料の照射、ATRの信頼性向上等のために有効に活用することを目的に運転
- (6) 平成6年原子力長計
「ふげん」は、核燃料リサイクル上の柔軟性を活かした技術の実証やATRの技術基盤の高度化を目指し、実証炉開発にも有効に活用するために運転を継続



2. 研究開発目標の設定(4/5)

(7) 平成7年8月原子力委員会決定

実証炉建設計画の中止。ATR実用化を念頭においた開発は行わない。「ふげん」はプルトニウム利用技術開発施設、国際的共同研究施設として利用。

(8) 平成10年2月原子力委員会決定

「ふげん」は平成15年に運転を終了、残る運転期間中にプルトニウム利用技術、運転管理技術の集大成を行うとともに運転管理技術取得の場として活用。運転停止後の廃止措置を円滑に行なうため必要な研究を行なう（平成14年度課題評価で中間評価済）。

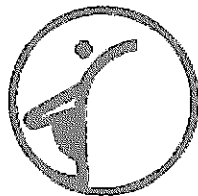
（平成10年10月核燃料サイクル開発機構へ改組）



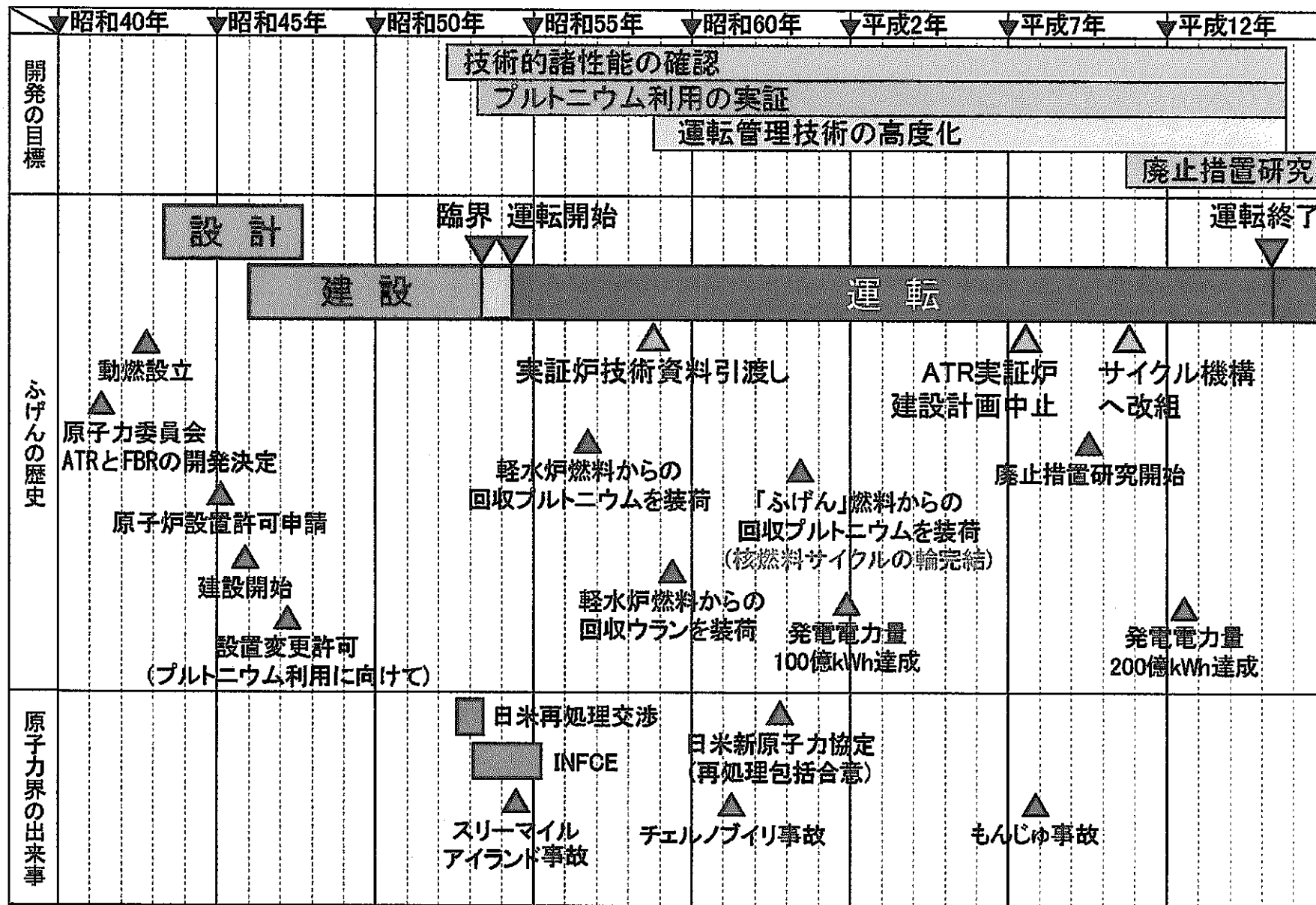
2. 研究開発目標の設定(5/5)

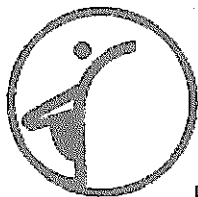
自らの手で設計、建設した新型転換炉原型炉「ふげん」を運転して

- 技術的諸性能を確認し、
- プルトニウムの利用を実証し、
- 運転管理技術の高度化によりATR技術基盤を高度化する。



「ふげん」の開発目標と歴史

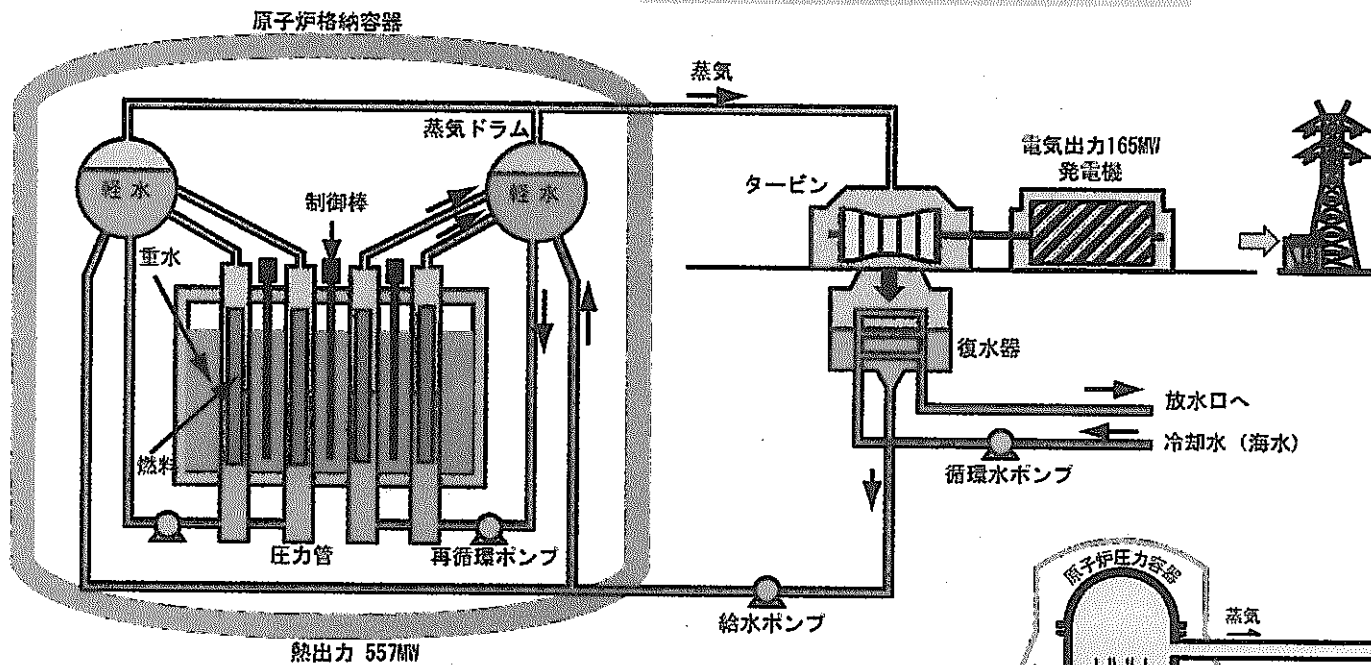




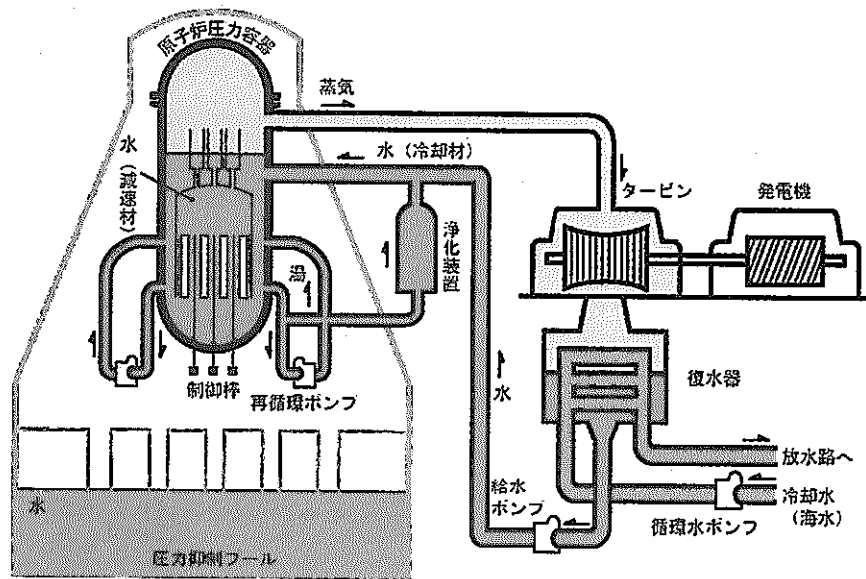
「ふげん」のしくみ

「ふげん」

	炉容器の型	減速材	冷却材
ふげん	圧力管型	重水	軽水
軽水炉	圧力容器型	軽水	軽水



軽水炉 (BWR)



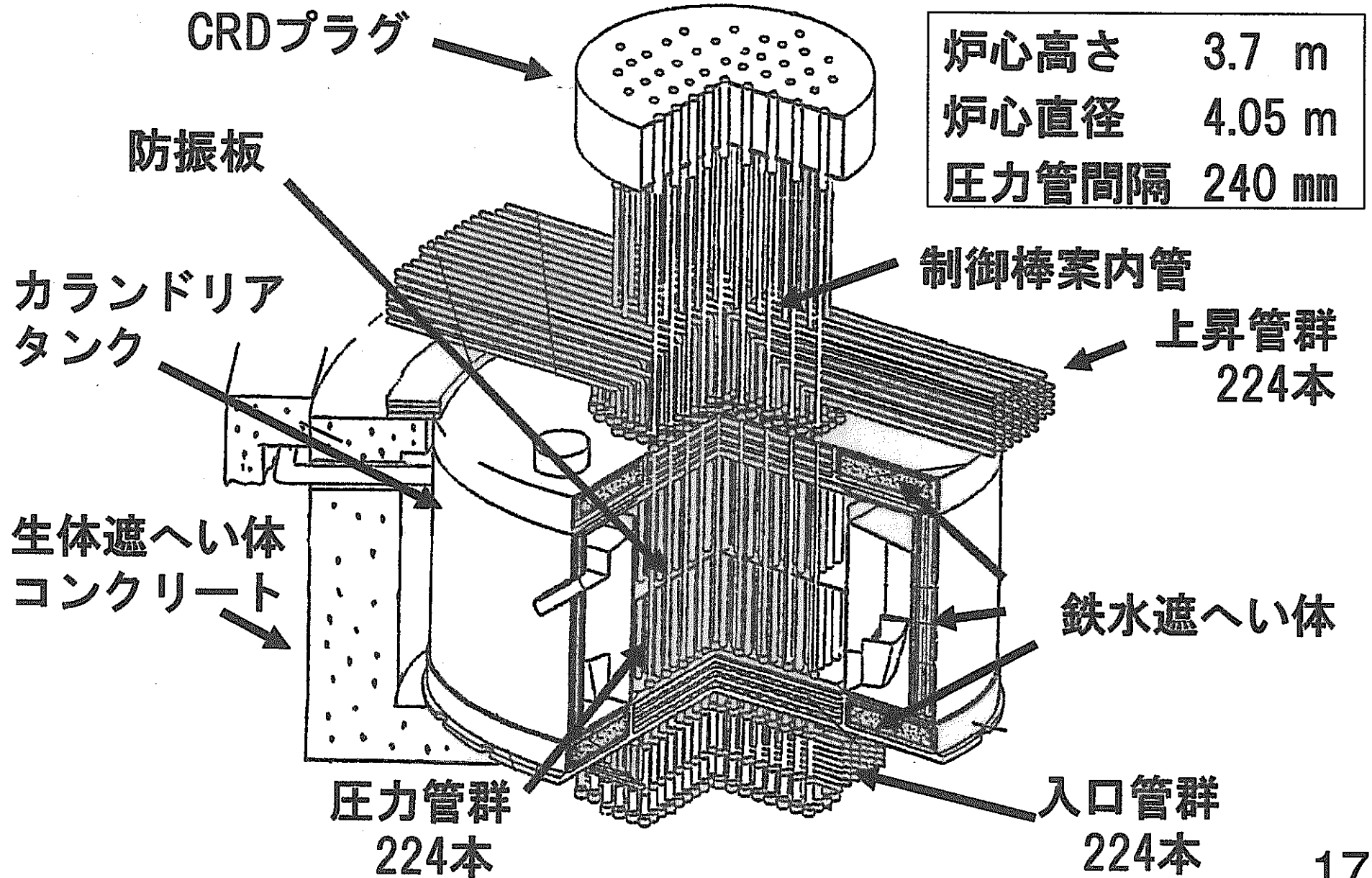


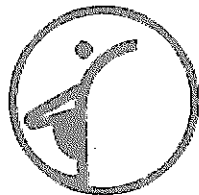
「ふげん」の主要仕様

- (1) 炉 型: 重水減速沸騰軽水冷却圧力管型
- (2) 出力
 - 熱出力 : 557 MW
 - 電気出力 : 165 MW
- (3) 冷却材: 軽水 (飽和圧)
- (4) 減速材: 重水 (重水濃度 $\geq 99.7\%$)
- (5) 炉心構造
 - 高さ : 3.7 m
 - 直径 : 4.05 m
 - 格子間隔 : 240 mm
 - 圧力管直径 : 117.8 mm
 - チャンネル数 : 224
- (6) 蒸気ドラムにおける蒸気条件
 - 温度 : 284 °C
 - 圧力 : 68 kg/cm²

