☆

☆

1 解 説 新型転換炉ふげん発電所の運転実績

(動燃事業団) 大 輝 茂, 金子 淳,
川原敏夫, 松本光雄

ナショナル・プロジェクトの1つとして開発された新型転換炉の原型炉「ふげん」は、昭和54年以降約8年間の運転を通して、新型転換炉システムの性能と信頼性を実証するとともに、Pu利用特性の解明と利用技術の開発と実証を進めている。また、運転実績や技術開発の成果を実証炉設計に逐次反映している。本稿では、「ふげん」の概要と運転実績について概説する。

☆

☆

I. はじめに

新型転換炉ふげん発電所(以下「ふげん」)は、重水減速沸騰軽水冷却圧力管型原子炉の原型炉(電気出力165 MW)として、昭和45年12月に着工、54年3月20日本格運転開始以来、約8年間の運転を通して、新型転換炉の技術開発を実証する役割を果たしてきている⁽¹⁾⁽²⁾。

「ふげん」は本格運転開始以来、昭和62年1月現在の総発電電力量は約70億 kWh、発電時間は約43,000 h、平均設備利用率は60.6%に達している。「ふげん」の運転、定期検査等の経験を通して、以下に示すように新型転換炉の性能と信頼性の実証、運転保守技術の蓄積に努めている。

- (1) U・Pu 混合酸化物燃料(以下、MOX 燃料)の炉心特性、照射特性、取扱技術等の Pu 利用技術の実証および蓄積
- (2) 圧力管型原子炉の流動特性、プラント動特性等の実証および運転技術の蓄積
- (3) 重水系の運転特性の実証およびトリチウムを含む重水取扱技術の実証と蓄積
- (4) 設備・機器の運転信頼性および運転保守性の実証ならびに運転保守技術の蓄積

本稿では、「ふげん」の概要と、約8年間の運転を通じて実証してきた炉心特性、保守管理、化学管理等の運転実績について紹介する。

II. 設備概要と特徴

「ふげん」は重水減速沸騰軽水冷却圧力管型原子炉であり、減速材に重水を使用していることおよび原子炉の構造が圧力管型であることを除けば BWR と類似している。「ふげん」の主要諸元を第1表に、主要系統図を第1図に示す。以下に設備の概要と特徴を示す。

1. 原子炉本体

原子炉本体はカランドリアタンク、圧力管、鉄・水遮

第1表 プラントの主要諸元

炉 型 式	重水減速沸騰軽水冷却型原子炉 (圧力管型)
炉 出 力	熱出力 557 MW 電気出力 165 MW
炉 心	炉心高さ 3.7 m 炉心直径 4.05 m 圧力管間隔 240 mm チャンネル数 224本
燃 料 組 成	UO ₂ 1.5, 1.9% MOX 核分裂物質質量 1.4, 2.0%
燃料被覆管	ベレット外径 14.4 mm ベレット高さ 18 mm 材 料 シルカロイ-2 外 径 16.46 mm 内 径 0.8 mm 厚 0.8 mm
圧 力 管	材 質 Zr-2.5%Nb 内 径 117.8 mm 内 厚 4.3 mm
カランドリア管	材 質 シルカロイ-2 内 径 156.4 mm 内 厚 1.9 mm
減 速 材	重水装荷量 160 t 重水温度 70°C
カランドリアタンク	材 質 ステンレス鋼 内 径 8 m 高 さ 5 m
制 御 棒	本 数 49本 材 料 B ₄ C, ステンレス鋼 駆動方式 電動機駆動ワイヤドラム方式
原子炉冷却系	冷却材 軽 水 蒸気ドラム温度 284°C 圧 力 68 kg/cm ² 冷却材流量 7,600 t/h 再循環回路数 2 ループ
タービン	蒸気温度 279°C 蒸気圧力 63.5 kg/cm ² 蒸気流量 910 t/h 回 転 数 3,600 rpm
発 電 機	形 式 3 相横軸回転界磁形 水素冷却同期発電機 定格容量 200,000 kVA 電 圧 16 kV 周 波 数 60 Hz 回 転 数 3,600 rpm

Operating Experience of Fugen Nuclear Power Station: Shigeru OHTERU, Jun KANEKO, Toshio KAWAHARA, Mitsuo MATSUMOTO.
(1987年 2月5日 受理)