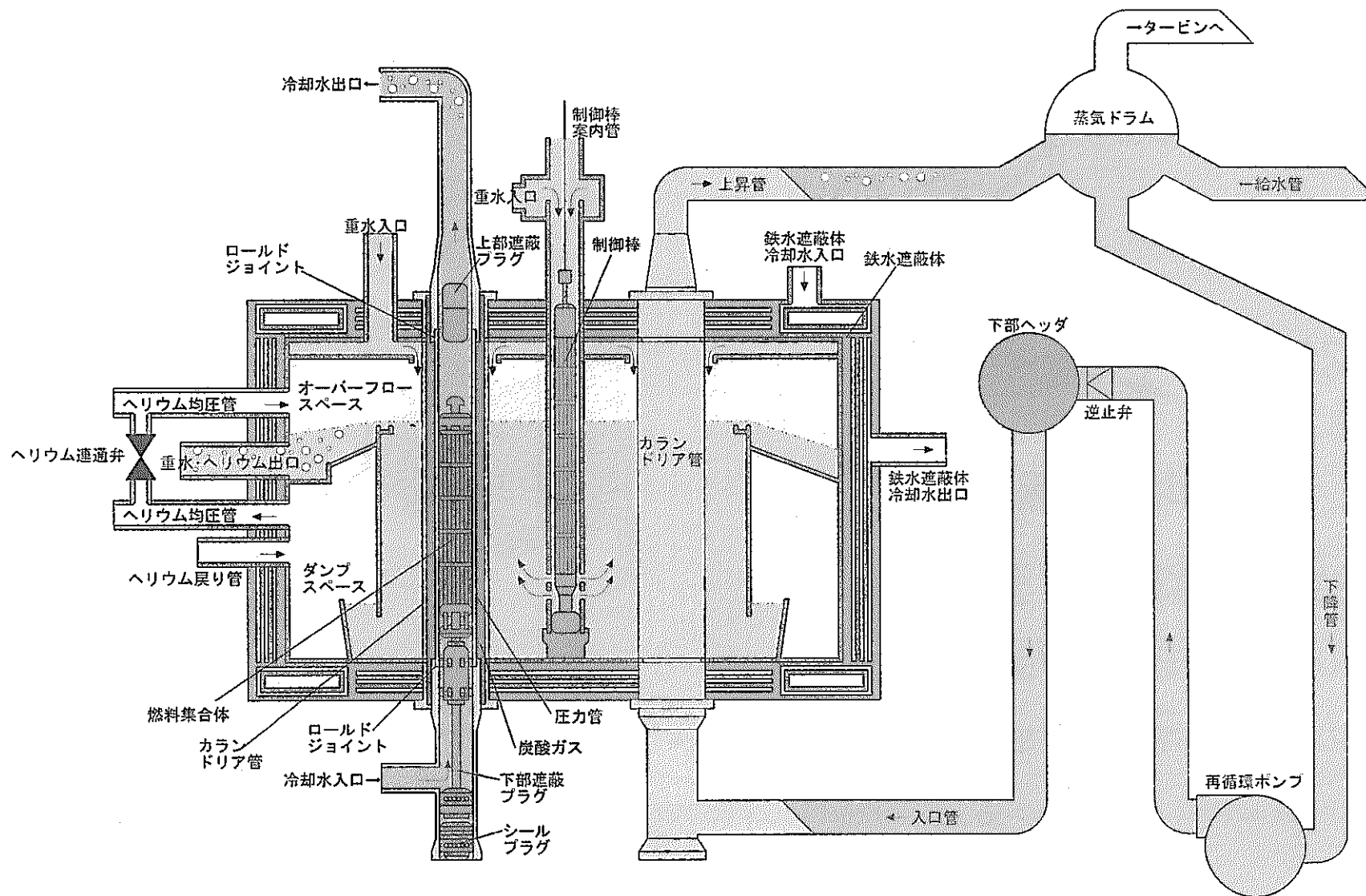


炉心部の構造



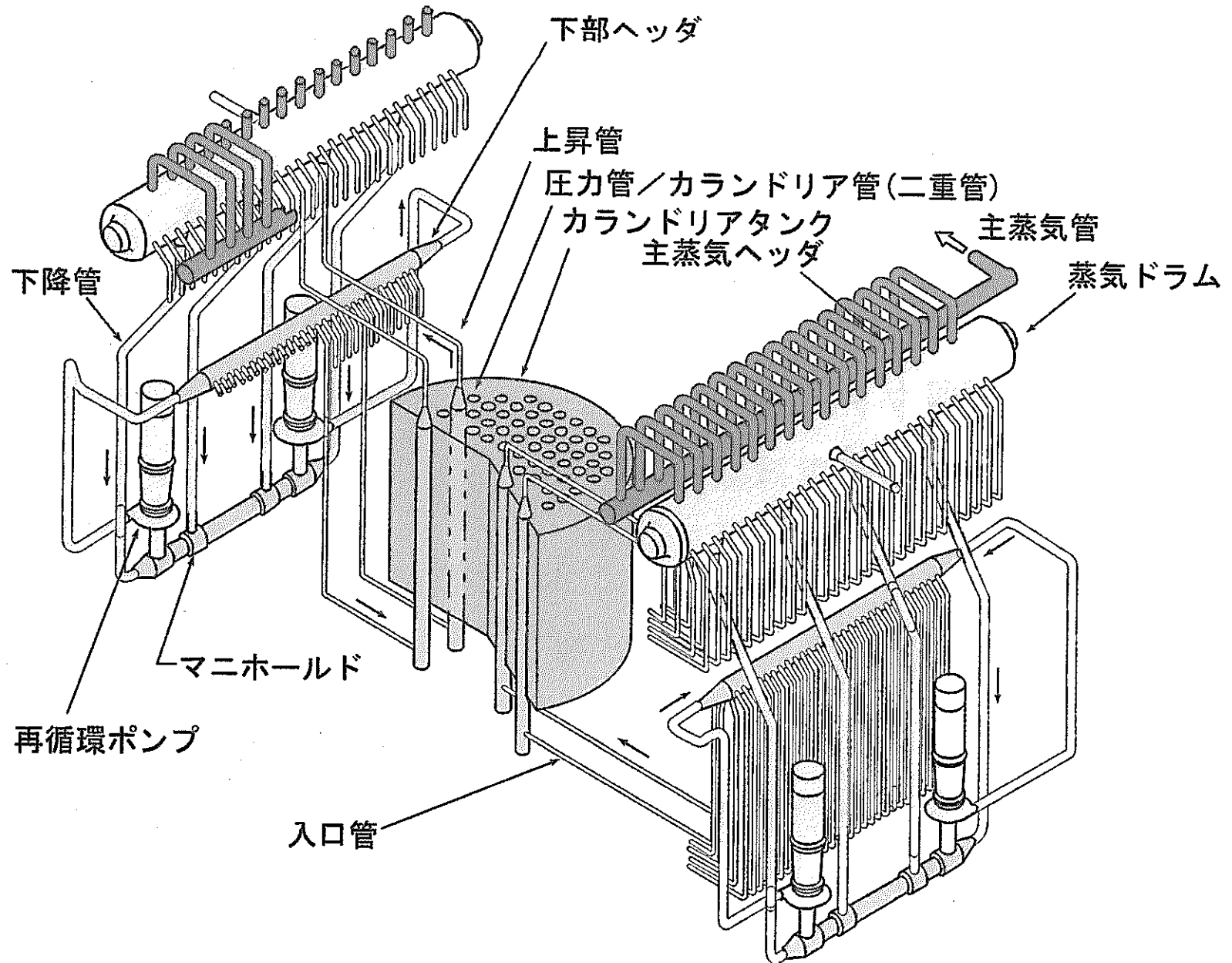


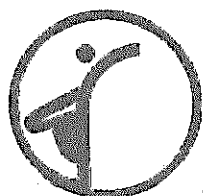
炉心断面



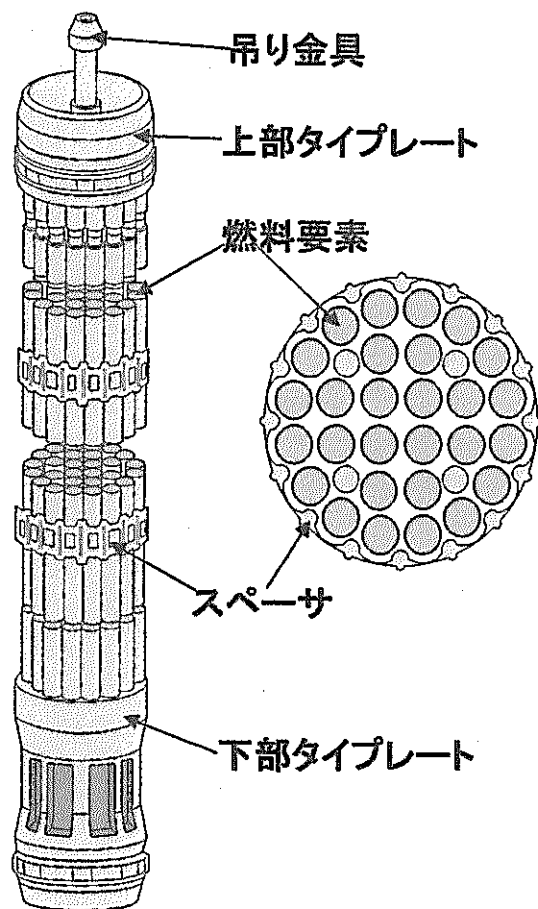


原子炉冷却系鳥瞰図





燃料の仕様と構造



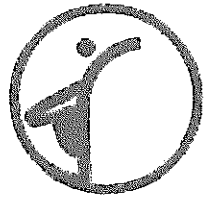
燃料

組成 (核分裂物質質量)

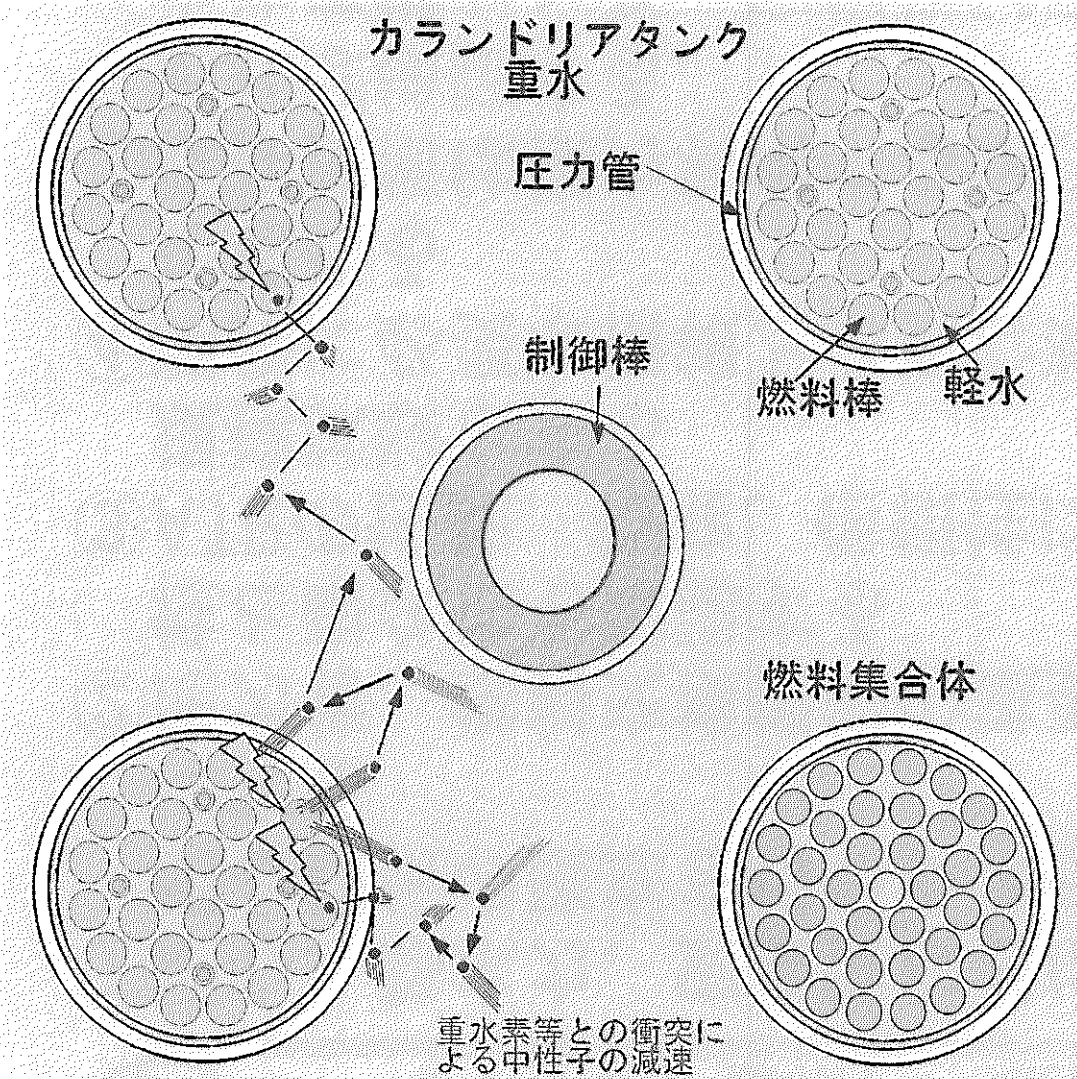
	タイプA	タイプB
UO ₂	1.5%	1.9%
MOX	1.4%	2.0%
ペレット外径	14.4 mm	
ペレット高さ	18 mm	

燃料被覆管

材料	ジルカロイ-2
外径	16.5 mm
肉厚	0.9 mm



「ふげん」(ATR)の特徴 (重水による中性子減速)



カランドリアタンク内の重水で十分に減速された熱中性子を利用する
→Pu&U同位体組成変化の影響を受け難く、高次化したPuや回収U利用等に対する柔軟性が高い

燃料集合体間の独立性が高い
→ウラン燃料とMOX燃料を混在した時の影響が小さい
(「ふげん」におけるMOX燃料装荷割合は34~72%の範囲で変動)

制御棒は重水中に配置
→MOX燃料装荷による制御棒価値への影響が少ない



「ふげん」設計・建設の開発方針

- ①炉心、熱水力、安全性などは、自らの手で現象解明と技術の確立を行いシステム設計が行えるようにする
- ②圧力管、燃料交換機等の重要機器は、性能、製作性と耐久性も確認する
- ③ATRの性能、機能、信頼性に係わる開発試験は実規模試験とする
- ④開発に必要な情報と必要な時期を明確にして開発を進める
- ⑤既存技術は極力利用するが、必ず評価し、必要があれば検証する。

⇒大洗工学センター実規模試験施設(4施設)の設置
(重水臨界実験装置(DCA)、大型熱ループ(HTL)、
コンポーネントテストループ(CTL)、ATR安全性試験施設)



3. 研究開発計画(1/3)

(1) 「ふげん」の技術的諸性能の確認

自ら設計、建設した「ふげん」の技術的諸性能が設計通りであることを、総合機能試験、起動試験で確認するとともに、運転・定期点検を行いつつ運転信頼性、運転保守性を確認する。

安全確保を第一に一定の稼働率を確保することを目指した長期的な運転保守計画を立案する。



3. 研究開発計画(2/3)

- (2) プルトニウムの利用と炉心管理技術の確立
(プルトニウム利用)
プルトニウム利用の拡大
初装荷炉心のMOX燃料体数を6体から96体へ
変更（昭和47年設置変更許可）

昭和56年以降、国産プルトニウムの利用

(炉心管理技術)

「ふげん」の炉心管理は、「ふげん」を運転することによって初めて実証される技術であることから
機構職員が一貫して取組む



3. 研究開発計画(3/3)

(3) 運転管理技術の高度化

(ATR特有技術)

圧力管検査技術

重水リサイクル技術

トリチウム取扱い技術

(軽水炉とも共通な管理技術)

水素注入技術 (応力腐食割れ予防対策)

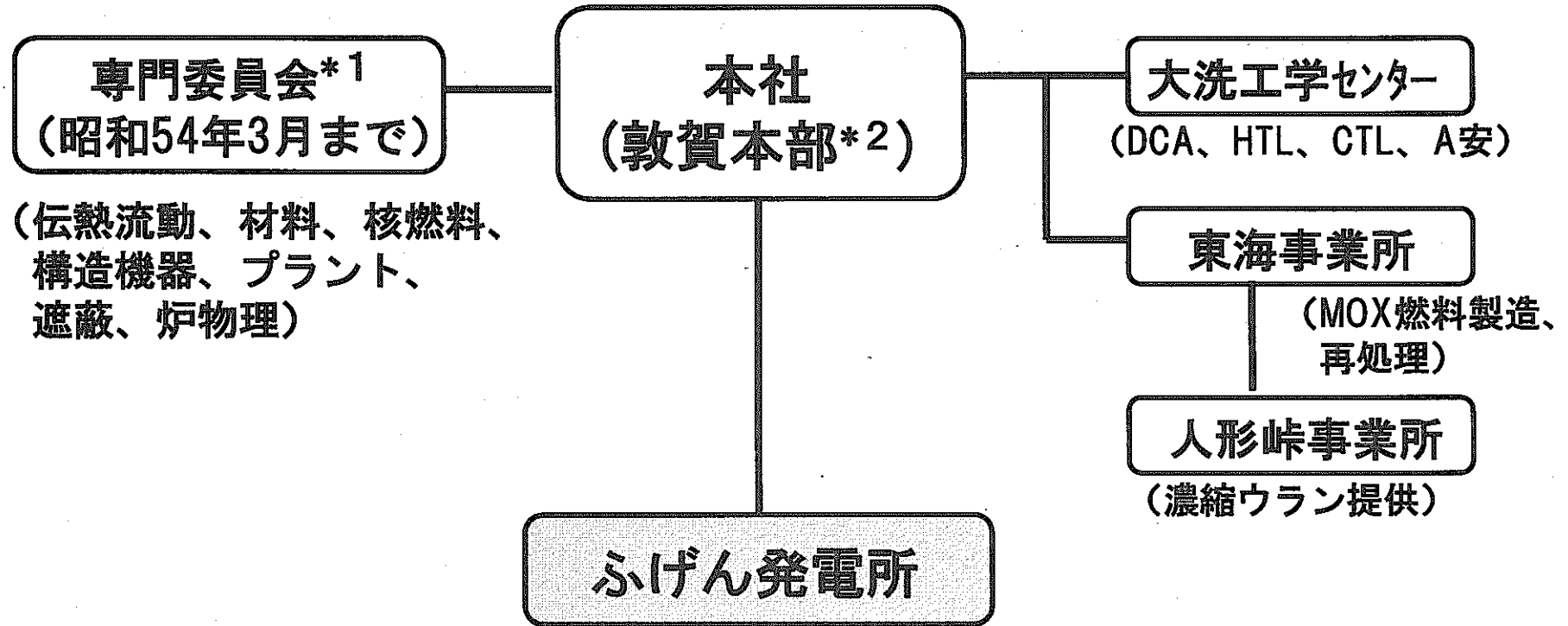
系統除染及び亜鉛注入技術 (被ばく低減)

計算機利用 (運転信頼性向上)



4. 研究開発実施体制(1/2)

(社内の体制)

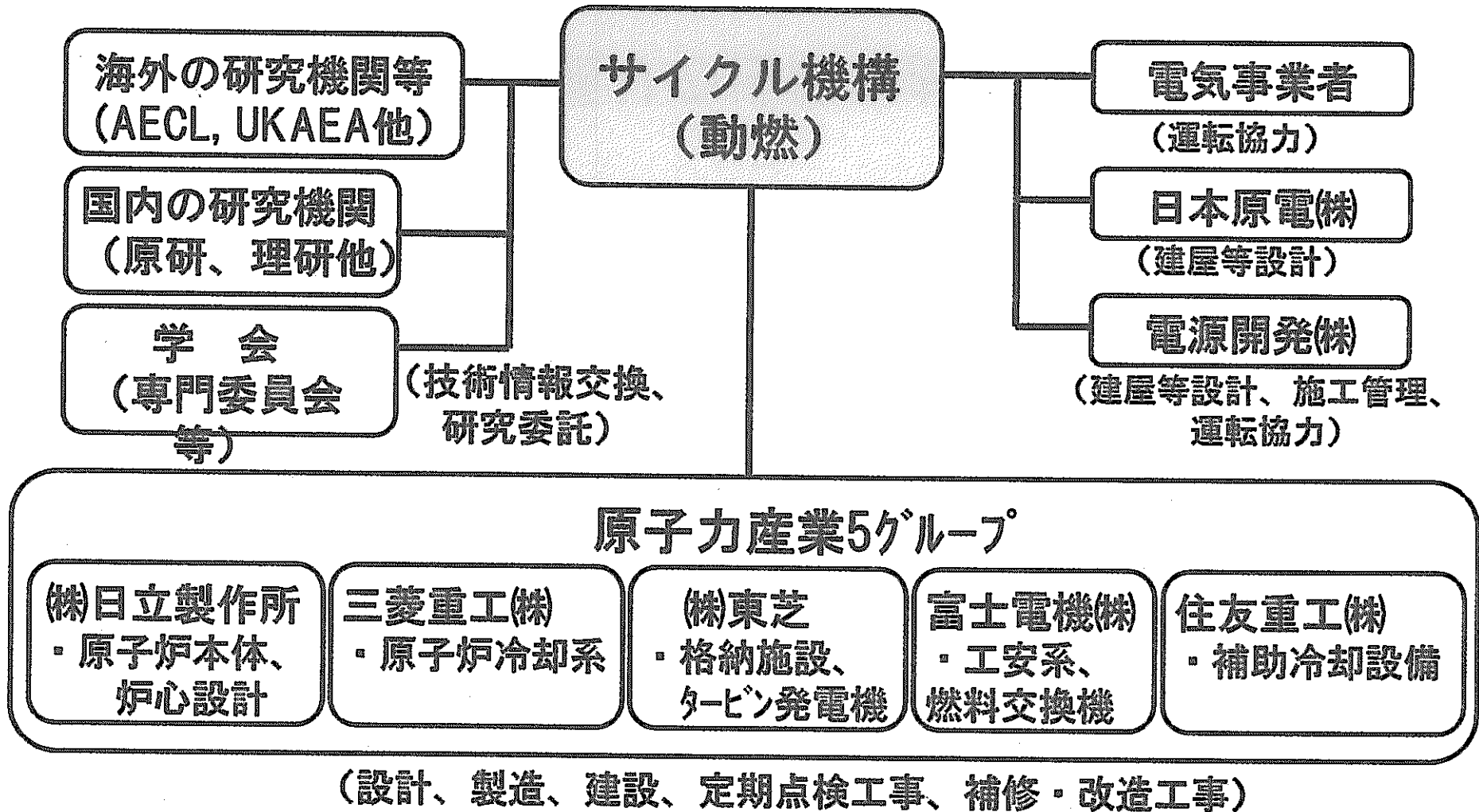


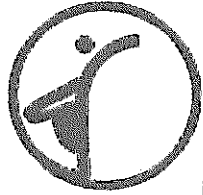
(*1:外部有識者による専門委員会を社内に設置し、専門的事項につき審議検討)

(*2:平成10年10月以降は、本社機能を敦賀本部に移行)



4. 研究開発実施体制(2/2)





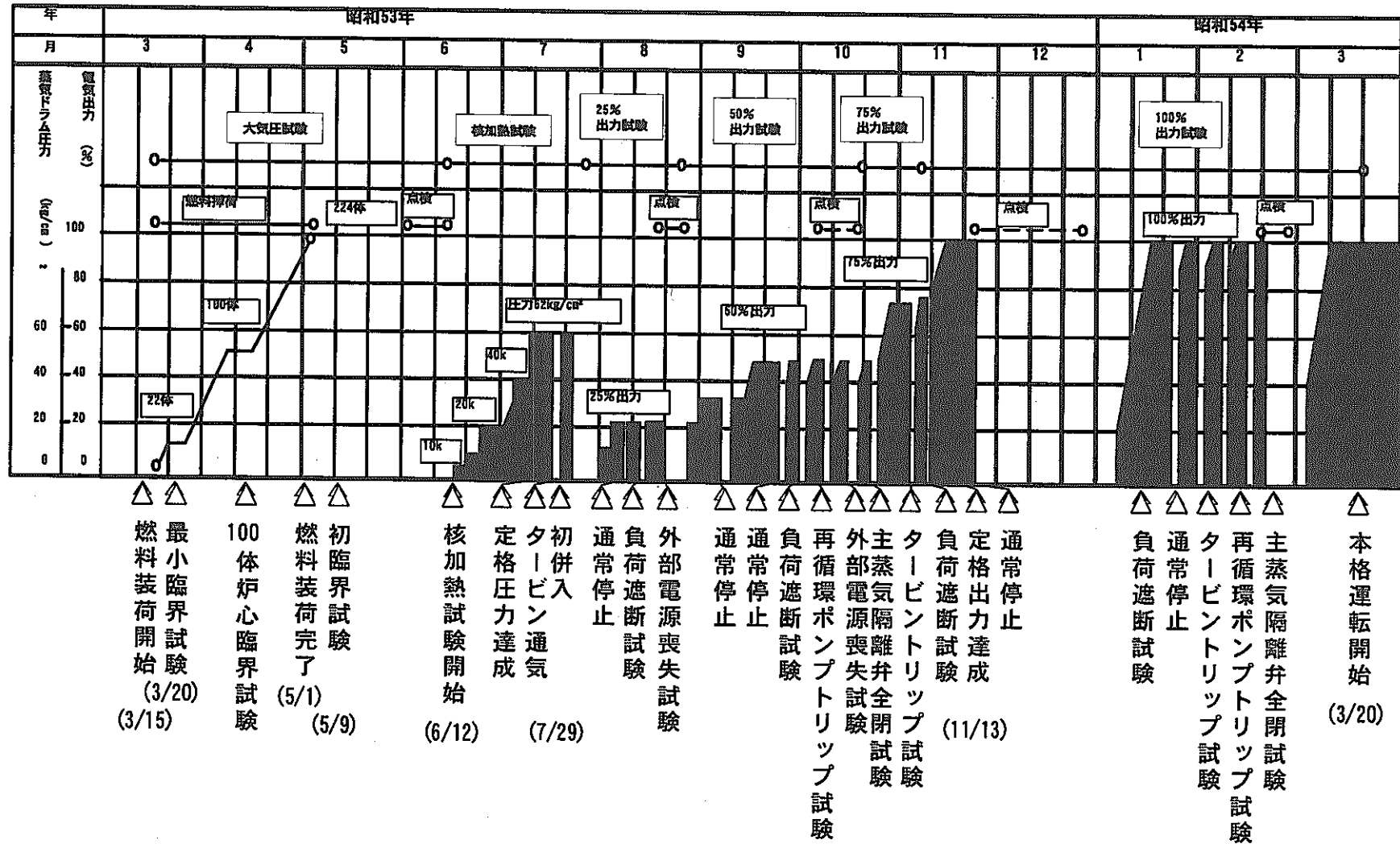
起動試験による技術的諸性能の確認(1/2)

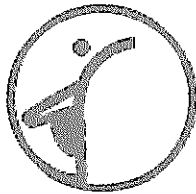
炉物理試験、
プラント機器性能試験、
プラント動特性試験、
化学データ確認試験、
放射線量率測定試験、
総合試験

⇒ 設計通りの性能であることの確認



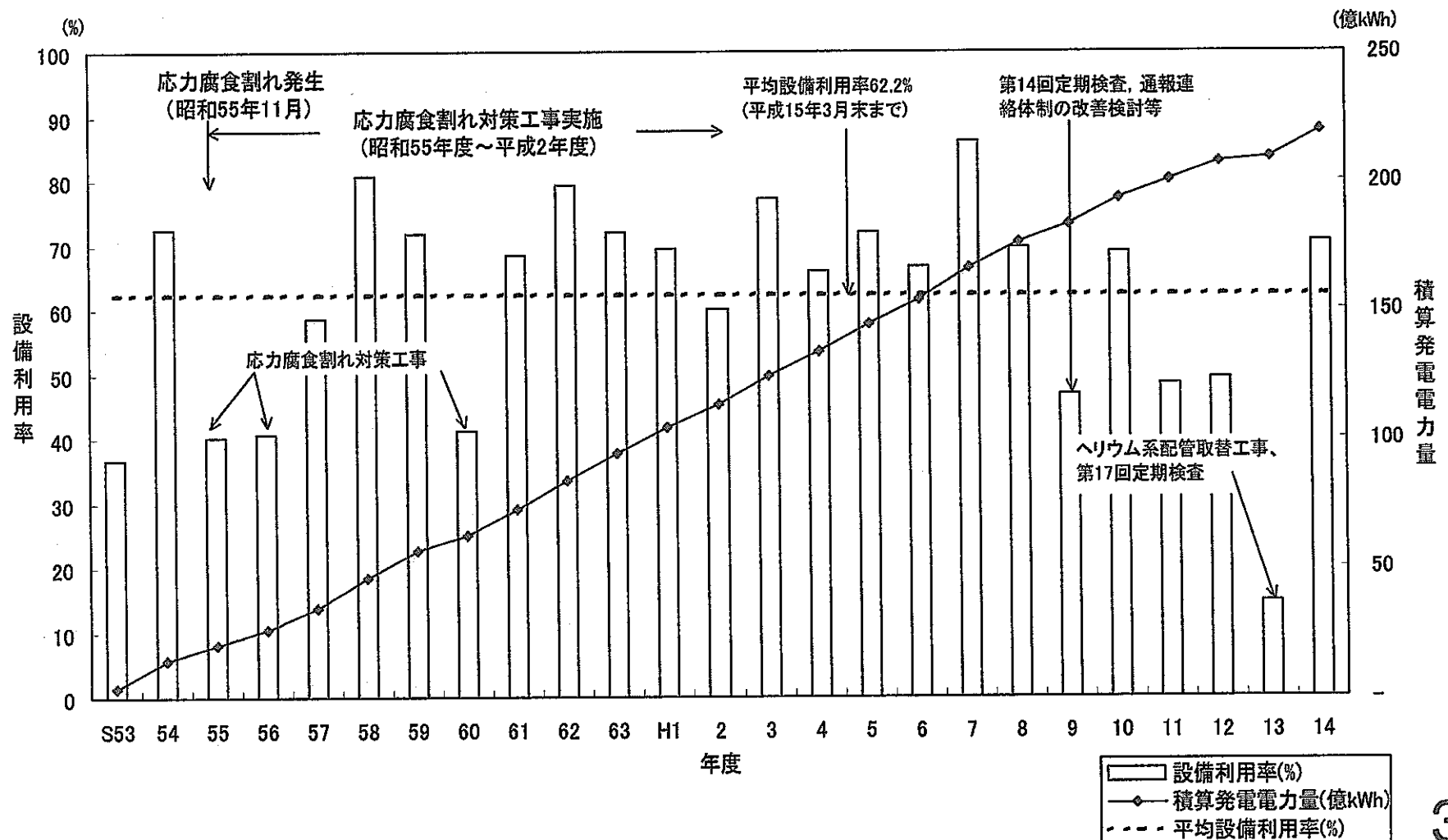
起動試験による技術的諸性能の確認(2/2)





運転実績(1/4)

平均設備利用率約62%、総発電電力量219億kWh



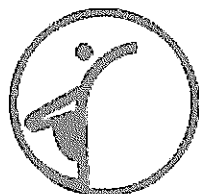


運転実績(2/4)

定期点検実績

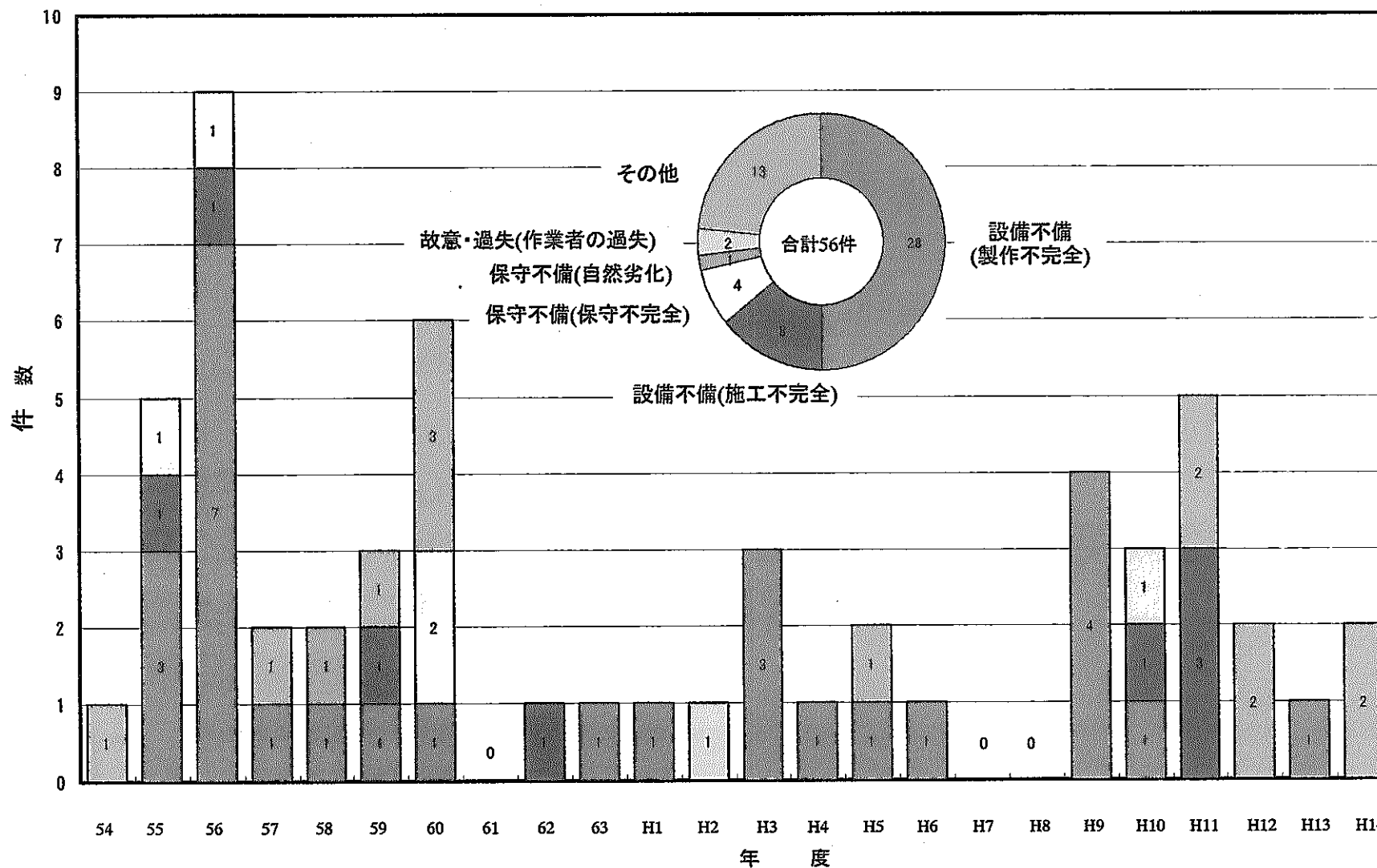
国内技術による17回の定期検査の完遂
 圧力管等ATR特有機器の長期信頼性・健全性の確認
 運転保守性の確認

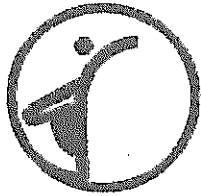
定期検査回数	解列～並列日(計画)	定期検査日数		定期検査の特徴
		計画日数	実績日数	
第1回	S55. 2. 1～S55. 4.24	84	84	初回の定期検査工事のため、可能な限り多くの設備の点検を実施
第2回	S56. 4.20～S56.9.30	164	174	余熱除去系配管等にSCCが発見され、それに対する対策工事を計画的に実施することとした
第3回	S57. 9.24～S58. 1.24	123	123	D-原子炉再循環ポンプインターナルの分解点検を行い、健全性を確認
第4回	S59. 2.15～S59. 6.28	135	135	第1回圧力管モニタリング(内径測定、内表面検査、UT等)を実施
第5回	S60. 7. 3～S60.12.16	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	S62. 1. 7～S62. 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	S63. 4.16～S63. 6.27	73	73	最短工程で定期検査を実施
第8回	H元. 7.16～H元.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	H2.12.14～H3. 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	H4. 4.26～H4. 7.21	87	87	第3回目の圧力管モニタリングを実施
第11回	H5. 8.18～H5.11.15	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	H7. 1. 6～H7. 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	H8. 4.22～H8. 7.16	86	86	タービン精密点検を実施
第14回	H9. 8. 7～H9.11.18	104	140	第5回目の圧力管モニタリングを実施
第15回	H11. 1. 8～H11. 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	H12.7.26～H12.12.26	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	H14. 1. 7～H14. 4.12	96	96	第6回目の圧力管モニタリングを実施



運転実績(3/4)

事故故障報告件数 (原因別)

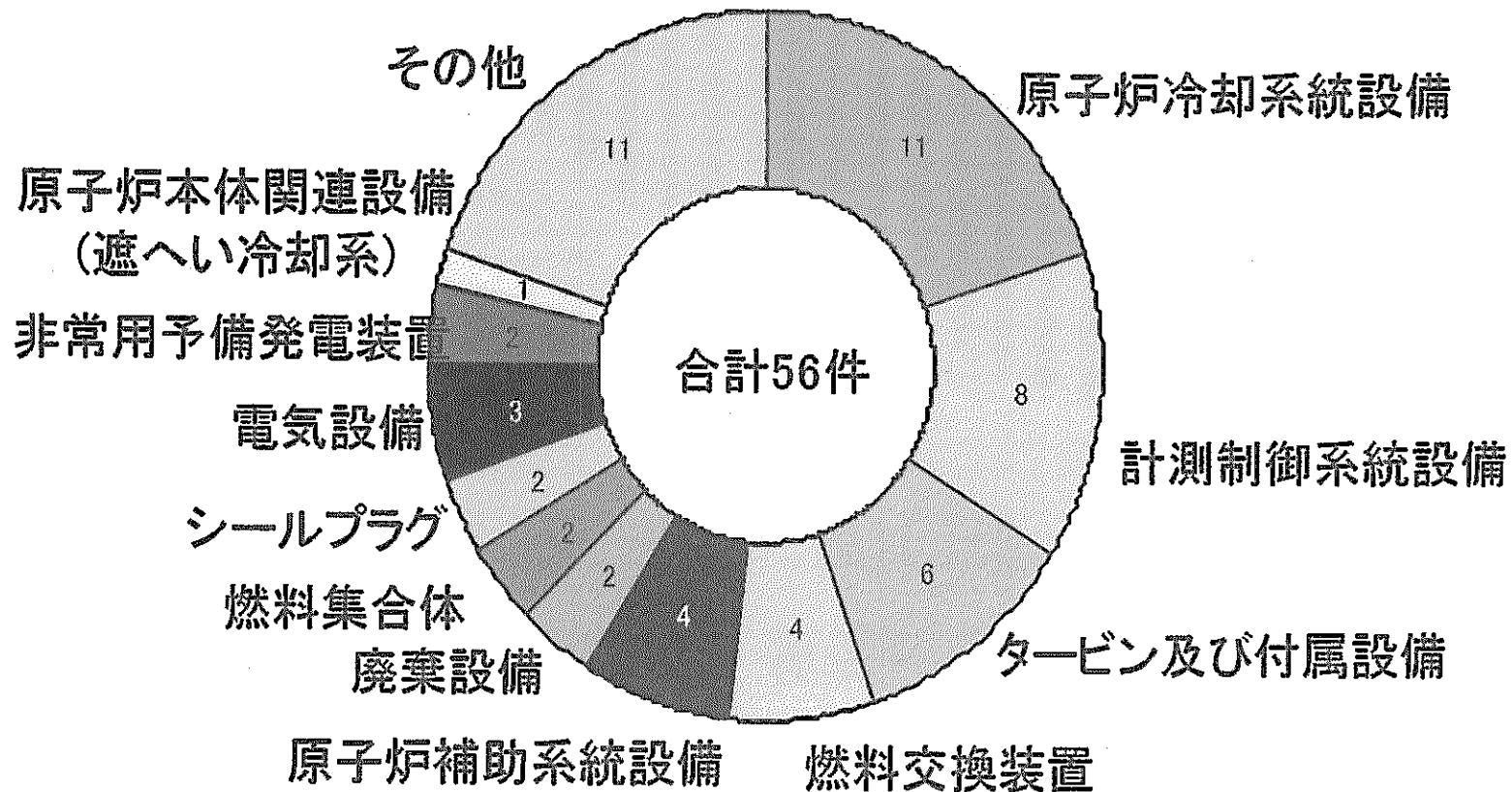


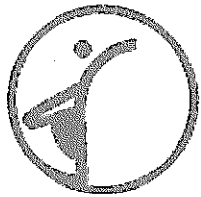


運転実績(4/4)

事故故障報告件数（設備別）

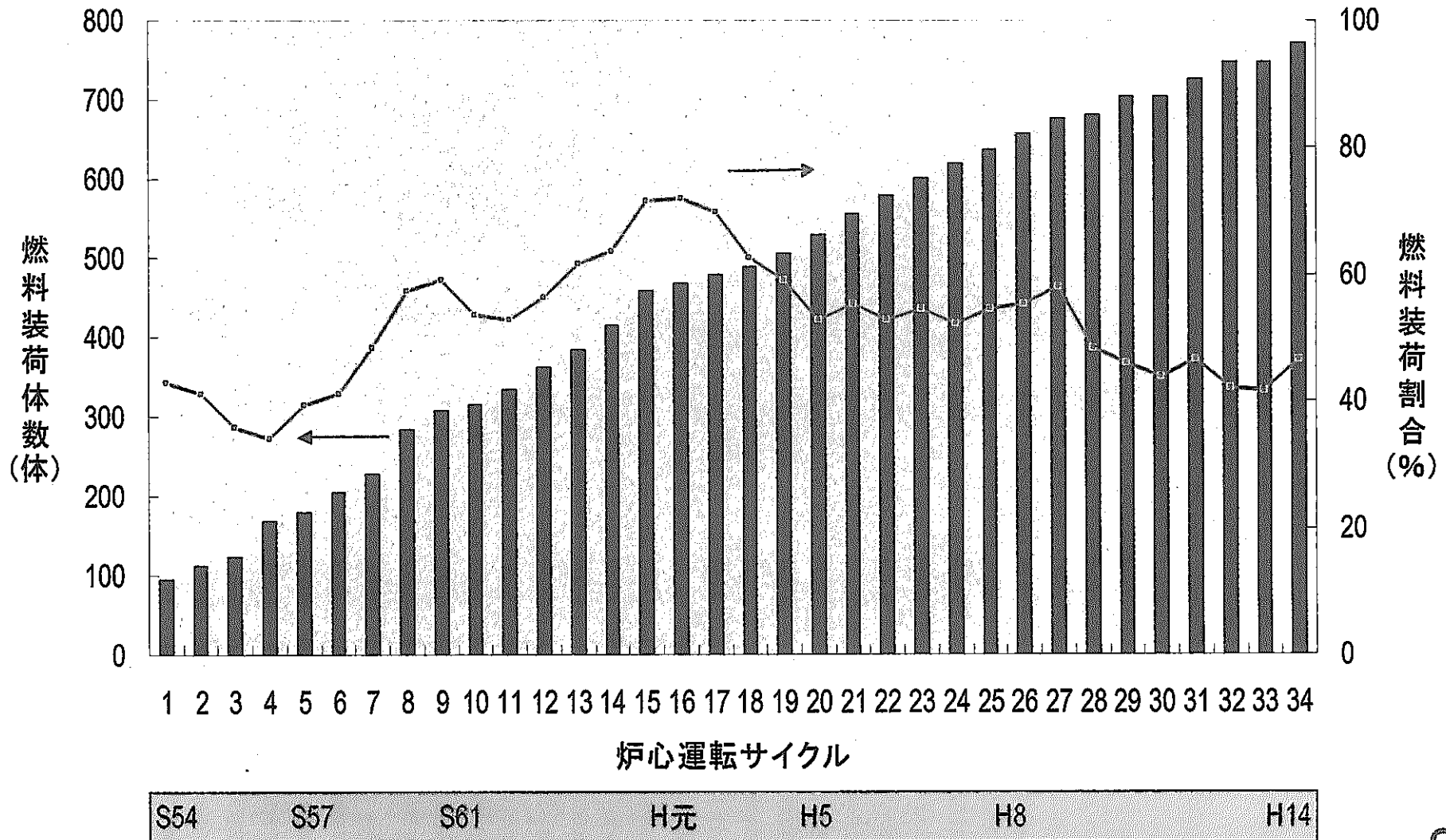
新型転換炉特有の設計に起因する故障はなし

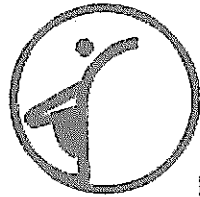




プルトニウム利用実績(1/8)

MOX燃料装荷実績 (772体、装荷比率34~72%)

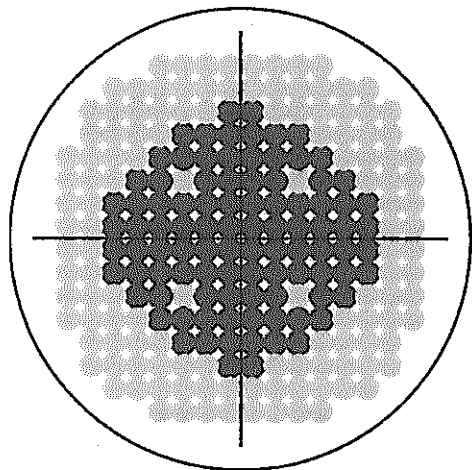




プルトニウム利用実績(2/8)

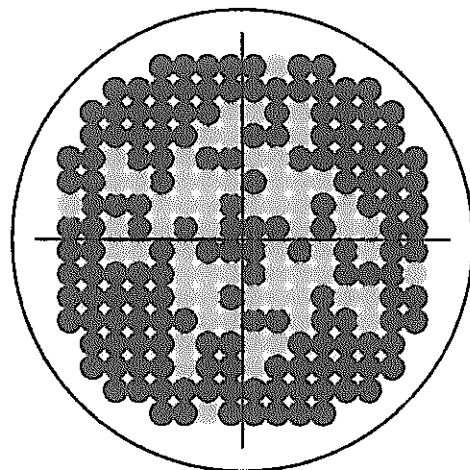
核燃料リサイクル上の柔軟性の実証(その1)