第1図 「ふげん」の主要系統図

蔽体等で構成されている。カランドリアタンクは正方形格子に配列された224本のカランドリア管を垂直に取り付けた整形円筒タンクであり、減速材である重水が満たされている。圧力管(Zr-Nb合金)はカランドリア管にそれぞれ挿入され燃料集合体を収納して炉心を構成している。燃料集合体は圧力管下部から圧力管内に燃料交換装置を用いて遠隔自動で装荷・取出しされる。

2. 燃料集合体

燃料集合体は28本の燃料棒より構成された3層同心円状クラスタ燃料(内層4本, 中間層8本, 外層16本)であり, 燃料集合体の全長は約4.5m(燃料有効長約3.7m)の一体型燃料である。「ふげん」ではMOX燃料を使用していることが特徴であり, 天然Uまたは減損Uに0.8~1.4%の核分裂性Puを富化したMOX燃料を使用している。また, 微濃縮Uの酸化物燃料(以下, UO_2 燃料)も装荷している。これら以外に4体の特殊燃料集合体があるが, これは圧力管材料の監視試験片を中心部に収納した UO_2 燃料で, 炉心中心部に近い位置に装荷している。現在の炉心配置(第10サイクル)を第2図に示す。

記号	名 称	員数	記号	名 称	員数
○	MOX 燃料集合体	117	+	制 御 棒	48
⊗	UO_2 燃料集合体	100	+	出力調整用制御棒	4
●	特殊燃料集合体	4	○	出力系検出器	16×4
▲	耐熱用36本燃料集合体	3	□	中間出力系検出器	6
			△	制御系検出器	4

第2図 炉心配置図

3. 制 御 棒

制御棒は2重円筒形であり第2図に示すように、炉心外周部を除いて燃料集合体4体に制御棒1本の割合で計49本が配置されている。このうち4本は領域出力調整用として出力の自動制御に使用される。

制御棒は重水が満たされたカランドリアタンク内に設けられた制御棒案内管の中を上下する。制御棒の駆動方式は電動機駆動ワイヤドラム式であり、スクラム時は電磁クラッチを切ることにより制御棒を自由落下させる。

制御棒は、原子炉の反応度の制御および出力分布の調整のために設けられており、燃料の燃焼等のように緩慢な反応度変化に対しては重水中のボイズン(ホウ酸)濃度を調整することにより反応度を制御する。

4. 原子炉冷却系

原子炉冷却系は、224本の圧力管群を112本ずつ左右に2分割した独立2ループ構成である。第1図に示したように、それぞれのループには蒸気ドラム1基、再循環ポンプ2台、下部ヘッダ1基がある。原子炉冷却水は下部ヘッダから112本の入口管に分かれてそれぞれの圧力管の下部より入り、炉内で沸騰し気水混合体となって112本の上昇管を経由して蒸気ドラムへ流入する。蒸気ドラムで気水分離された蒸気は蒸気タービンへ、飽和水は給水と混合して下降管を経由して再循環ポンプへ戻り再び炉内に送り込まれる。

5. 原子炉補助系

「ふげん」特有の原子炉補助系は、第1図に示したように、重水系、He系、CO₂系がある。

重水系は、減速材である重水内で発生した熱の除去、重水中の腐食生成物およびその他の不純物の除去ならびに重水中のホウ酸濃度の調整を行う。

重水はカランドリアタンクの上部よりオーバーフローし、ダンプタンク、重水循環ポンプを経て冷却器により冷却された後、炉内の制御棒案内管を経てカランドリアタンクへ戻る。また一部の重水を重水浄化塔に通水することにより腐食生成物等を除去している。「ふげん」では、初期炉心や燃料取替初期の余剰反応度を抑制するため、重水中にホウ酸を溶解させており、燃焼に伴う反応度の補償や、ゆっくりした出力上昇制御には重水中のホウ酸を除去する方法を採用している。このために重水系には、ボイズン供給設備とボイズン除去用イオン交換塔を設けている。

He系は、重水の劣化を防ぐため重水表面上にHeガスを満たしており、重水の放射線分解によって生じる重水素および酸素を再結合させ、カランドリアタンク

内での爆発性気体の蓄積を抑制している。さらに、カランドリアタンクの重水オーバーフロースペースとダンプスペース間のHe差圧を制御してカランドリアタンクの重水水位を維持している。また、緊急時にはHe連通弁を急開してカランドリアタンク内のHe差圧をなくすことにより、重水水位を急激に低下させて原子炉を未臨界にする重水ダンプ機能がある。