第1サイクル



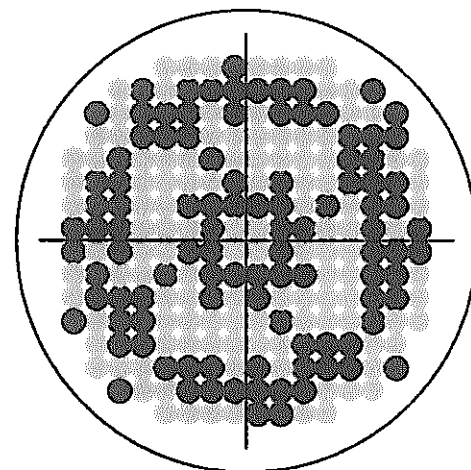
MOX
装荷体数 (96)
装荷割合 (43%)

第16サイクル



MOX
装荷体数 (161)
装荷割合 (72%)

第34サイクル



MOX
装荷体数 (104)
装荷割合 (46%)

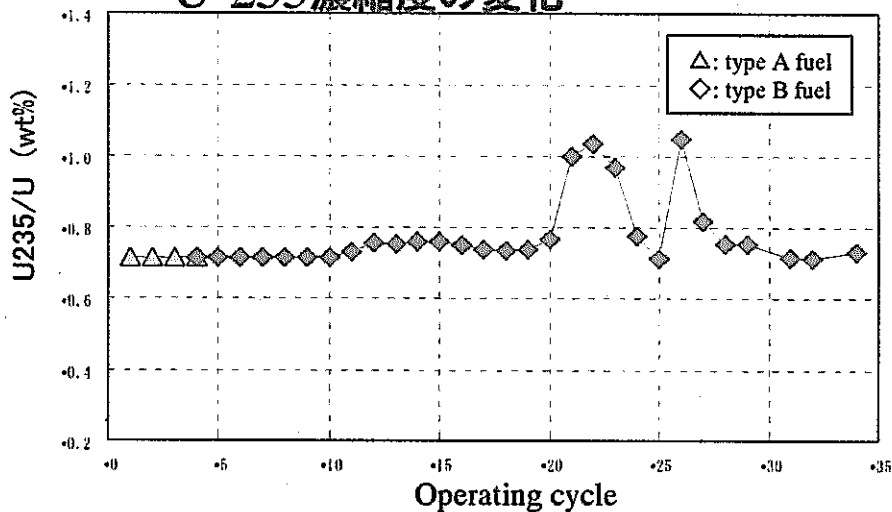
● MOX燃料 ● ウラン燃料



プルトニウム利用実績(3/8)

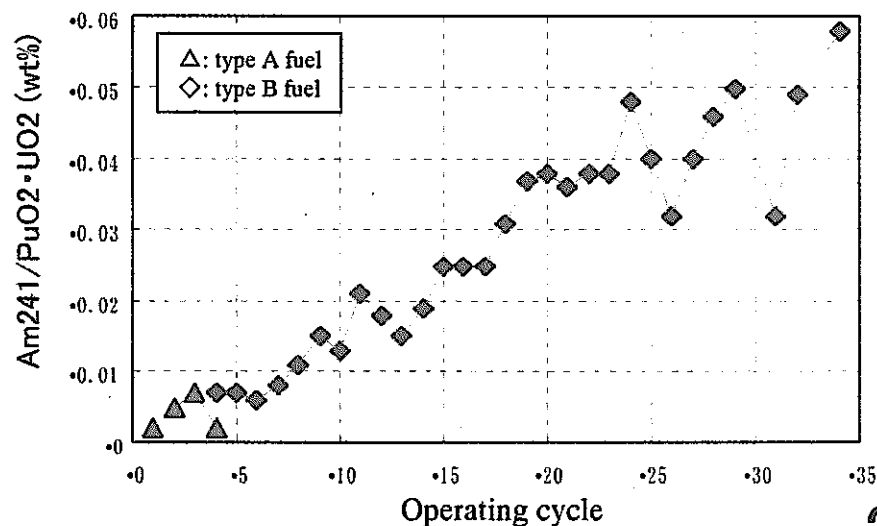
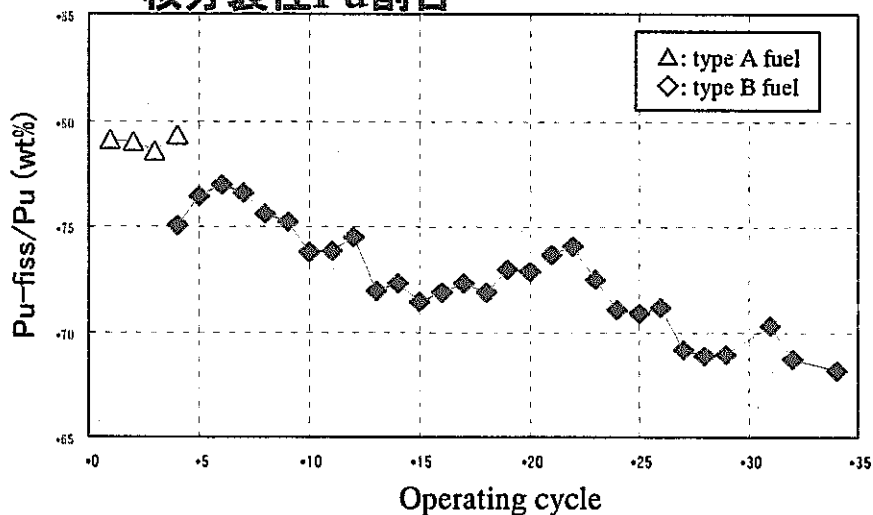
核燃料リサイクル上の柔軟性の実証 (その2)

U-235濃縮度の変化



- 軽水炉使用済燃料の燃焼度の増加
⇒ 核分裂性プルトニウム比率の減少
- Pu抽出からMOX燃料製造までの経過時間
⇒ Am-241の増加
- 回収ウランの利用
⇒ MOX燃料ウラン母材中のU-235の増加

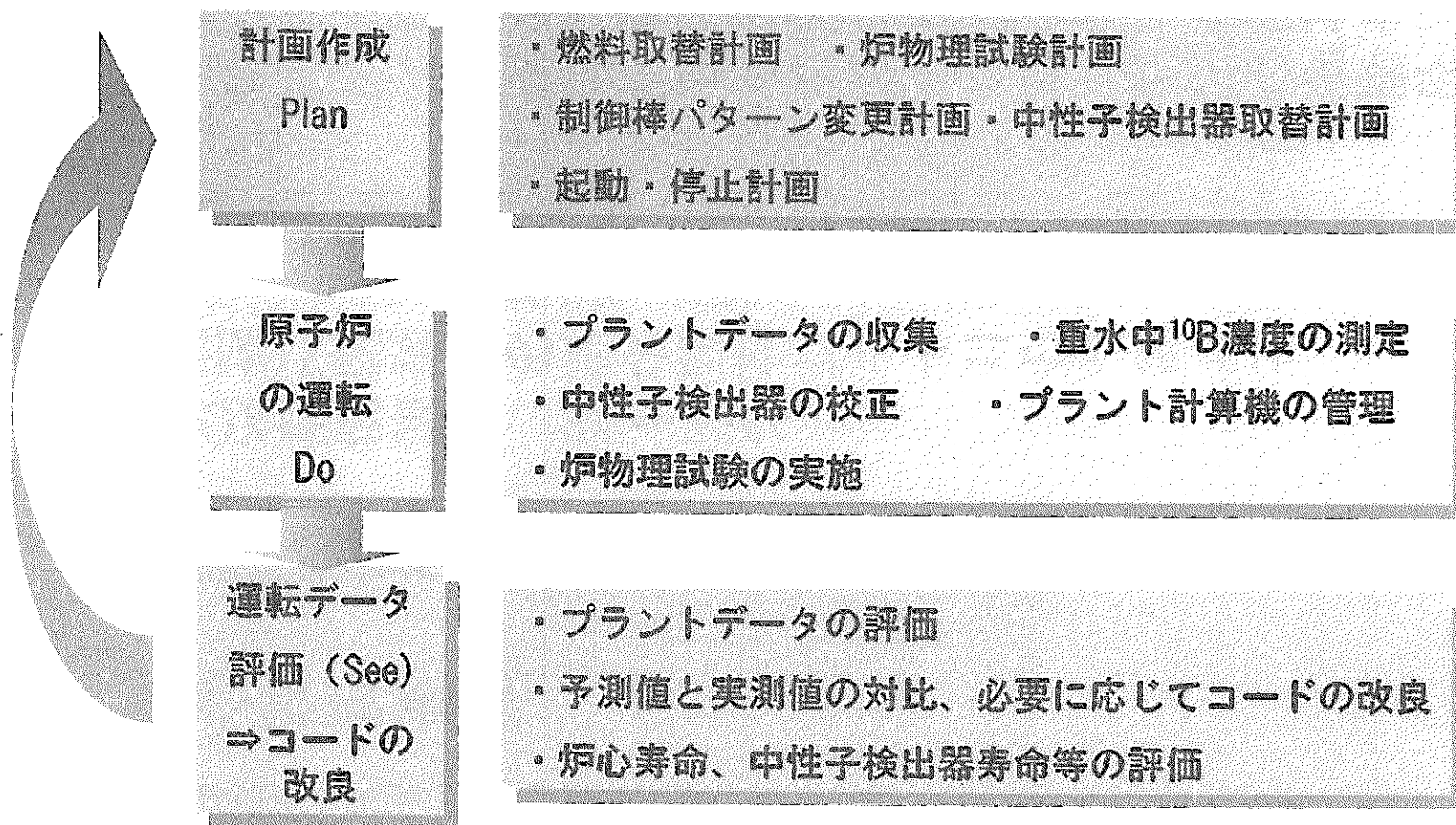
核分裂性Pu割合

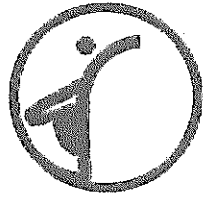




プルトニウム利用実績(4/8)

PDSサイクルによる炉心管理技術の確立





プルトニウム利用実績(5/8)

炉心管理実績

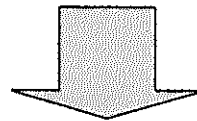
運転終了までの34サイクルの各炉心において、

MOX装荷割合 34～72%

新MOX燃料中の核分裂性プルトニウム組成比
約60～80%

Am-241濃度 最大で約0.06%

というさまざまな変化があったが、一貫した炉心管理手法により、すべてのサイクルの炉心の安全性と信頼性を確保することができた。

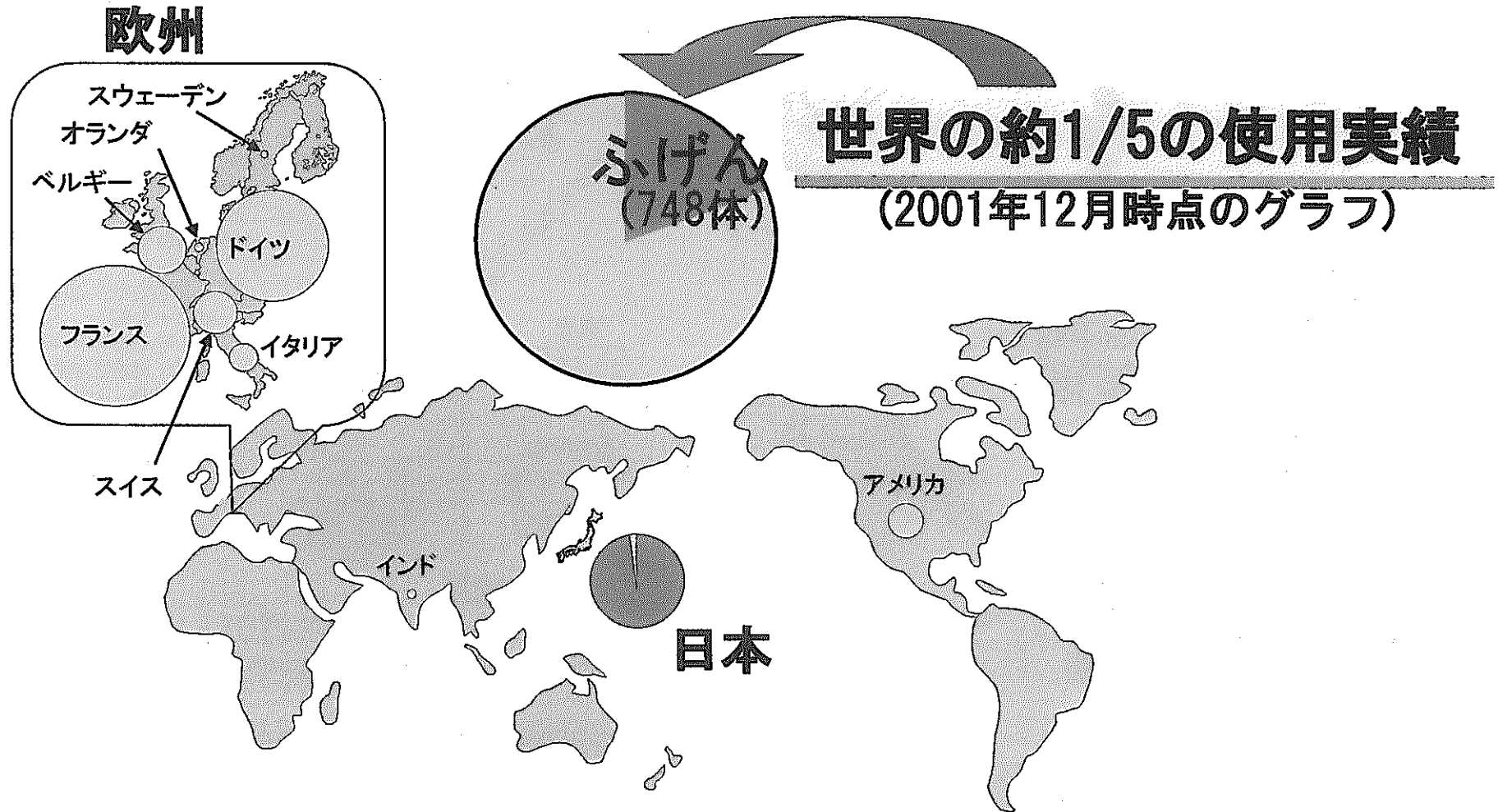


炉心管理技術の確立

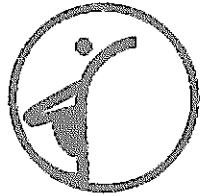


プルトニウム利用実績(6/8)

「ふげん」のプルトニウム利用と核燃料サイクル技術の広がり



注: 2003年3月末現在の「ふげん」でのMOX燃料使用体数は、772体。



プルトニウム利用実績(7/8)

「ふげん」における核燃料サイクルの輪の完成 (1988年5月)

新MOX燃料輸送

東海～ふげん輸送実績：
・輸送回数：45回
・MOX燃料：773体

Pu燃料工場

操業開始：昭和50年7月
ATRライン製造実績：
・MOX燃料総数：777体
・そのうちふげん燃料：773体
FBRラインにて「もんじゅ」「常陽」用MOX燃料製造

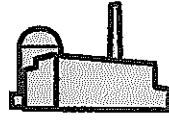
ふげん

本格運転開始：昭和54年3月
MOX燃料装荷総数：772体
炉心内MOX装荷割合：
34%～72%
最高燃焼度：38GWd/t

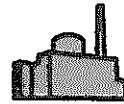
- ・国産Pu利用 (昭和56年9月)
- ・人形峠濃縮ウラン (昭和57年12月)
- ・国産回収ウラン (昭和59年5月)
- ・ふげんPuのサイクル (昭和63年5月)



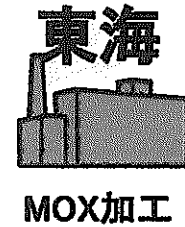
敦賀
ふげん発電所



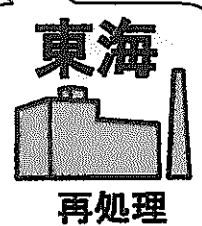
もんじゅ



常陽



東海
MOX加工



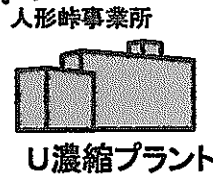
東海
再処理

再処理工場

(H14.7末)
操業開始：昭和52年9月
再処理実績：1,003トン
・集合体数：4,743体
・そのうちATR燃料再処理：70トン
・そのうちMOX燃料：10トン

使用済燃料輸送

ふげん～東海輸送実績
・輸送回数：21回
・使用済燃料：714体 (平成15年3月末現在)



人形峠事業所
U濃縮プラント

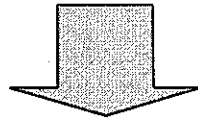
核燃料サイクル実績



プルトニウム利用実績(8/8)

「ふげん」開発運転によるプルトニウム利用の実証（まとめ）

- 単一炉としては世界一のMOX燃料装荷実績
- 実炉規模での核燃料サイクルの達成
- 「ふげん」におけるMOX燃料の利用は、MOX燃料製造、再処理技術など、核燃料サイクル技術の技術基盤確立の原動力



- プルトニウムの本格利用を先導的に具現化・実証し、我が国の核燃料サイクル技術の蓄積・広がり貢献
- 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ことにも貢献



運転管理技術の高度化成果

ATR特有技術

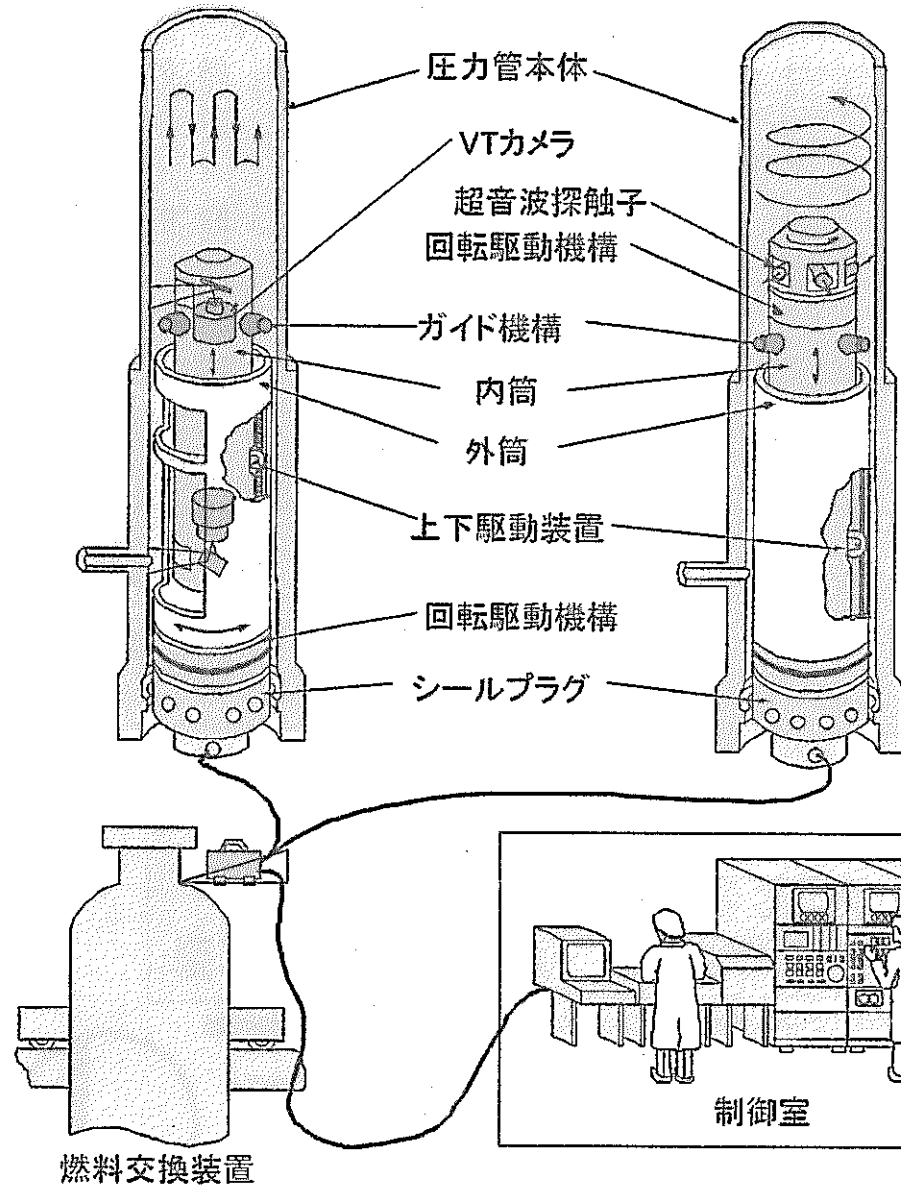
- 圧力管検査技術の開発
- 重水リサイクル技術の確立
二種類の濃縮装置によるリサイクル技術の達成
- トリチウム管理技術の確立
重水炉特有のトリチウム管理技術の確立により内部被ばくを極めて低いレベルの抑制

軽水炉とも共通の運転管理技術

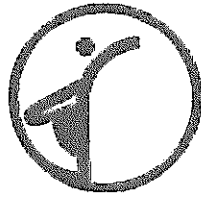
- 水素注入技術による応力腐食割れ防止
国内初の適用
- 系統化学除染と亜鉛注入技術による被ばく低減
国内初の系統化学除染（1989年～）
- 運転信頼性向上のための高度な計算機技術の利用
ファジィ論理による給水流量制御の実用化（国内初）



圧力管検査装置の開発(1/2)

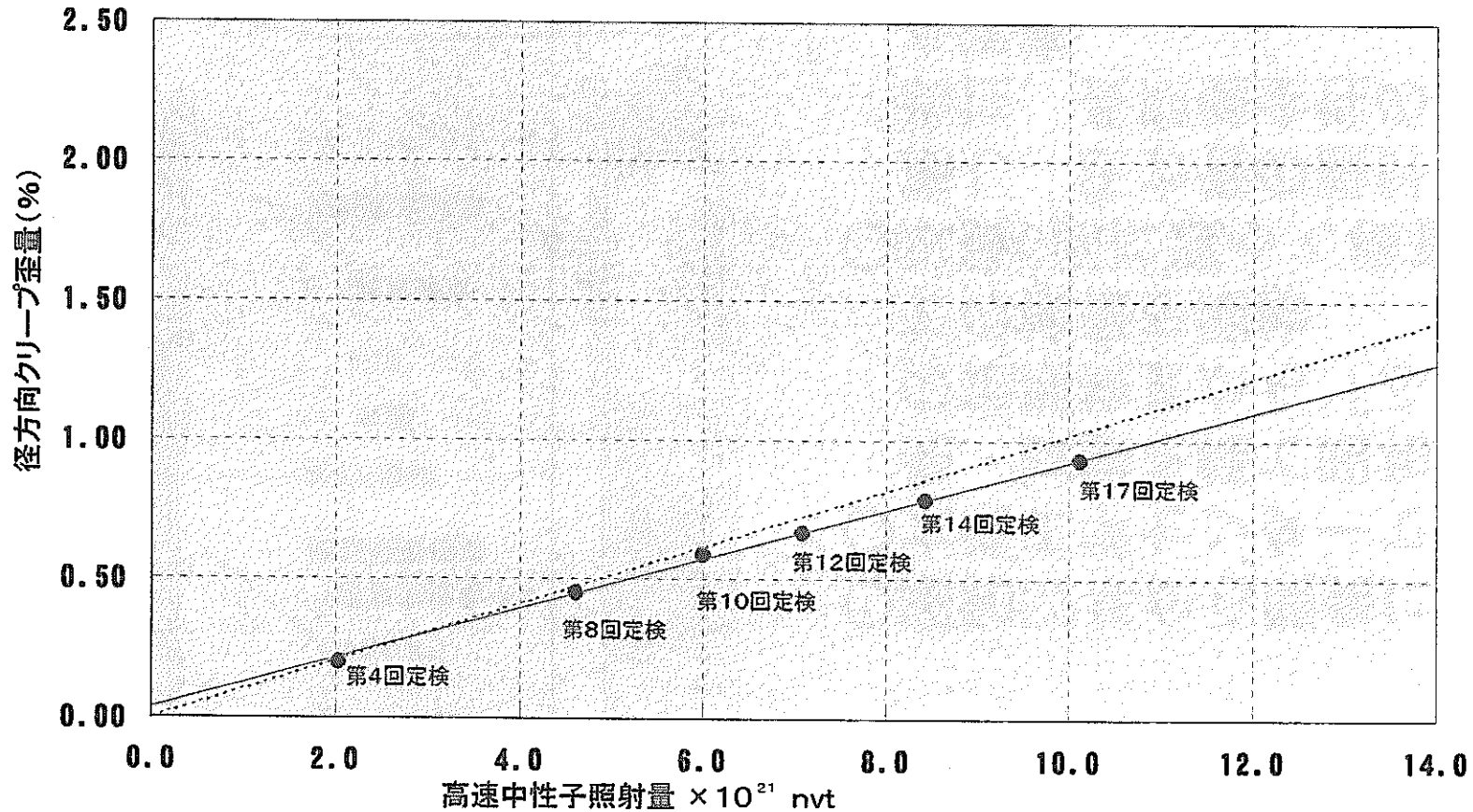


- 昭和52年から開発に着手
- 大洗工学センターでの開発・試験を経て昭和59年の定期検査から「ふげん」での検査を開始
- 以後6回に渡って検査を実施し、圧力管の設計の妥当性、長期健全性の確認を実施



圧力管検査装置の開発(2/2)

径方向のクリープ歪量は設計時の予測推移と良く一致しわずかに下回る
 ⇒設計の妥当性と長期健全性の確認



設計評価式(Ross-Rossの式):

$$\epsilon = K \times \phi \times \sigma \times (T-160) \times 100$$

- ε : クリープ歪み量 (%)
- K : 定数(3.12 × 10⁻²⁴ / 3600sec)
- φ : 中性子束(nvt, E > 1MeV)
- σ : 周方向応力(kgf/mm²)
- T : 運転温度(280°C)

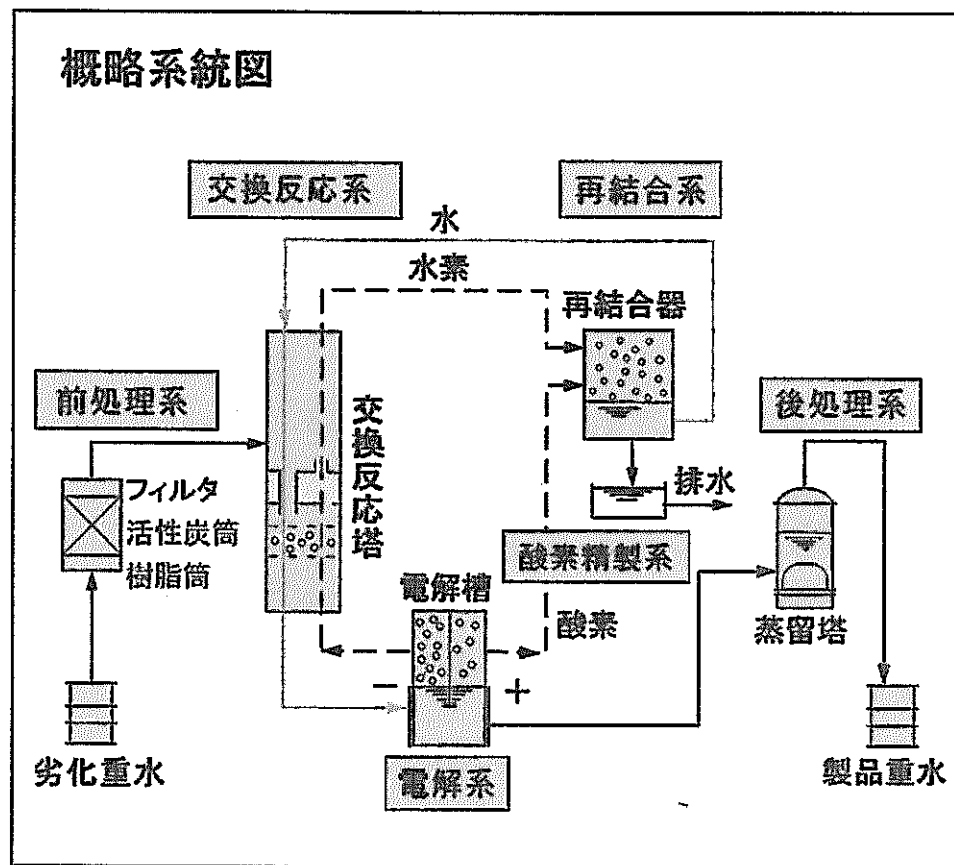
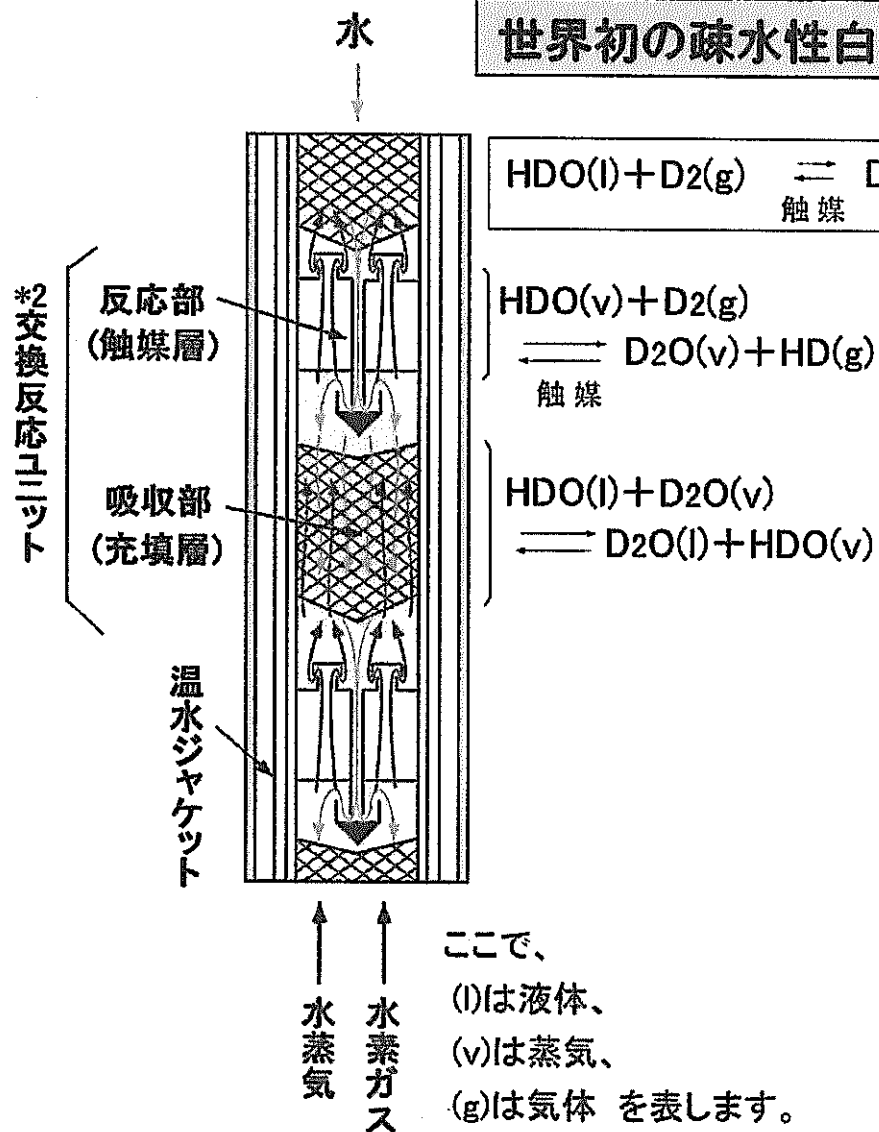
- σ = D × P / 2 / t
- D : 運転前の内径測定(mm)
- P : 運転圧力(0.715kgf/mm²)
- t : 圧力管厚さ(4.3mm)

- 設計評価式による予測値
- 実測に基づく評価線
- : 実測に基づく値



重水精製(濃縮)装置の開発

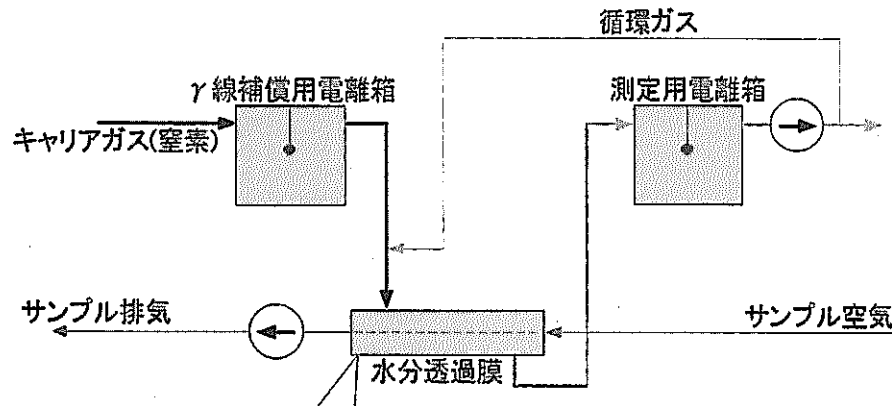
世界初の疎水性白金触媒を用いた重水濃縮装置の実用化に成功



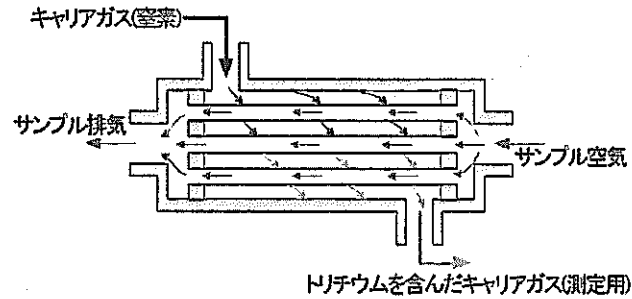


トリチウムモニタの開発

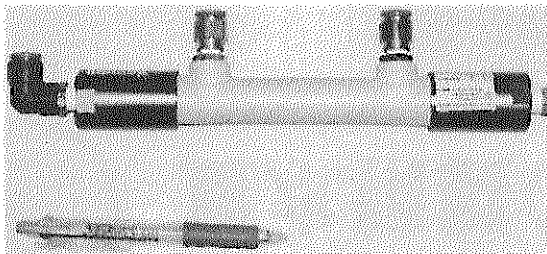
膜分離式トリチウムモニタ



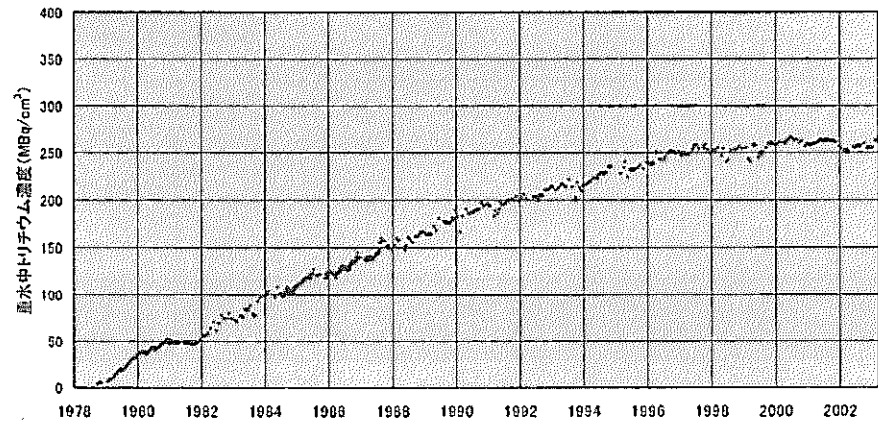
水分透過膜の構造



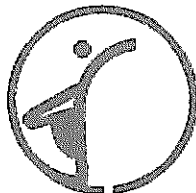
水分透過膜の写真



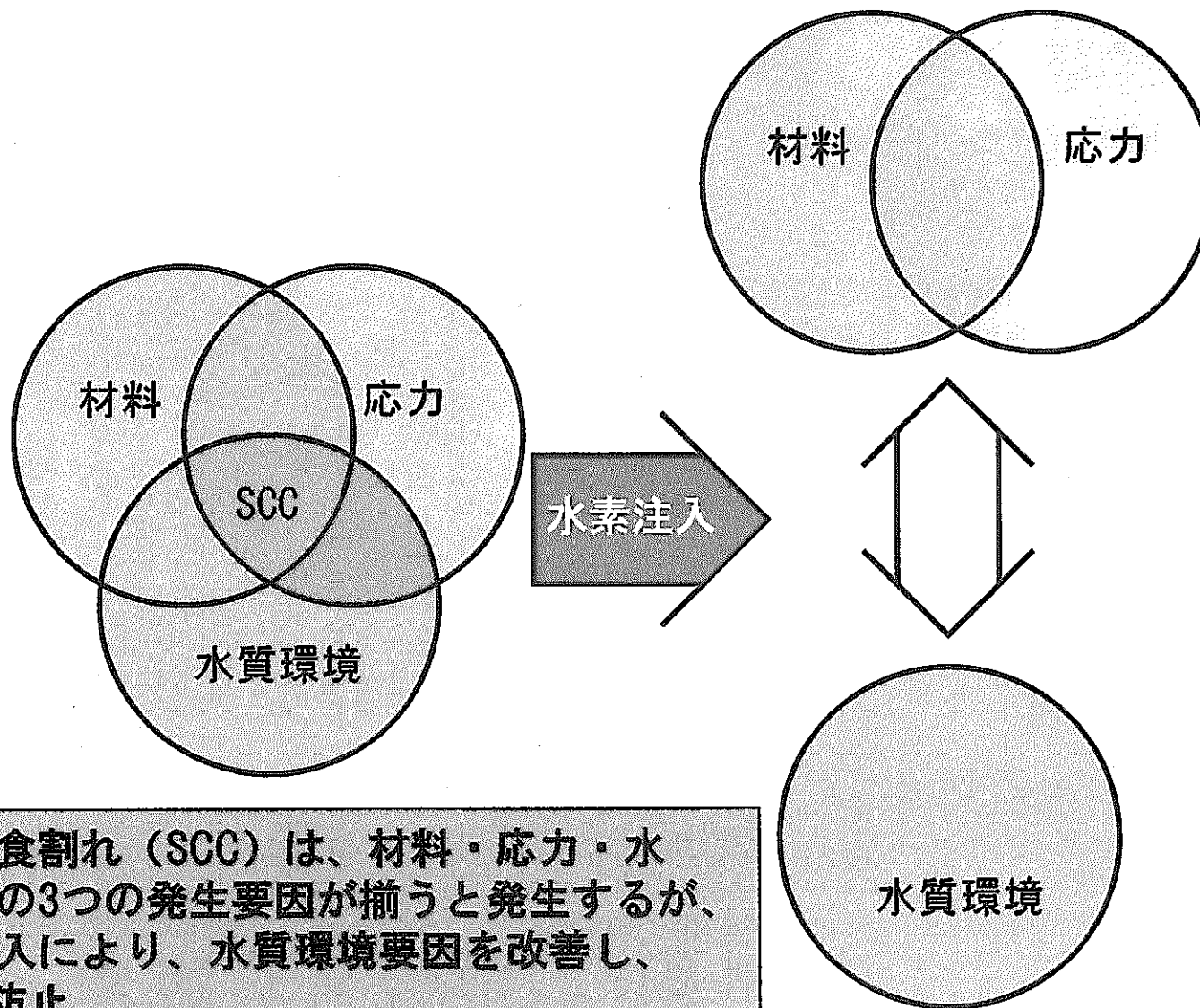
- 重水を構成する重水素に中性子が吸収されてトリチウムが生成
- 低エネルギーβ線放出核種であるため、重水炉ではトリチウムによる内部被ばく防止対策が不可欠
- 「ふげん」では記録レベル以上のトリチウム内部被ばくはなし



「ふげん」重水中トリチウム濃度の変化



水素注入技術(1/3)