CO₂系は、圧力管とカランドリア管との空間に熱遮蔽のためCO₂を供給するものである。また、圧力管およびカランドリア管からの原子炉冷却水あるいは重水の漏洩を検知するため、出口側のCO₂中の湿分を露点計で測定している。

6. その他

原子炉冷却系、主蒸気系、給水・復水系は原理的にBWRと同じである。タービン発電機は3,600rpm機種を採用し、蒸気タービン制御には電気油圧式制御装置(EHC)を使用している。

Ⅲ. 運 転 実 績

昭和53年3月15日から燃料装荷を開始し、3月20日にMOX燃料22体で最小臨界を達成した⁽³⁾⁽⁴⁾。その後1年間の起動試験を経て、54年3月より本格運転に入り、以後8年間にわたり順調に運転を継続している⁽⁵⁾。運転履歴は第3図および第4図に示すように、7回の計画停止と5回の定期検査期間を除いて定格出力運転を行い、過去8年間の平均設備利用率(発電電力量/暦時間数×認可出力)は60.6%、総発電電力量は約70億kWhに達している。特に58年度の設備利用率は80.6%であった。

1. 炉心・燃料管理

「ふげん」は熱中性子炉としてMOX燃料を本格的に使用した世界で最初の原子炉であって、初装荷炉心では224体のうち96体のMOX燃料を装荷した。その後の燃料取替においても約半数はMOX燃料を使用し、現在までに装荷したMOX燃料は合計316体である。

MOX燃料を装荷した炉心の冷却材ボイド反応度係数はほぼゼロであり、安定した特性を有している。

(1) 炉心管理手法と実績⁽⁶⁾

「ふげん」における炉心管理は、第5図に示すように、燃料取替計画、制御棒パターン計画等の作成、運転を通して得られる各種運転データの収集、運転データと当初予測値との比較・評価および必要に応じて炉心管理コードの改良の繰返しにより精度の向上を図ってきた。「ふげん」は原型炉であるため、特に評価が重要であり、その評価結果は運転および次の計画作成に反

第3図 運転履歴

第4図 発電実績

第5図 炉心管理の流れ図

映している。

燃料取替計画は、出力分布の平坦化、燃焼管理の容易さ、運転制御の容易さから、90°回転対称分散取替方式の考え方を基本にし、

- (1) 発電所運転計画に基づく所定の炉心サイクル寿命
- (2) 燃料体健全性の観点に基づく熱的制限値
- (3) 原子炉の停止余裕
- (4) 取出燃料体の燃焼度

等から決定される。

具体的には、各サイクルにおける燃料取替体数、位置および種類とともに燃料体の熱的制限値が保証されるような制御棒パターンを決定する必要がある。「ふげん」の炉心では、サイクル初期の余剰反応度を主として、重水中に溶解した¹⁰B濃度調整により抑制していること、冷却材ボイド率分布による出力分布への影響が小さいこと、また重水炉は中性子移動面積が大きいこと、第6図に示すように、出力分布の歪が小さく制御棒計画の立案が容易である。

現在まで10サイクルの運転を通じて、運転中制御棒

第6図 燃料取替後の径方向出力分布(第10サイクル)

パターン変更を実施したのは、第1サイクルと、76体の新燃料を装荷した第4サイクルの2回だけで、他のサイクルは出力調整用制御棒(4本)以外の制御棒は全引きしたパターンで運転している。

また、燃焼に伴う反応度補償も、重水中 ^{10}B 濃度調整により行なっているため、出力ピーキングは制御パターン変更時以外はサイクル中徐々に小さくなり、出力分布は平坦化する。第3図に各サイクルの定格運転中の最大線出力密度と重水中 ^{10}B 濃度の変化を示した。

余剰反応度の予測精度は、反応度抑制のため重水減速材中に溶解している ^{10}B 濃度の予測値と実測値の比較から評価でき、さらにこれにより炉心のサイクル寿命が予測できる。起動試験および運転開始後の運転データを評価することにより現在では、サイクル寿命は12ヵ月運転で $\pm 0.2\% \Delta k/k$ の精度で予測可能である。