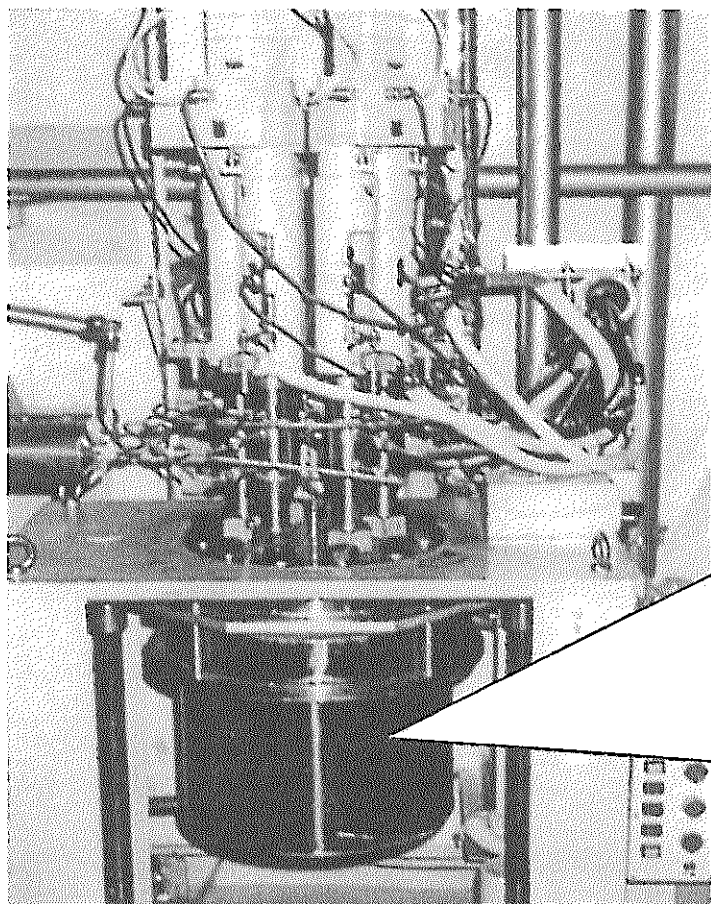


応力腐食割れ (SCC) は、材料・応力・水質環境の3つの発生要因が揃うと発生するが、水素注入により、水質環境要因を改善し、SCCを防止

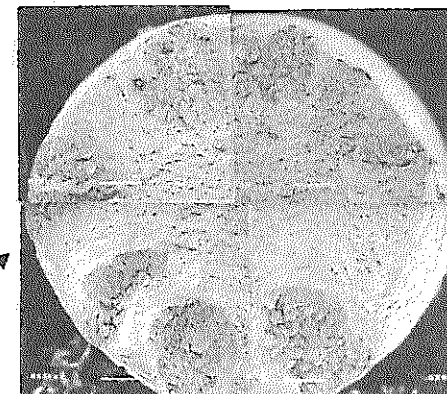
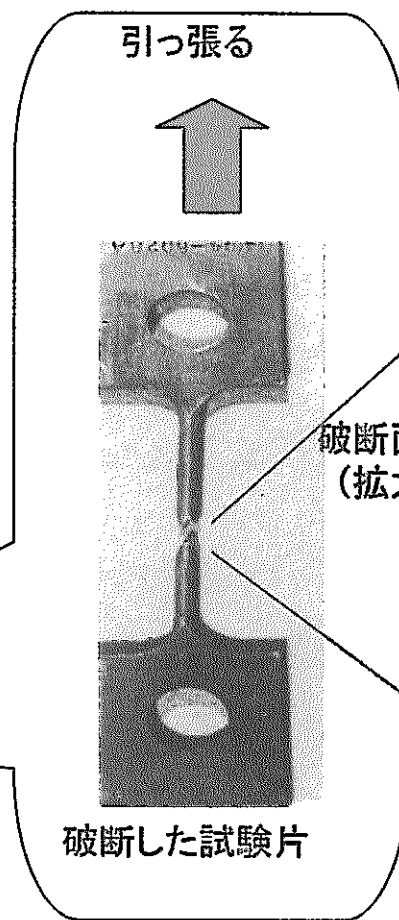


水素注入技術(2/3)

実際の「ふげん」の系統内に材料試験装置を設置し、炉水を導き、さまざまな水素注入流量のもとで、材料試験片により水素注入の効果を確認

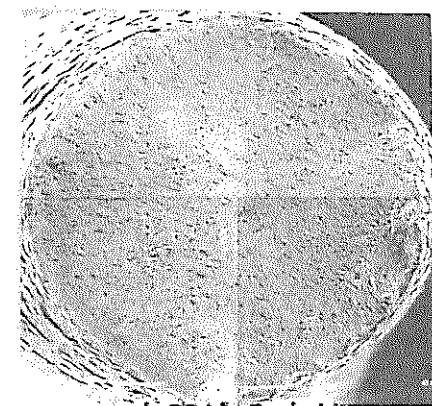


材料試験装置

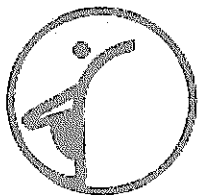


水素注入無し

破断面の観察
(拡大写真)

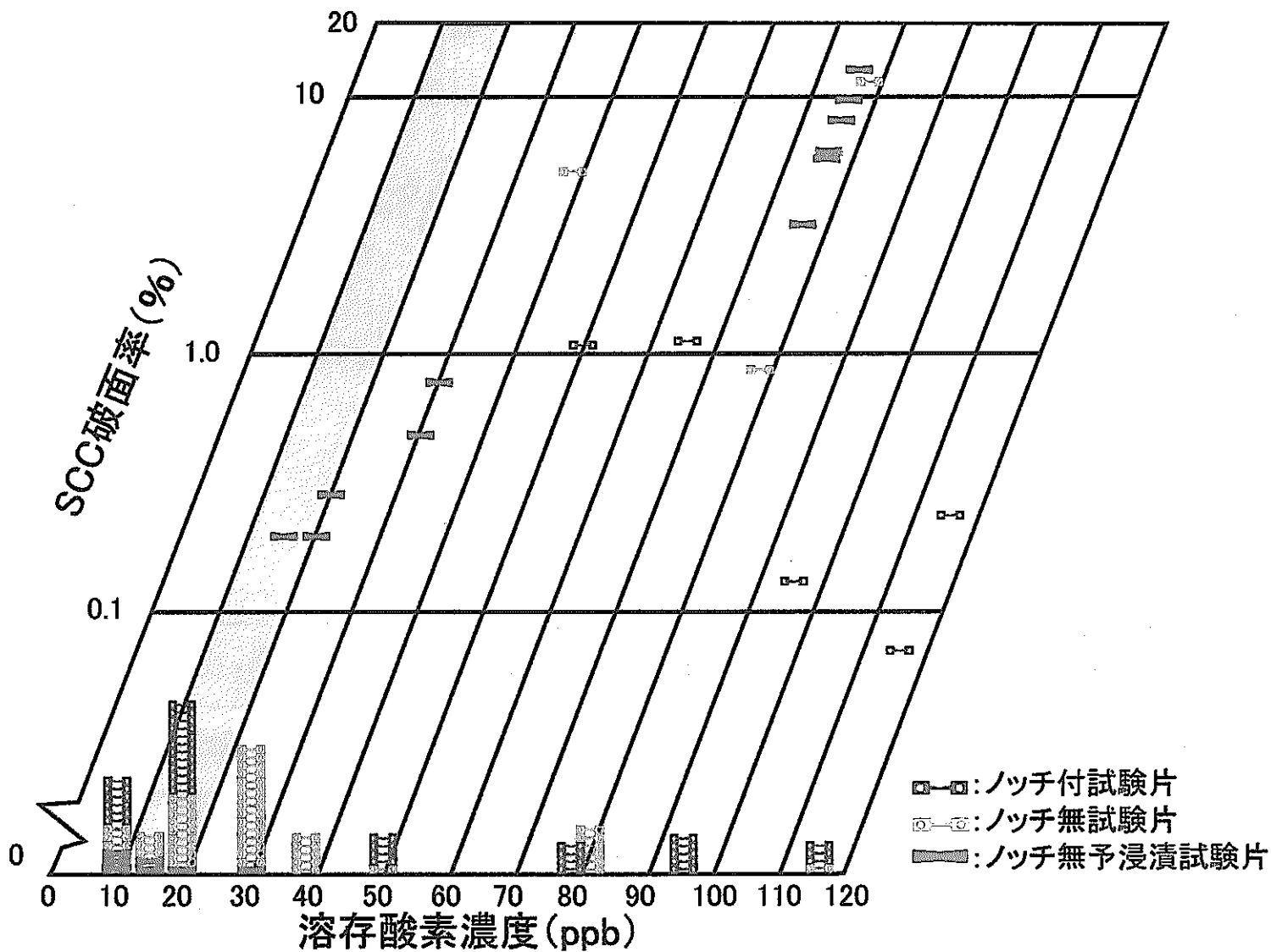


水素注入有り



水素注入技術(3/3)

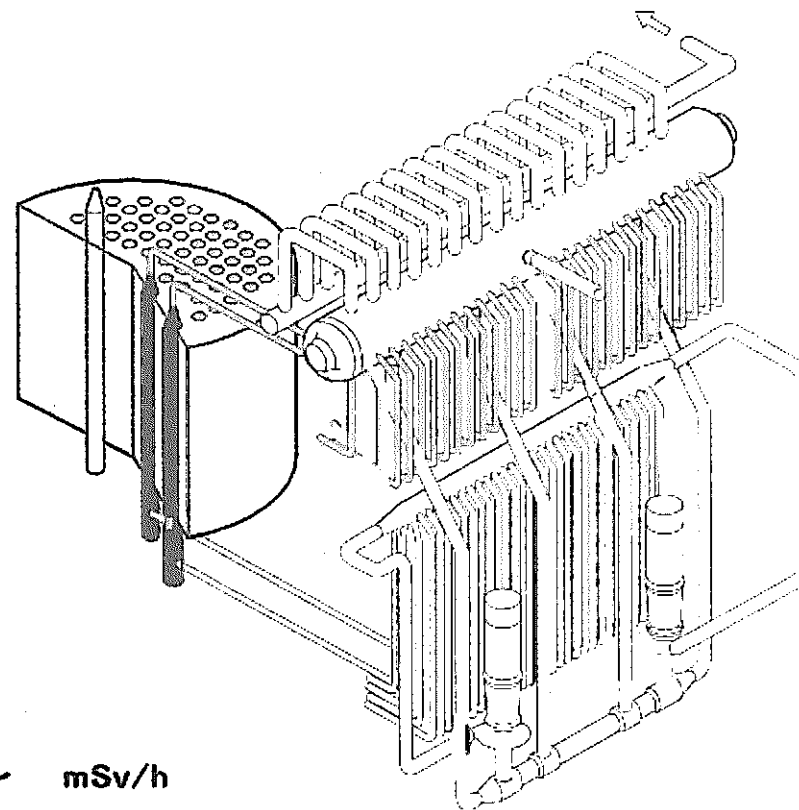
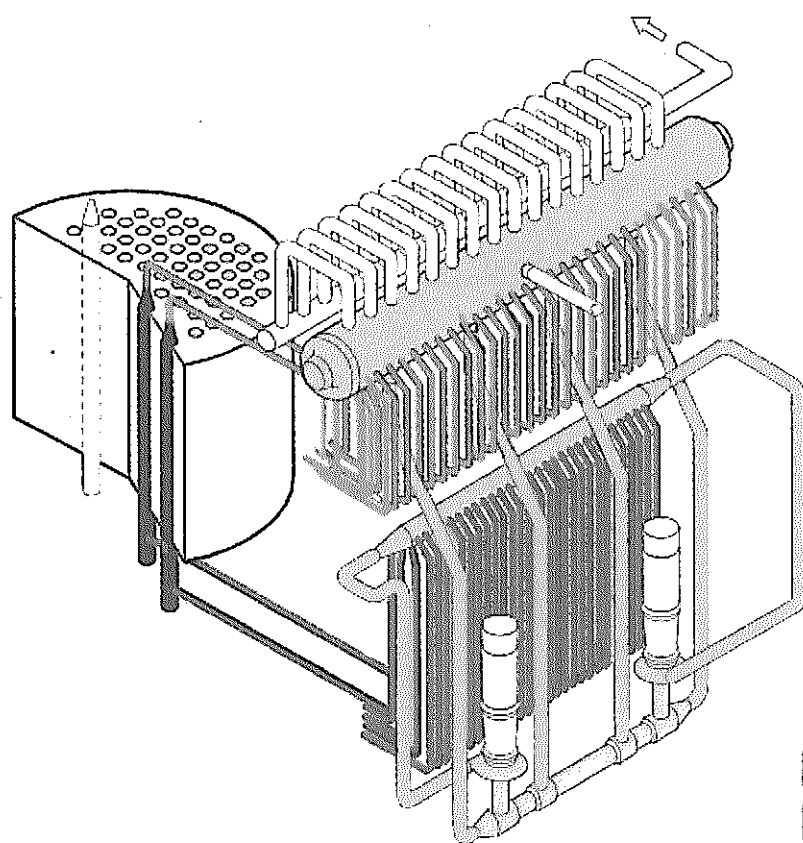
材料試験片による試験結果










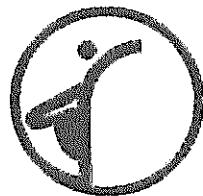
HOP法除染 国内初適用前後の 機器・配管の表面線量当量率変化

HOP法: 過マンガン酸カリウムと(シュウ酸+ヒドラジン)による国産の酸化還元除染法



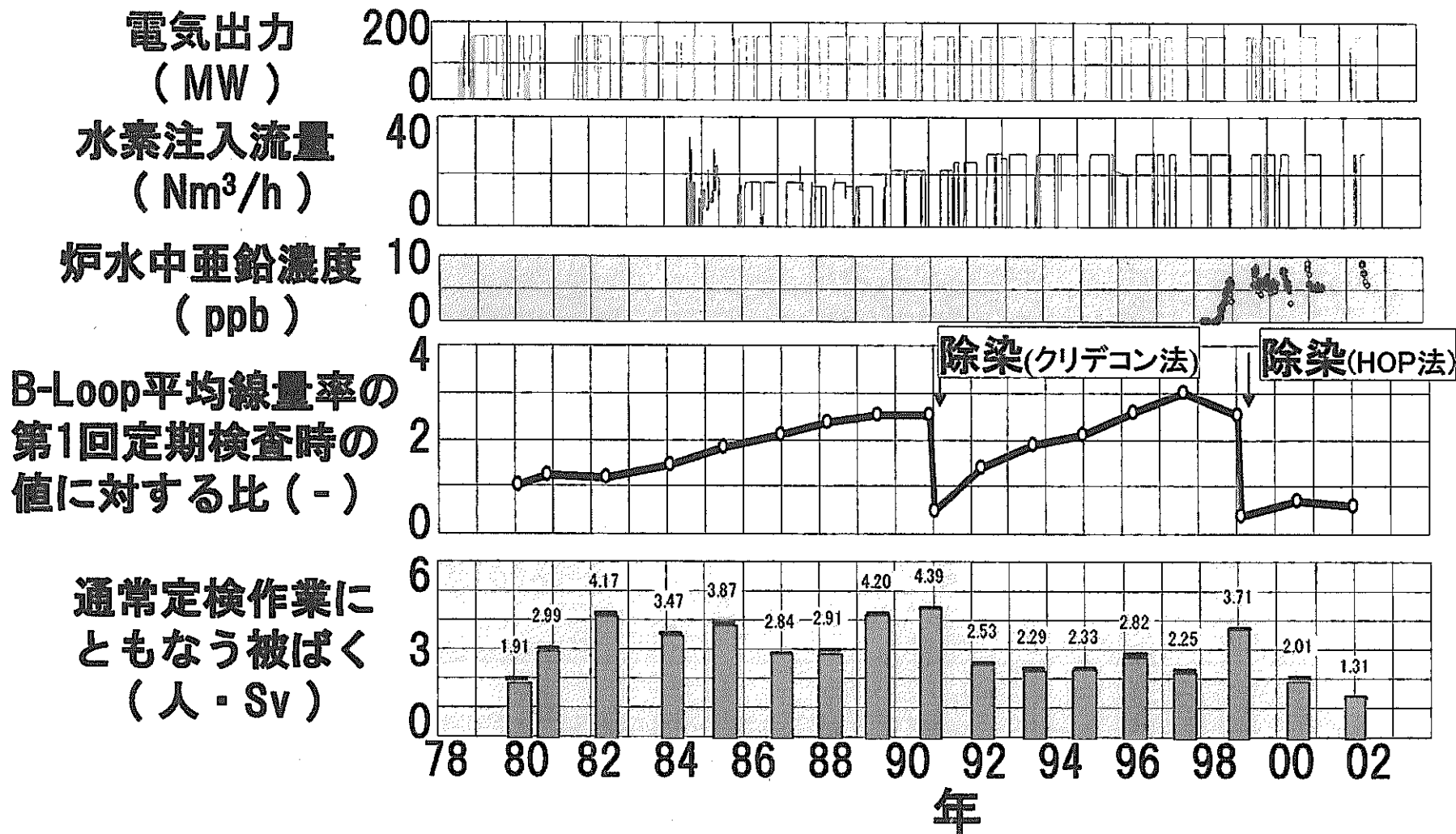
-  6~ mSv/h
-  4~6 mSv/h
-  2~4 mSv/h
-  1~2 mSv/h
-  ~1 mSv/h

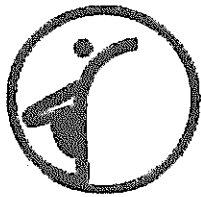
【第15回定検時 (1999年1月~)】



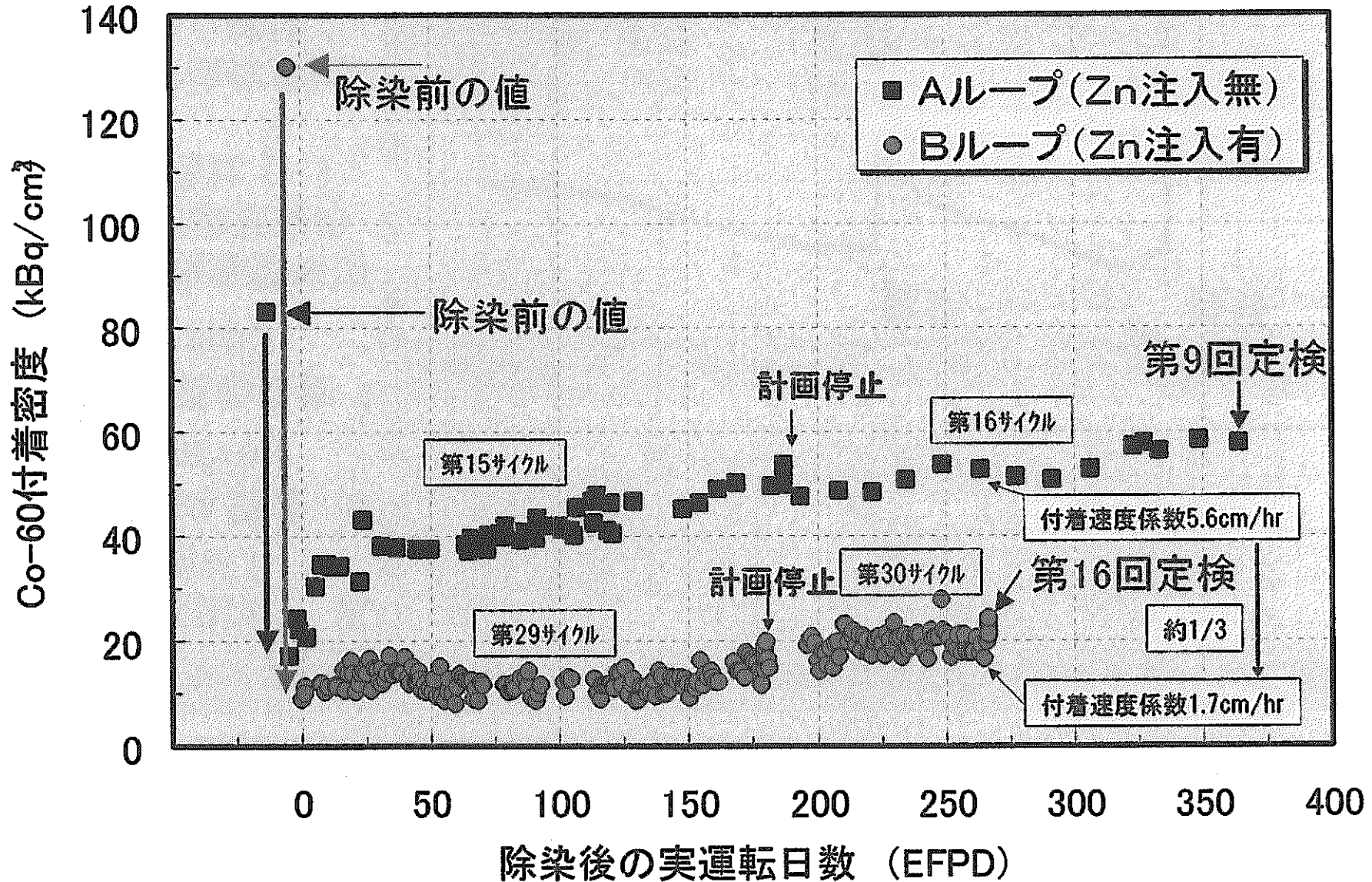
系統化学除染と 亜鉛注入による被ばく線量の低減(1/2)