MOX燃料を利用する熱中性子炉においては、 ^{241}Pu 崩壊による核分裂性Puの減少に加え、中性子吸収体としての ^{241}Am の蓄積の影響を定量的に評価する必要がある。このため、「ふげん」の実績と重水臨界実験装置(DCA)における実験データを基に、特にPu同位体、 ^{241}Am およびU同位体に関する核特性を精度よく評価・解析できるよう炉心管理コードを改良し、炉心サ

イクル寿命の予測精度の向上を図った。

(2) 炉心特性

熱中性子炉において、炉心特性を決定する重要な因子は減速材対燃料体積比(V_m/V_f)と使用する燃料の種類である。「ふげん」の V_m/V_f は約8.2で、燃料には、MOX燃料を半数以上用いているため、冷却材ボイド反応度係数はほぼゼロで絶対値が小さい⁽⁷⁾⁽⁸⁾。

このように冷却材ボイド率による反応度の変化が小さい特性のため、沸騰冷却型炉にもかかわらず冷却材の流量制御は、再循環ポンプの極数を切り換えて速度を低速と高速にする2段切替方式を採用してシステムを単純化している。再循環ポンプ切替時のように冷却材のボイド率が急激に変化する場合でも出力の変動は小さい。第7図に、出力上昇過程での再循環ポンプ速度切替(低速→高速)時の原子炉出力、再循環ポンプ流量、炉心平均ボイド率等の変化を示す。炉心平均ボイド率は切替直後、再循環ポンプ流量の減少に伴って若干増加し、再循環ポンプ流量が増加してくると炉心のボイド率は急減する。炉心入口サブクールは再循環ポンプ低速運転状態で大きく、高速運転状態では小さい。再循環ポンプを高速運転に切替後約10sで炉心入口サブクールは小さくなり、炉心のボイド率が増加する。

第7図 再循環ポンプ切替時の原子炉出力変化

また、サイクル末期の出力下降時における再循環ポンプ速度切替(高速→低速)時の過渡変化もサイクル初期とほぼ同じであり、燃焼による冷却材ボイド反応度係数の変化は小さい。出力係数は、冷却材ボイド反応度係数がゼロ近傍であるため燃料体温度係数に支配され、サイクルを通して出力係数は $-5 \sim -8 \times 10^{-5} \Delta K/K/\%$ 出力で安定した炉心特性を示している。

上述したように、「ふげん」型炉は冷却材ボイド反応度係数の絶対値が小さいため、タービン系統からの外乱により蒸気圧力が変化しても、原子炉出力の変動は小さい。また出力係数も比較的小さいため、出力変化時の反応度補償が小さくて済むという特性があり、負荷追従運転時の原子炉出力制御が容易に行える⁽⁹⁾。

「ふげん」では、主蒸気隔離弁全閉試験等の運転期間中に出力変更が必要な時期を利用して、日負荷追従運転モードを模擬した制御特性の評価を実施している。定格出力から50%出力に変更する試験では、0.5%/minの出力下降および0.3%/minの出力上昇を重水減速材中の¹⁰Bの注入・除去操作のみで実施し、出力制御が容易に行えることを実証した。

(3) 燃料照射実績

初装荷炉心においては、MOX燃料を96体装荷し、その後の燃料取替においてMOX燃料は一時減少した

が、第4回定期検査後の炉心では、MOX燃料は128体となり、MOX燃料が50%以上占めている。

「ふげん」で使用するMOX燃料は、動燃事業団東海事業所Pu燃料部第2開発室において設計・製造しており、またUO₂燃料および特殊燃料は原子燃料工業㈱で製造している。その総数は昭和62年1月現在、MOX燃料346体、UO₂燃料330体、特殊燃料14体の合計690体に達している。

MOX燃料用のPuは、初期には海外で抽出したものを使用していたが、第3回取替用MOX燃料(昭和56年)から、東海事業所の再処理工場で軽水炉の使用済燃料より抽出したPuも使用している。また第5回取替用UO₂燃料(昭和58年)には人形峠事業所の濃縮プラントで濃縮したUも使用している。第7回取替用MOX燃料(昭和59年)の一部には軽水炉の使用済燃料を再処理して回収された回収Uを使用している。

このように「ふげん」では国産Pu燃料、国産濃縮U、回収Uの使用実績を積んでおり、我が国の核燃料サイクルの確立に寄与している。

これまで9回の燃料取替により炉心に装荷した燃料は、第2表に示すように合計640体であり、そのうちMOX燃料は316体である。また、使用済燃料の発生量は第6回定期検査時の取出燃料36体を含めて合計

第2表 燃料取替の実績

炉 心 運 転 期 間	初装荷炉心 53.3~55.2 (第1サイクル)	第1回取替炉心 55.4~55.6 (第2サイクル)	第2回取替炉心 55.7~55.11 (第3サイクル)	第3回取替炉心 56.10~57.5 (第4サイクル)	第4回取替炉心 57.6~57.9 (第5サイクル)	第5回取替炉心 58.1~58.8 (第6サイクル)	第6回取替炉心 58.9~59.2 (第7サイクル)	第7回取替炉心 59.6~60.7 (第8サイクル)	第8回取替炉心 60.12~61.7 (第9サイクル)	第9回取替炉心 61.8~62.1 (第10サイクル)
取 替 計 画 (注1)	タイプA MOX UO ₂ SP	+ 96 (-0) + 124 (-0) + 4 (-0)	+ 16 (-20) + 20 (-16) 0 (-0)	+ 12 (-24) + 24 (-12) 0 (-0)	+ 24 (-48) + 28 (-24) + 4 (-4)	0 (-0) + 8 (-36) 0 (-0)	0 (-20) + 4 (-36) 0 (-0)	0 (-8) + 4 (-36) 0 (-0)	0 (-24) 0 (-36) 0 (-4)	0 (-4) + 4 (-8) 0 (-0)
	タイプB MOX UO ₂ SP	0 (-0) 0 (-0) 0 (-0)	0 (-0) 0 (-0) 0 (-0)	0 (-0) 0 (-0) 0 (-0)	+ 20 (-0) 0 (-0) 0 (-0)	+ 12 (-0) + 16 (-0) 0 (-0)	+ 24 (-0) + 28 (-0) 0 (-0)	+ 24 (-0) + 12 (-0) 0 (-0)	+ 56 (-12) + 16 (-0) + 4 (-0)	+ 21 (-16) + 4 (-4) 0 (-0)
	実証炉用 36本燃料 (注2)									+ 3 (-0) 0 (-0)
	炉心 構 成	MOX UO ₂ SP	96 124 4	92 128 4	80 140 4	56 144 4	56 116 4	36 84 4	28 56 4	4 20 0
取 出 燃 料 平 均 燃 焼 度 (MWd/t)	タイプA MOX UO ₂ SP	0 0 0	0 0 0	0 0 0	20 0 0	32 16 0	56 44 0	80 56 0	124 72 4	129 72 4
	タイプB MOX UO ₂ SP	0 0 0	0 0 0	0 0 0	0 0 0	0 0 0	0 0 0	0 0 0	0 0 0	0 0 0
	実証炉用 36本燃料 (注2)								3	3
取出燃料平均燃焼度 (MWd/t)	——	6,440	7,410	9,220	9,560	9,870	9,870	12,300	15,570	16,210
取 替 時 期	——	第1回定期検査	昭和55年度 第1回計画停止 第2回定期検査	昭和55年度 第2回計画停止 第2回定期検査	昭和57年度 計画停止	第3回定期検査	昭和58年度 計画停止	第4回定期検査	第5回定期検査	昭和61年度 計画停止

(注1) 数字はカッコ外の数値が装荷を、カッコ内の数値が取り出しを表す。

(注2) 燃料濃縮度

	タイプA	タイプB	実証炉用 36本燃料
MOX燃料 核分裂物質濃度	平均約1.4wt%	平均約2.0wt%	平均約2.4wt%
UO ₂ 燃料 濃 度	約1.5wt%	約1.9wt%	——
SP燃料濃縮度	平均約1.8wt%	平均約2.3wt%	——

(注3) MOX:ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料
UO₂:ウラン燃料
SP:特殊燃料

452体であり、そのうち MOX 燃料は216体で、最大燃焼度は約18,500 MWd/t に達している。

昭和62年1月現在、第1サイクルからの通算定格出力換算運転日数(effective full power days)は1,828日に達し、この間燃料破損は発生していない。

「ふげん」の使用済燃料についてはその健全性を確認するとともに、燃料の設計性能の達成を実施し、燃料設計の安全裕度を確認するため、「ふげん」サイトにおける検査および照射後試験施設における照射後試験を実施している。また、これらの評価結果を実証炉の燃料設計に反映している。