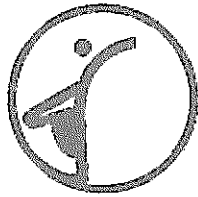
片ループ2回ずつの系統除染の適用と2回目は亜鉛注入技術をあわせて適用



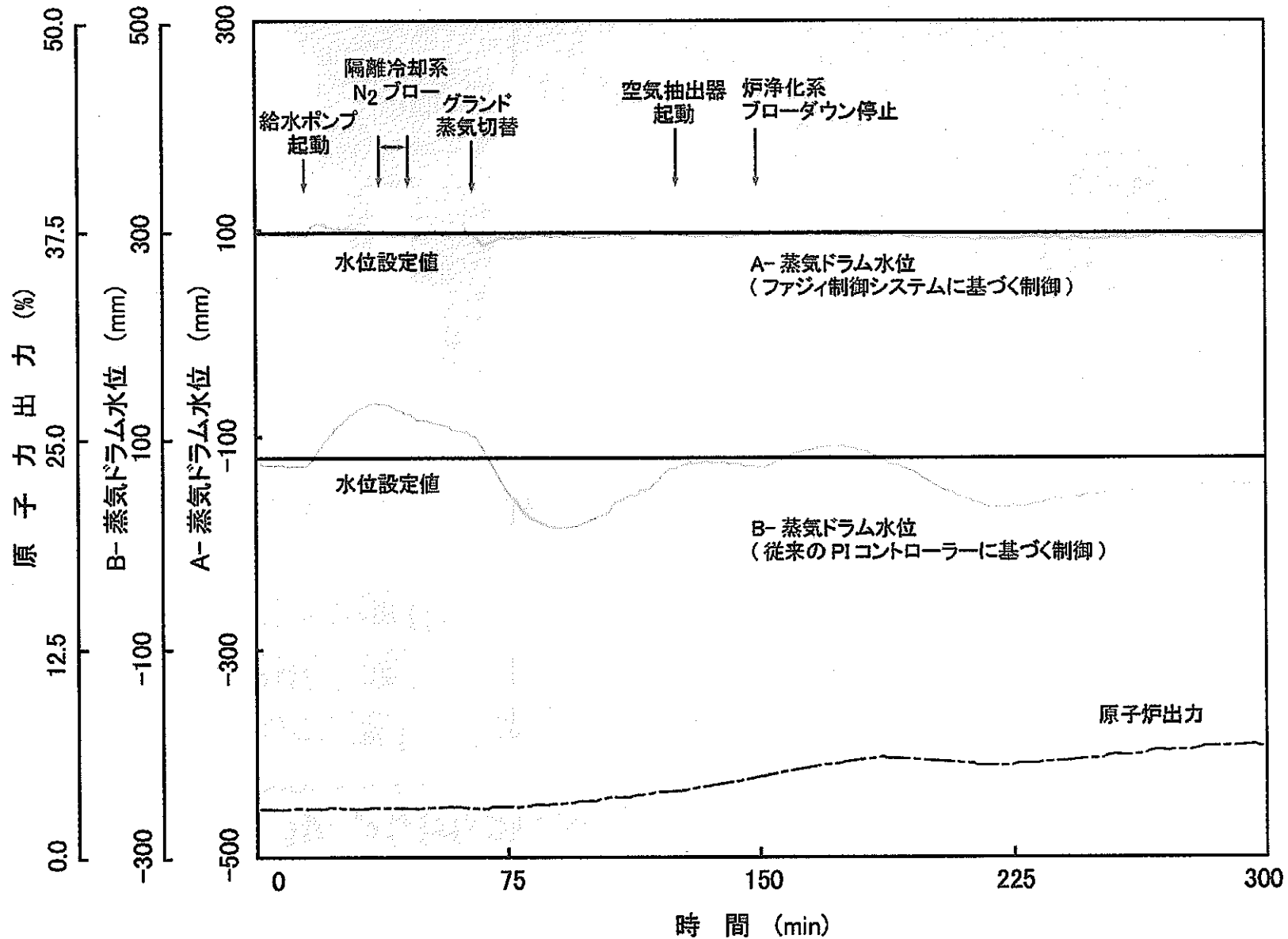


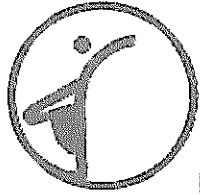
系統化学除染と 亜鉛注入による被ばく線量の低減(2/2)





ファジィ論理による給水流量制御の実用化





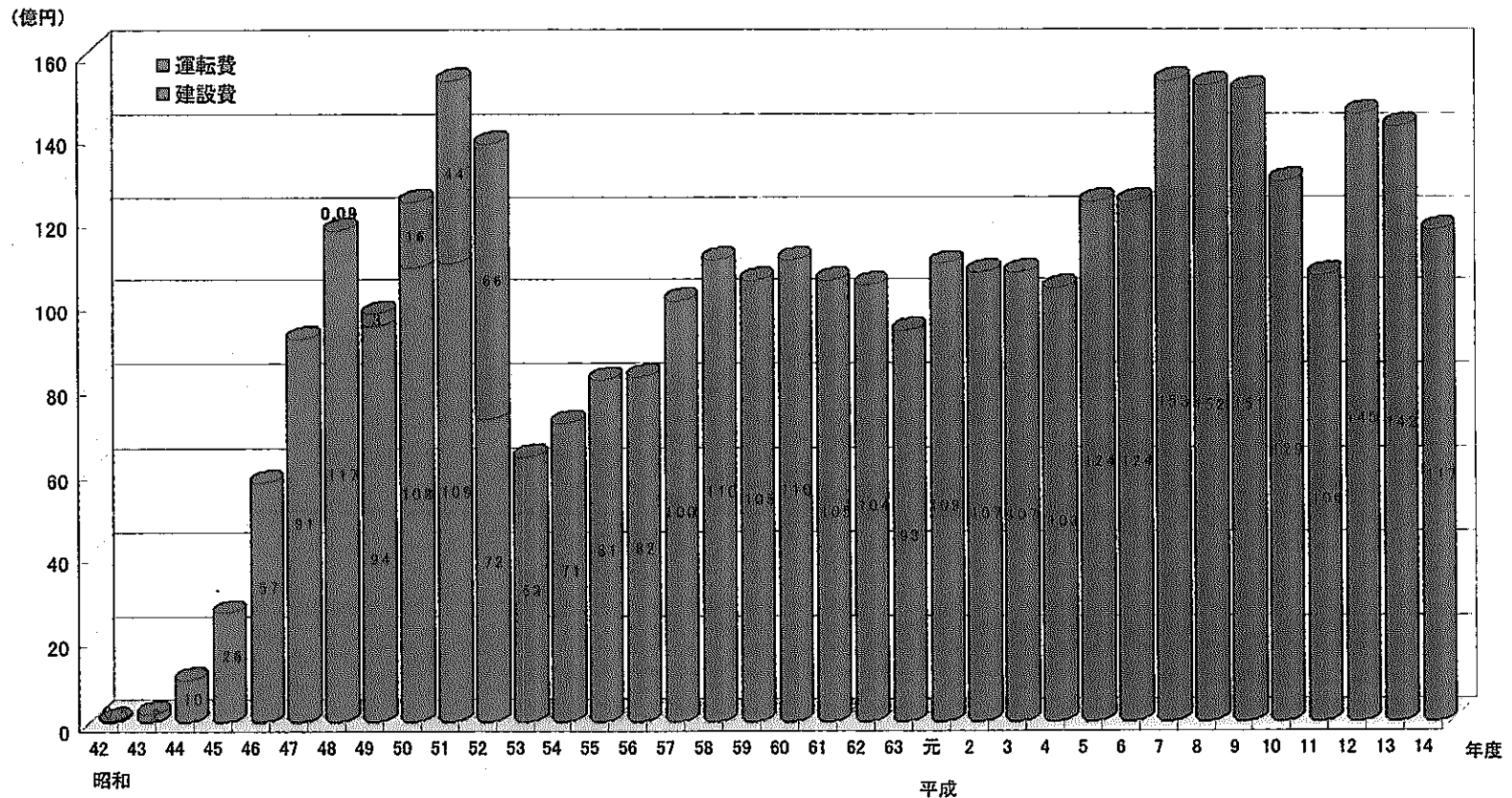
6. 研究開発費用及び要員

建設費：685億円（政府支出343億円、民間拠出 342億円）

運転費：2967億円（政府支出902億円、売電収入2065億円）

合計：3652億円

「ふげん」の建設・運転要員：約3,720人年





7. 成果の普及(1)

7.1 自主技術開発の成果の普及

我が国原子力産業基盤の育成

○大洗工学センター実規模試験

メーカからの出向者 71名

技術者を介した技術の伝承

○主要機器の国産化

主蒸気隔離弁、再循環ポンプ、逆止弁など

⇒「ふげん」での成功 ⇒実績 ⇒軽水炉への反映

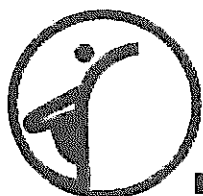
⇒国内メーカの技術力醸成

⇒関連技術がメーカーに定着

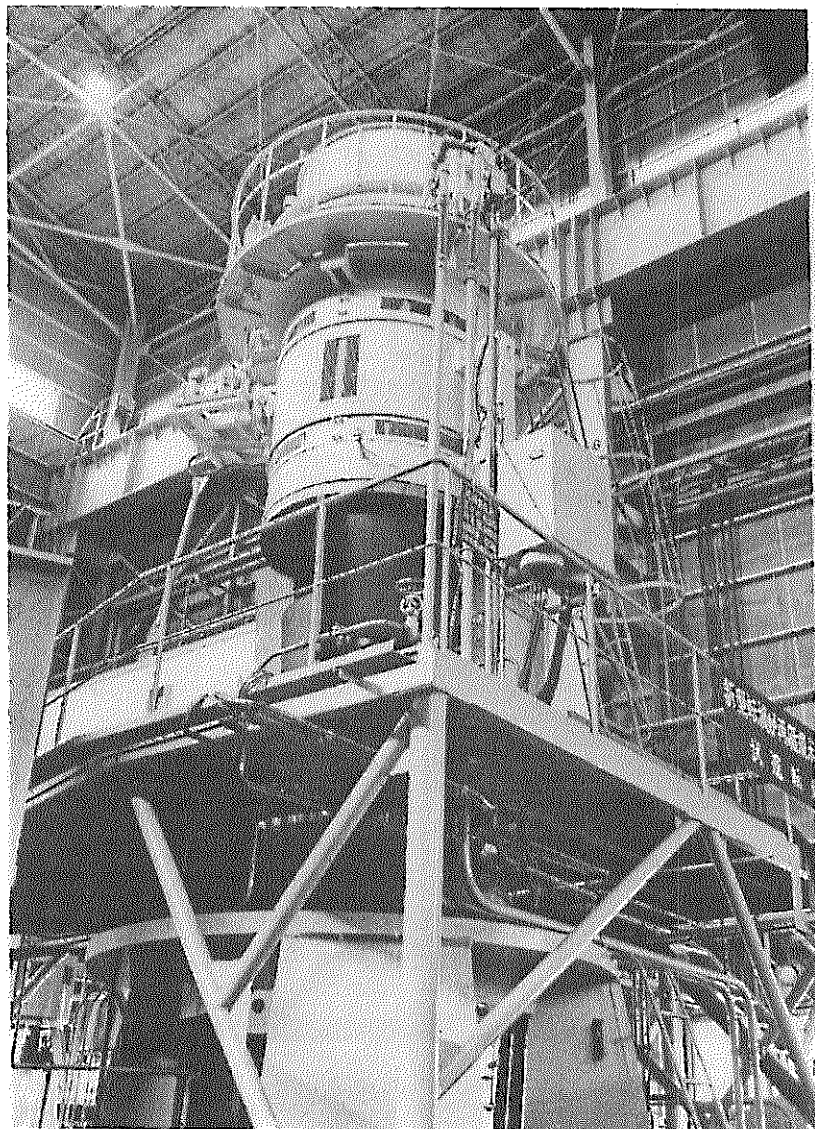
○独自発想による機器の開発と軽水炉への反映

希ガスホールドアップ装置（活性炭吸着塔）

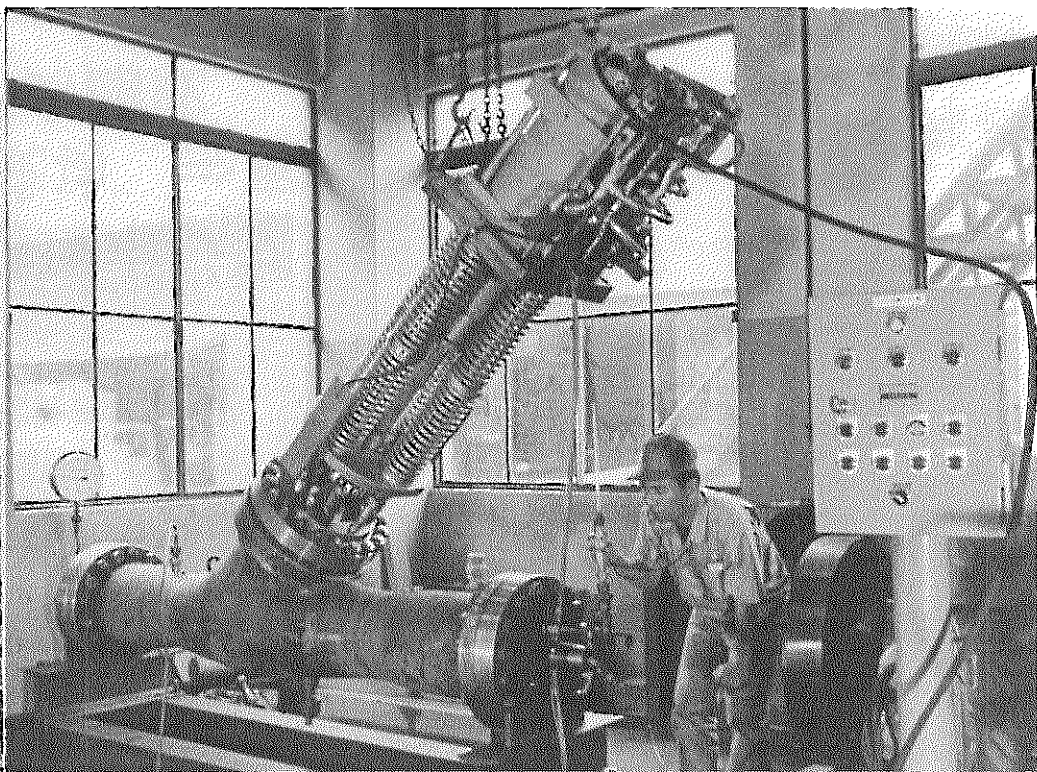
長寿命型中性子検出器



国産技術による機器の開発・製作例(1/2)



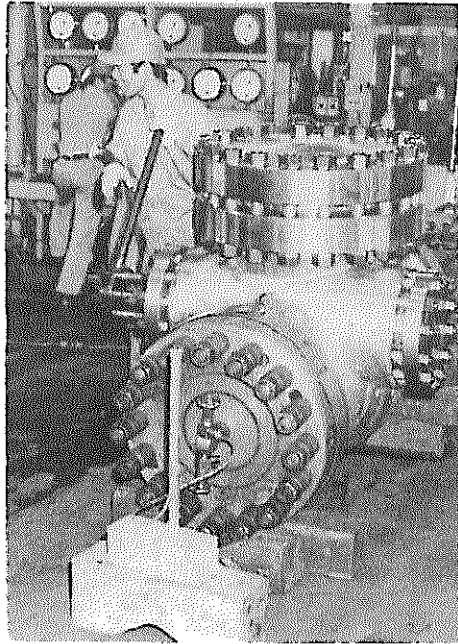
原子炉再循環ポンプ



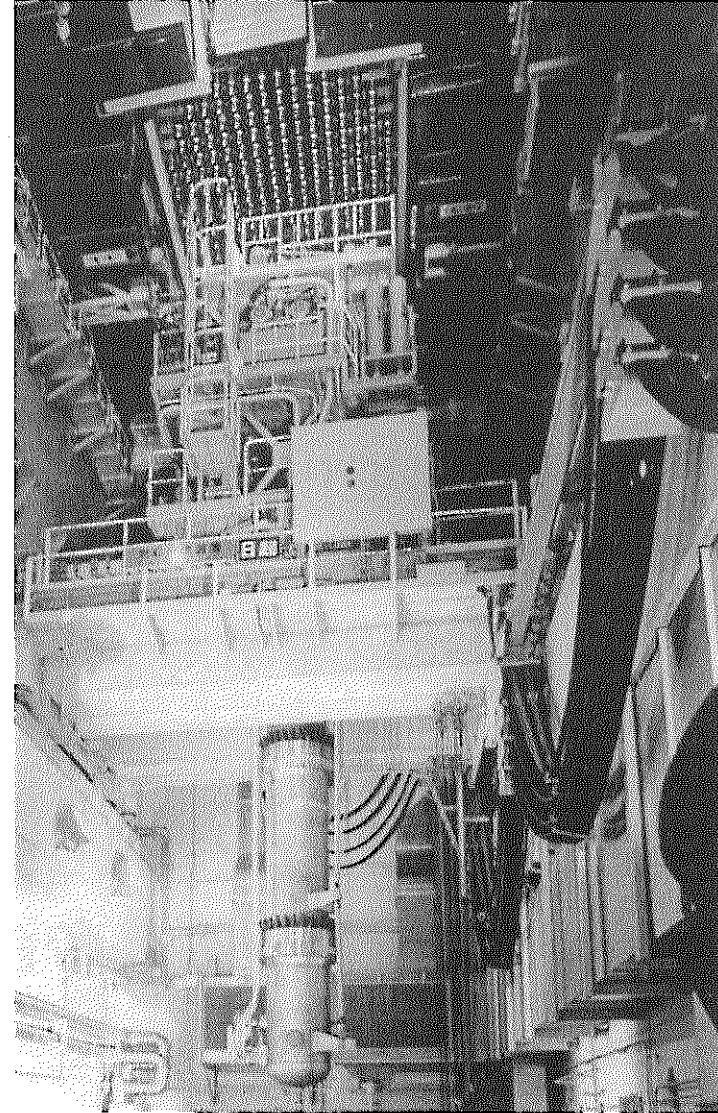
主蒸気隔離弁



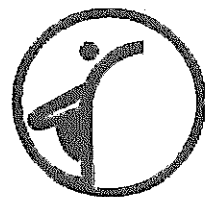
国産技術による機器の開発・製作例 (2/2)



下部ヘッド逆止弁
(工学安全系の機器を
実証試験をしつつ開発)



燃料交換機



7. 成果の普及(2)

7.2 プルトニウム利用実証成果の普及

○ODCAにおけるデータに基づきメーカーが炉心設計

⇒メーカーへの技術の伝承

○「ふげん」の炉心管理部門への技術者の出向

電源開発(株)、電力から延べ11名の出向者

⇒技術者を介したプルトニウム利用技術の継承

○「ふげん」のMOX燃料利用実績や照射後試験結果は、以下の、原子力安全委員会 原子炉安全基準専門部会報告書で参照されている

⇒発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について

⇒改良型沸騰水型原子炉における混合酸化物燃料の全炉心装荷について



7. 成果の普及(3)

7.3 運転管理技術の高度化（水化学分野）

- 原子力学会の専門委員会の水化学ハンドブックや、学会誌等で「ふげん」の成果が公開
- 化学管理担当部署への技術者の出向
電力会社、電源開発(株)、メーカーから21名の出向者

⇒技術者を通じた技術の伝承

これらの経緯を経て現在では多くの国内軽水炉において水素注入や系統化学除染が実施されている。

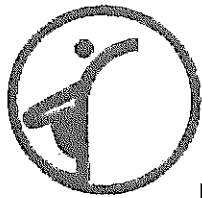


7. 成果の普及(4)