(1) サイトにおける検査

発電所の使用済燃料貯蔵プールに設置している燃料検査装置により、現在まで取出燃料のうち MOX 燃料134体、 UO_2 燃料159体の合計293体について外観および寸法検査を実施し、燃料棒間ギャップについては約60,000点のデータを蓄積した。燃料棒の表面は赤褐色のクラッドが付着しているが、燃料棒、タイプレート、スペーサ等の部材には異常な傷、変形等はない。照射期間をパラメータとした燃料棒間ギャップの変化を第8図に示す。燃料棒間ギャップは照射期間の増加とともに狭くなる傾向にある。これは、主に燃料棒表面に付着するクラッドの増加によるものと考えられる。

(2) MOX 燃料の照射後試験

初装荷 MOX 燃料のうち最も燃焼の進んだ燃料(集合体平均燃焼度約14,000 MWd/t、炉内滞在日数944日)を選定して、日本原子力研究所東海研究所の実用燃料試験施設において照射後試験を実施した。現在さらに燃焼の進んだ取替 MOX 燃料(集合体平均燃焼度約18,000 MWd/t、炉内滞在日数1,057日)の照射後試験を実施中である。照射後試験の結果、現在までに次の主要な事項が明らかとなった。

- ① クラッドの成分は、約80%が Fe_2O_3 (ヘマタイト)、残りが Fe_3O_4 (マグネタイト) であり、これらは超音波洗浄で簡単に除去できるソフトクラッドである。
- ② 燃料棒の軸方向の伸びは0.3%程度であり、「ふげん」と同型炉の英国の SGHWR での照射試験結果および軽水炉の実績と同程度の燃焼度依存性を示すが、MOX 燃料と UO_2 燃料間に差は認められない。
- ③ 燃料ペレット中に生成する核分裂生成ガス(FP ガス)のうち、プレナム内に放出される割合は、外層燃料で約3%、中間層燃料で約1%、内層燃料で約0.2%である。この放出 FP ガス

	取出次数	照射期間(運転有効日数)
●	新燃料	—
○	1	362
△	2	416
×	3	510
□	4	717
◇	5	809
■	6	1015

第8図 運転に伴う燃料棒間ギャップの変化

量と蒸発性不純物等から予測される燃焼末期の燃料棒内圧は、定格出力運転状態で最大約10 kg/cm²で原子炉冷却材圧力より低く、燃料棒の健全性上問題にならない。

FP ガス放出率は、第9図に示すように燃料の線出力密度に依存するが、MOX 燃料と UO_2 燃料の FP ガス放出率には有意な差はない。

2. 保守管理

(1) 保守管理の現状

設備機器の運転・保守の信頼性の維持向上を図るため、小さな故障も含めた故障実績を計算機を用いて統計処理する保守管理システムにより、設備の保守管理を行なっている。

また、プラントの重要なプロセス量に着目し、通常値からの微少変動を長期的に監視評価している。特に運転中に立ち入ることができない格納容器内の冷却材漏洩を含めた各種異常の早期発見に努めている。

第9図 FP ガス放出率の燃料線出力密度依存性

約8年間の運転期間を通して11回のプラント停止を含む不具合を経験したが、設計の本質面に起因した不具合の発生はなく各設備、機器の性能および信頼性は良好である。特に、原子炉再循環ポンプ、重水循環ポンプ、給水ポンプ、タービン、発電機等の主要回転機器は良好な運転性能を示している。

これまでに発生した不具合の代表的な例としては、原子炉冷却系配管の応力腐食割れ(SCC)、タービンドレン配管のエロージョン等があるが、軽水炉等で開発された技術と補修対策のための開発試験結果を採り入れて改良を行なっている。

重水炉特有の系統である重水系は、重水中に含まれるトリチウムの漏洩防止対策としてキャンドロータポンプおよびペローシール弁を採用し、可能な限り溶接構造としているため重水漏洩はない。

「ぶげん」は研究開発段階にある原子炉であるとともに自家用電気工作物としての発電設備であるため、定期検査は「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」および「電気事業法」に基づき毎年実施し

第3表 定期検査の実績工程表

回数 項目	第1回定期検査実績工程				
	0	50	(84)	100(105)	150
主要工程	解列	機器設備点検	燃料取出 燃料装荷	並列 運転 出力上昇試験 系統機能、炉物理試験	
原子炉本体	燃料取出 I-131測定	燃料交換装置分解点検			
核燃料物質の取扱及び貯蔵施設					
原子炉冷却系統施設		原子炉再循環ポンプ簡易分解点検 主蒸気隔離弁・蒸気ドラム遮し安全弁分解点検			
原子炉補助系統施設		重水循環ポンプ分解点検			
計測制御系統施設		LPM交換校正 制御棒駆動装置点検整備			
放射性廃棄物の廃棄施設		液体系・固体系点検 気体系点検			
放射線管理施設		放射線監視装置分解点検校正			
原子炉格納施設			自動隔離弁作動試験 格納容器漏洩率試験 局部漏洩試験		
非常用電源設備		非常用ディーゼル発電機分解点検 自動起動試験			
蒸気タービン		タービン本体分解点検 調整試験			
電気設備		発電機本体分解点検 調整試験			

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

ている。

定期検査では、設備機器の分解点検、機能・性能の確認を行い、工程は約90日工程(解列から並列まで)で完了することを基本的な目標としている。これまでの定期検査の実績工程を第3表に示す。第1回定期検査工程は計画通り84日間完了することができたが、その後は SCC 対策工事のため約4ヵ月を要している。しかし、これまでの経験に基づき定期検査工程の作業分析を実施した結果、標準的な定期検査期間は分解点検方法の改善、予備機の整備等により約75日間に短縮できる見通しを得ており今後実証していく。

(2) 設備改良

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

- (1) 予防保全の観点からの取替、改造工事
- (2) 運転性、保守性を改善あるいは維持するための取替・改造工事
- (3) 作業性の向上、被曝低減化のための工事
- (4) 技術基準、指針の改正に伴う改良工事
- (5) 不具合に伴う補修工事

これらのうち、特に SCC 対策、腐食・侵食対策については予防保全の観点から対策を計画的に行うとともに、供用期間中検査の強化を図って、不具合の早期発見と健全性・信頼性を確保するよう計画している。

また対策実施に当っては、原因究明のための再現性試験、改良確認試験等を行い対策計画に反映している。

今まで実施してきた主な設備改良の実施状況を第4表に示す。

SCC 対策は基本的には配管材質を SUS 304系材料から耐 SCC に優れた低炭素の SUS 316 系材料に変更することとし、大口径配管については高周波加熱による管内面の引張残留応力の低減化を計画的に実施している。さらに、水素注入により炉水中の溶存酸素濃度を低減し、SCC の発生防止を図る水質改善法について「ふげん」で実証試験を行なった。この結果 SCC の発生防止効果が確認されたため、炉水中の溶存酸素濃度の目標値を約20 ppb 以下になるように水素注入による水質改善法を昭和60年12月より適用している¹⁰⁾。

今後さらに、亀裂進展速度および腐食電位の評価試験を引き続き行い、水素注入技術の確立を図っていく。

(3) 機器の使用実績

「ふげん」の特有設備である圧力管集合体、燃料交換装置等は設計・建設段階において開発実証試験を行い、

第4表 改良工事の概要

目 的	改良工事の内容	実施時期
応力腐食割れ対策	脱気運転系設備の設置	第1回定検
	原子炉冷却系配管を耐 SCC 材料の配管に取替	第2～6回定検
	原子炉冷却系配管溶接部の高周波加熱による残留応力改善熱処理	第4～5回定検
	水素注入による水質改善設備の設置	第5回定検
エロージョン・腐食対策	タービン系抽気ドレン配管を耐エロージョン材料の配管に取替	第3～4回定検
	熱交換器の管束を耐食性材料に取替	第3～5回定検
	給水調節弁を耐エロージョンタイプの弁に取替	第4回定検
	原子炉給水系に酸素注入設備を設置	起動試験時
水質改善(クラッド対策)	原子炉給水系のクリーンアップラインを改良	第1回定検
	燃料交換装置の軸受部に洗浄配管を追加	第2回定検
	重水浄化系の重水冷温化設備を設置	第5回定検
	圧力管上昇管の配管支持装置をメカニカルスナバに取替	第1回定検
被曝低減化対策	使用済燃料貯蔵ラック容量の増強	昭和54年度
その他	事故時用高レンジモニタの設置	第4回定検
	第2固体廃棄物貯蔵庫の増設	第5回定検