7.4 自主開発成果・運転経験に基づく国際貢献

- (1) チェルノブイリ事故時のプラント挙動解析
- (2) IAEAなどを通じた多国間協力に基づく
RBMK炉の安全支援
- (3) 二国間協力に基づくRBMK炉安全支援
ロシア、リトアニア

- (4) 近隣アジア諸国への原子力安全支援
(文部科学省原子力研究交流制度に基づく研修生の「ふげん」への受入れ、「ふげん」技術者を派遣して、講義を実施)
⇒平成10年2月の原子力委員会決定
「圧力管型炉の運転管理技術取得の場として活用する」
ことの具体化



自主開発成果・運転経験に基づく国際貢献(1/2)



IAEAによるRBMK炉の
安全改善ミッションへの協力



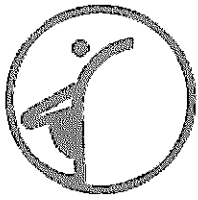
リトアニアへの運転安全支援



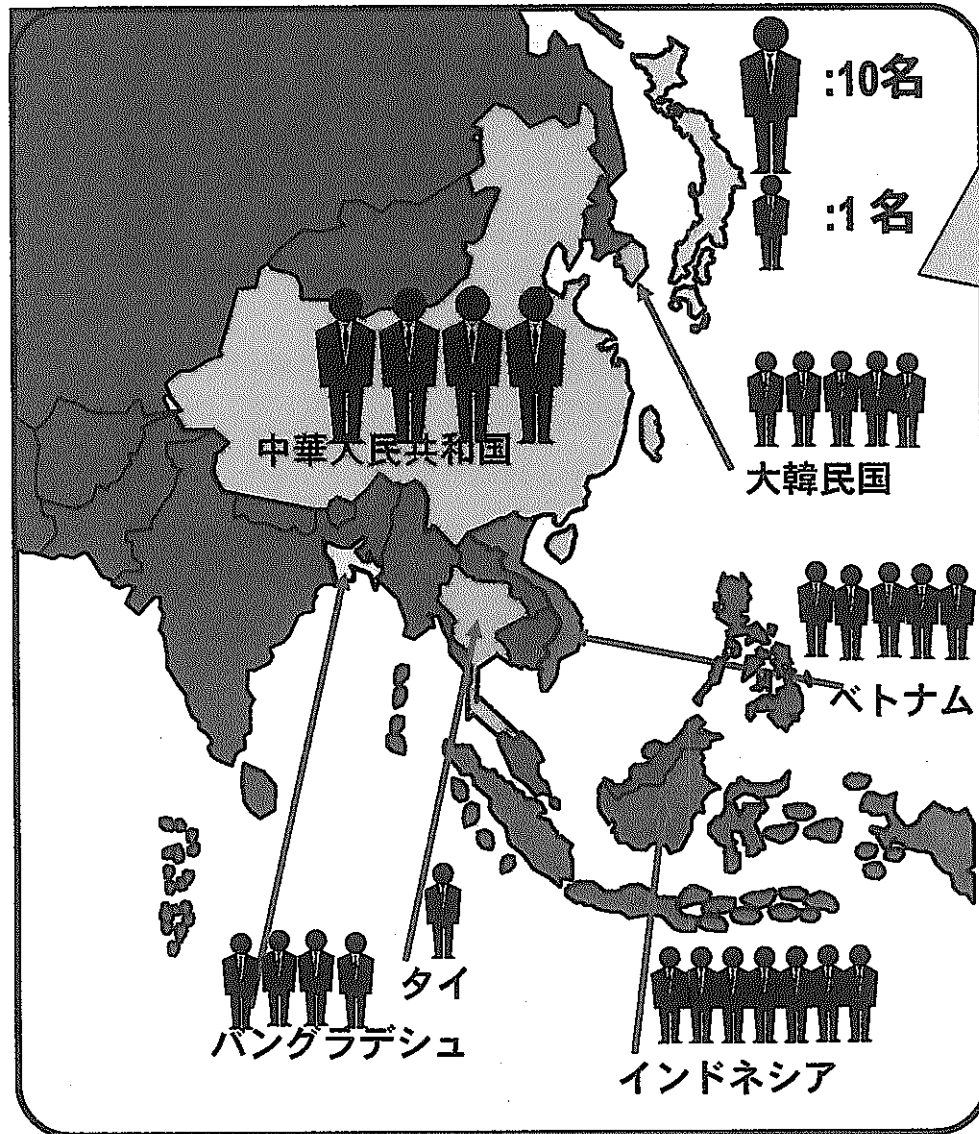
中国の研究機関での講演



アジア諸国の研究者受け入れ



運転管理技術の取得の場として活用



**受入数：1988年度以降
 総数62名（6カ国）**

**ぶげん技術者の講師派遣：
 総数44名（3カ国）**

(1988年～2003年1月)



7. 成果の普及(5)

7.5 実証炉・フルMOX-ABWRの運転要員の養成

昭和62年から運転を終了する平成15年3月まで、電源開発(株)の実証炉・フルMOX-ABWRの運転要員の養成を目的に、若手の運転要員(技術者)を「ふげん」に受入れ、約4年間にわたってOJTで研修を実施

- ⇒約16年間で延べ143名の運転要員の養成
- ⇒全炉心にMOX燃料を装荷する大間ABWRの建設・運転に、「ふげん」での経験が活かされる。



7. 成果の普及(6)

7.6 成果の公開

国内学会発表	384件
国際学会発表	186件
学会投稿・寄稿	189件
社内技術資料	1,085件
工業所有権(国内)	379件
(国外)	88件



7. 成果の普及(7)

7.7 学会等、外部機関からの表彰

○日本原子力学会賞

「ふげん」の開発並びに運開達成（昭和54年度技術開発賞）

ATR用炉内中性子検出器の開発（昭和59年度技術賞）

「ふげん」におけるプルトニウム利用技術の実証

（平成5年度技術開発賞）

「ふげん」における水素注入による水質改善技術の開発

（平成5年度特賞）

原子炉給水制御システムへのファジィ制御の適用

（平成7年度技術賞）

「ふげん」における系統除染技術の開発（平成9年度技術賞）

○触媒学会賞

疎水性白金触媒による水・水素同位体交換反応法の確立

（平成6年度技術賞）

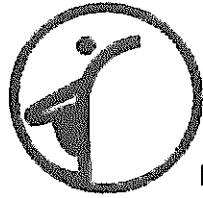


7. 成果の普及(8)

7.8 開発成果の集大成

○「ふげん」の開発成果である設計コードや、解析コード、開発運転データについては、データベース化し、活用できる形で整備している。

○「ふげん」開発の歴史と成果の全容を集大成として報告書にとりまとめ、関連する参考文献とともにサイクル機構のホームページで公開する。



まとめ (1/3)

運転を通じた技術的諸性能の確認

- 総合機能試験・起動試験における設計性能の確認
- 17回の定期点検の国内技術での完遂
- ATR特有機器の長期信頼性・健全性確認
- ATR特有の設計に起因する不具合なし
- 良好な運転実績の達成

⇒ ATR型炉の発電プラントとしての
技術的成立性の実証



まとめ (2/3)

プルトニウム利用の実証

- プルトニウム利用実績
MOX燃料装荷体数世界一

- 核燃料サイクルの輪の完成
 - ⇒プルトニウム利用技術の実証
 - ・核燃料サイクル技術定着の原動力
 - ・プルトニウム利用に対する理解
 - ・プルサーマル、「もんじゅ」へ



まとめ (3/3)

運転管理技術の高度化

○運転高度化技術開発

A T R 特有技術開発、
水化学管理技術、
計算機利用技術

⇒ A T R 型炉の運転保守性、
運転信頼性の向上、
軽水炉への波及

○自主開発技術、運転経験に基づく

近隣アジア諸国・東欧への国際貢献

参 考 資 料 6

新型転換炉原型炉「ふげん」の開発
(自己評価書)

「新型転換炉原型炉「ふげん」の開発」
(自己評価書)

平成 15 年 6 月

核燃料サイクル開発機構

1. 研究開発の目的・意義

(1) 目的・意義は明確かつ的確であったか

国のプロジェクトとして進められた「ふげん」開発の目的・意義は、原子力開発利用長期計画などで明確に示されていた。

(2) 長期的にも将来に備え今から対応すべき重要かつ緊急性が高いものであったか

資源のない我が国のエネルギーの自立と、産業経済の発展のために、核燃料サイクルを我が国の中で確立すること、そのために、新しい型式の原子力発電所を自主技術で開発するという目的・意義は、将来に備えて対応すべき重要かつ緊急性の高いものであった。

(3) 社会的・経済的ニーズ、民間ニーズはあったか

エネルギーの自立、産業経済の発展に資するプロジェクトであり、社会的・経済的ニーズに基づくものであった。巨大産業を民間企業の自主努力のみで育成することはリスクが高く、国のプロジェクトとして産業界を育成するとしたことは民間ニーズにかなうものであったと考えられる。

(4) 国の計画・方針との整合性

「ふげん」の開発は、原子力開発利用長期計画等に示された国の計画・方針に基づいて進めてきており、整合性は図られた。

(5) サイクル機構が実施すべき課題であったか

民間にはリスクが大きくてできないプロジェクトであり、「ふげん」を含めた新型動力炉の開発、核燃料開発を実施するために動燃が設立された。

(6) 関連技術動向が的確に把握されたか

国内外の開発動向や技術水準を調査し、把握しつつ進めた。

2. 研究開発目標

(1) 目標の設定は適切であったか

「ふげん」の開発目標は、原子力開発利用長期計画等のなかで示された目標に従って設定し、開発を進めてきた。

(2) 目的・意義達成のために十分な目標設定になっていたか

自主技術で開発し、設計、建設した新型転換炉が発電プラントとして使えることを明らかに示すためには、「ふげん」の運転を通じて技術的諸性能を確認することは不可欠であった。また、「ふげん」の開発運転を通じて運転管理技術の高度化を図ることは、自主技術で新型転換炉を開発する一環であり、目的・意義達成のための十分な目標設定であったと考える。

プルトニウム利用の実証は、我が国の原子力開発の基本政策である核燃料サイクルを確立するための根幹を成すものである。

(3) ブレークスルーする点が明確であったか

ブレークスルーすべき点は、自主技術開発による新型原子力発電所の建設運転、並びにプルトニウムの利用の実証と核燃料サイクルの実証であり、明確であった。

(4) 状況に応じて適切に見直しが行なわれたか

実証炉建設計画を含めた国の新型転換炉開発計画は、外部情勢の変化によって、見直され、最終的には撤退することになった。それぞれの見直しのポイントでは、「ふげん」のその時点までの成果や実績に基づいて「ふげん」の目標設定がなされてきたが、開発運転を通じて技術的諸性能を確認すること、プルトニウムの利用を実証することは運転を終了するまでその目標は変わらなかった。実証炉の基本設計に必要な技術情報を電源開発(株)に移転してから、運転管理技術を高度化することを開発目標に加わえ、また、平成10年2月の原子力委員会決定で、プルトニウム利用技術、運転管理技術成果について過去の成果も含めて成果の集大成を行うことと、廃止措置研究を行うことなどが付加されてきた。そのそれぞれに対して、「ふげん」においても、開発目標を適切に見直しを実施してきた。

(5) 関連技術が的確に把握、反映したものであったか

カナダの重水炉の開発動向、運転管理経験並びに軽水炉の運転管理経験などの技術情報を入手して開発目標に反映してきた。

3. 研究開発計画

(1) 計画内容(課題の設定・内容、年次計画等)は具体的で妥当なものだったか

「ふげん」の稼働率が新型転換炉の全体の技術的性能を示すことになるとの観点の下、一定の稼働率を確保するための運転計画の立案や、プルトニウムの利用、回収ウランの利用、「ふげん」自身のMOX燃料から抽出したプルトニウムの利用など、国が掲げる開発目標を達成するために具体的な計画であり、妥当なものであった。また、新型転換炉の高度化として、重水炉特有技術の高度化計画、また、軽水炉とも共通の運転管理技術の開発にあたっては、軽水炉にも先駆けて開発・適用する計画は、国のプロジェクトとして妥当なものであったと考える。

(2) 状況に応じて計画の見直しは適切に行なわれたか

プルトニウムセルフサステインから、プルトニウム燃焼炉へと国が示す新型転換炉の核燃料戦略上の見直し、電源開発(株)への技術移転後に高度化を

めざす「ふげん」の役割の見直しに適切に対応していった。

(3) 実用化への道筋が適切に考えられていたか

電源開発(株)への技術情報の移転後に、同社運転要員の「ふげん」における訓練を実施し、人を介しての技術の伝承を図ってゆく計画など、新型転換炉の実用化への道筋は適切に考えられていた。

4. 研究開発実施体制

(1) 組織、人員・人材の配置、研究グループ間の連携、委員会の活用、運営などは妥当であったか。

大洗工学センターの研究成果を提示しつつ、国内原子力産業 5 グループに機器の設計、製作、建設を行わせて、我が国原子力産業の育成を図りつつ、日本原子力発電(株)、電源開発(株)には豊富な経験を活かした施工管理や建屋設計を担当していただくことで適切かつ合理的に建設を進め、また、電気事業者には、軽水炉での豊富な運転経験を「ふげん」にも活かすべく運転協力を求めるなど、動燃(現サイクル機構)を中心としたオールジャパンの体制は、このプロジェクトの目標にもかなう妥当なものであった。設計から運転開始にいたるまでは、また、学会等の有識者からなる、7つの専門委員会を社内を設置して、専門家からの意見を聴取しつつ開発を進めた。

(2) 他機関との協力・連携(国際協力)は適切だったか

先行的に重水炉の開発を進めていたカナダ、英国等とも技術情報の購入や技術情報交換の会議によって技術開発動向の把握、効率的な開発を行った。また、運転管理技術については、豊富な運転経験を有するカナダの電力公社と技術情報交換を行うなど、他機関との協力は適切に進められた。

5. 研究開発成果

(1) 達成された具体的な成果について、水準、質、意義、当該分野への寄与の程度など

新型転換炉の技術的諸性能については、起動試験、25年に及ぶ開発運転、定期点検によって、圧力管等の特有機器の長期信頼性、運転保守性、運転信頼性等が確認され、新型転換炉固有の設計に起因する不具合はなく、平均設備利用率約62%という原型炉としては極めて良好な運転実績を達成し、新型転換炉が発電プラントとして技術的に十分成立することを実証した。

プルトニウム利用については、世界一のMOX燃料装荷実績の達成、実規模での核燃料サイクルの環の完結など、世界に先駆けたプルトニウム利用実

績を積み上げ、我が国のプルトニウム利用の先駆者としての役割は、高い質と水準で達成され、新型転換炉におけるプルトニウム利用技術は完全に実証できた。

新型転換炉特有の圧力管検査技術、重水リサイクル技術、トリチウムの管理技術の確立など、世界的に見てもその達成度は高い。また、軽水炉とも共通の運転管理技術の高度化については、水素注入、系統化学除染といった技術を、軽水炉に先駆けて、自らプラントへの適用性を評価・確認して、技術を確立してきた。「ふげん」での成果が活かされてその後の我が国軽水炉における水素注入の適用、系統化学除染の適用へと波及している。

(2) 計画と比較した達成度

自主技術での新しい型式の原子力発電所の開発、プルトニウム利用、核燃料サイクルの達成など、これまで誰も経験のないことを、着実に計画通りに達成してきた。その要因として、「自ら設計、自ら重要機器の技術を確立する。」「既存技術は極力利用するが、自ら評価、必要とあらば自ら検証する。」といった当初からの開発哲学が、原子力揺籃期の多くの技術者の心を引きつけ、信念として「ふげん」の設計、建設、運転に貫き通されてきたこと、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を推進できたことが考えられる。

(3) 費用対効果のバランスは取れていたか

この開発は、民間にはできない大きなリスクを伴うために国のプロジェクトとして進められ、十分な成果を上げ、実証炉の基本設計に必要な技術の移転までなされた。残念ながら、実証炉建設は中止されたが、巨大な原子力産業技術の育成、我が国の原子力開発の基本政策である核燃料サイクル確立の根幹をなすプルトニウム利用、軽水炉とも共通な運転管理技術の軽水炉への波及など、得られた成果は、約 35 年間に建設費、運転費などで国費から投入された費用をゆうに凌駕するものであったと考える。

6. 成果の普及

(1) 技術移転を含む成果の普及は期待できるか

「ふげん」を自主開発するに当たっては、国内の主要メーカ 5 グループが設計を行い、炉心内の伝熱流動特性や炉物理特性、安全性、耐久性等の未知の部分は、大洗工学センターにおける実規模試験施設で実験データを取得し、それらのデータをメーカの設計に反映させるというやり方で進めてきた。

メーカーからも 71 名の技術者が動燃に出向し、大洗での試験に従事した。開発手法・試験手法等はメーカーからの出向技術者を介して伝承され、その後のメーカーにおける研究開発にも活かされている。

また、当時海外導入技術によっていた再循環ポンプ、主蒸気隔離弁、逃し安全弁などの主要機器についても、「ふげん」の建設においては動燃の指導の下、メーカーが最初の国産化にチャレンジし、「ふげん」での運転成功の糧は、技術者の自信となり、以降の軽水炉の純国産化へ反映されている。一方、プルトニウム利用については、軽水炉等への普及としてプルサーマルの安全審査指針類に「ふげん」の成果が反映されているほか、「ふげん」炉心管理部門への出向技術者、メーカーへの委託作業など技術者を介して十分に継承されている。また、今後は、炉心管理技術者や、MOX燃料取り扱い技術者などを「もんじゅ」へ展開することにより、「ふげん」の成果の普及を行っていく。

(2) 波及効果はあったか、また期待されるか。

プラント管理技術のうち特に水化学分野において、学会の専門委員会や成果の発表、学会の水化学ハンドブックなどを通じて軽水炉への波及している。また、「ふげん」の水化学部門への電力、メーカーからの出向技術者、メーカーへの委託作業など、技術者を介しても「ふげん」で開発された技術は継承され、波及し、その後の軽水炉における適用に結びついている。

また、「ふげん」における自主開発技術は、我が国の原子力技術支援として、チェルノブイリ事故の原因解明、RBMK炉の安全性向上支援、近隣アジアの原子力安全向上に十分に活かされ、国際的にも高く評価されている。

「ふげん」の開発成果、運転経験は、集大成として報告書に取りまとめ、関連する参考文献とともにホームページで公開する。開発運転に関わるデータベースはすでに構築済みであり、当面の間は希望者には利用できるようにする。

(3) 成果発表、特許出願・取得等の状況

成果発表、特許出願には積極的に取り組み、以下に示すとおりの実績であった。

国内学会発表	384 件
国際学会発表	186 件
学会投稿、寄稿等	189 件
社内技術資料	1,085 件
工業所有権 国内	379 件
国外	88 件

(4) 広報は積極的・効果的に行なわれたか

サイクル機構のPR館（「ふげん」のPR館、敦賀市のアトムプラザ、ア
クアトム、MCスクエア、東海事業所、大洗事業所、人形峠事業所など）、
サイクル機構の広報誌（サイクル、クリア、敦賀の四季など）を通じて広報
活動を行っている。近年、運転終了に向けては、開発成果のパンフレット（和
文、英文）を作成するとともに、サイクル機構広報誌での特集、業界紙の特
集等（原子力 eye など）、原子力学会への投稿（8月号を予定）、Nuclear
Engineering International への投稿（2003年10月号掲載予定）などを実
施している。

さらに、サイクル機構が主催する国際フォーラムや、MOXセミナー、
報告と講演の会、敦賀フォーラム、原研とサイクル機構の合同シンポジウム
等でも「ふげん」の成果を取り上げて広報してきた。

7. 総合評価

(1) 上記各項目の評価を踏まえた総合的な判断

「ふげん」プロジェクトは、与えられた国の目標・計画どおりに開発を
進め、特にプルトニウム利用においては、プルトニウムリサイクル利用を基
本とする我が国において、その先駆的な役割を十分に果たした。

運転管理技術については、軽水炉へ波及しており、さらに、自主技術開
発成果は、国際貢献ではチェルノブイリ型炉の安全性支援、近隣アジア諸国
の安全支援に大いに活かされた。

「ふげん」を振り返ると、新しい技術へのチャレンジの連続であったが、
技術的には実証主義に基づく堅実な技術開発が行われた。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と考える。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、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である。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
績を残したことは、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、我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。
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
我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
活躍している。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と言える。

(以上)