性能・機能を確認するとともに、供用期間においてもその性能、運転信頼性および運転保守性を確認している。以下、開発した主要な機器類の使用実績を示す。

(1) 圧力管集合体

圧力管集合体は炉心構造物であって、中性子経済をよくするために炉心部の圧力管材料を Zr-2.5% Nb 合金とし、炉心部以外はステンレス鋼としている。

圧力管の中性子照射による引張強さ、伸び、破壊靱性等の機械的性質の変化、腐食特性等を確認するため、圧力管材料の監視試験片を「ふげん」の特殊燃料体に組み込み、定期的に取り出して照射後試験を行なっている。また、照射クリープ特性を確認するため圧力管検査装置を開発し、内径および軸方向伸びを定期的に測定・評価している。

圧力管材料(Zr-Nb 合金)とステンレス鋼の接合はロールジョイント(R/J)構造継手を採用している。この R/J 法を確立するため昭和44年から研究開発に着手し、性能上重要な気密性、耐圧性および強度に影響を与える因子について試作試験を行い、最適条件を決定した。この最適条件で接合した R/J 部の耐圧気密試験等を実施し、使用条件下の性能を確認した。さらに、「ふげん」の使用状態における R/J 部の漏洩を監視する

ため圧力管とカランドリア管の間隙部に湿分が20ppm以下の高純度CO₂を通気してCO₂中の湿分変化を常時測定監視している。圧力管入口部のCO₂露点(約-60℃)と出口部の露点はほとんど差がなく、R/J部の信頼性を実証している。

a. 圧力管材料の照射後試験

第1回目の圧力管材料照射後試験は、第4回定期検査時に取り出した監視試験片について、動燃事業団大洗工学センター照射材料試験室で実施した。試験片の積算照射量は $2.6 \sim 2.8 \times 10^{21}$ nvtであり設計積算照射量の約1/8である。

試験の結果、圧力管材料の引張り強さは予測値に比べ約5%増加し、破壊靱性値は予測値に比べ約10%大きく、水素吸収量は予測値より約10%下回っている。なお現在、総合評価を行なっているが、寿命末期の設計値に比べ各々の値は十分な裕度を有している。

b. 圧力管のクリープ特性

圧力管クリープ特性を測定するために、圧力管検査装置の開発を行い、第1回目の測定を第4回定期検査時に実施した。

圧力管は内径117.8mm、長さ約5mの円筒構造であ

り、この構造上の制約と、圧力管内部が高放射線レベル(約 3×10^5 R/h)であるため、遠隔操作で超音波探傷検査、内径測定、内表面肉眼検査ができる圧力管検査装置の開発を昭和45年より行い、昭和52年圧力管の供用前検査(PSI)に使用した。

この装置は、組立・検査時にかなりの被曝量が予想された。このため圧力管検査時の被曝量を大幅に低減すること、および検査所要期間を短縮することを目的に、遠隔自動操作の可能な小型圧力管検査装置の開発を昭和52年より行なった。装置は検査機器および駆動部を含めて「ふげん」の燃料集合体と同じ程度の大きさまで小型化し、燃料交換機を利用して遠隔操作で圧力管内部に挿入して内径測定等の検査が行える小型圧力管検査装置で、第10図に構造図を示す。

圧力管クリープの検査対象の圧力管は、クリープひずみの経時変化を追跡するため追跡圧力管4本のほかに、検査時点での最大照射量の圧力管1本を選定した。また初めての検査であり、供用期間中検査(ISI)の観点からさらに5本を追加し、合計10本の圧力管について検査を実施した。

今回の測定値を圧力管PSI時の測定値と比較し、ク

第10図 圧力管検査装置の構造図

リーブひずみ量を算出した結果を第11図に示す。クリープひずみ量は集積中性子照射量最大位置で平均0.25%であり、設計評価式による予測値(0.26%)とよい一致を示している。なお、寿命末期の設計値は2.5%であり十分な裕度を有している。

第11図 圧力管クリープの測定結果

内表面肉眼検査の結果では、圧力管内壁には全面にわたりクラッドが付着していたが変形等の異常は認められていない。また、超音波探傷検査では異常な反射波は検出されなかった。

(2) シールプラグ

シールプラグは圧力管の下端部に取り付けられ、原子炉冷却材圧力バウンダリーを構成する。したがって、冷却材漏洩がなく、また燃料交換装置によって着脱できるシールプラグを開発した。

シールプラグの構造は、第12図に示すように圧力管下部延長管下端部のシールを行うシール部(Ti合金)と、シールプラグを圧力管内に支持して着脱を容易にするラッチ機構から構成され、シール性および着脱性については開発試験により確認した。

「ふげん」に装着されたシールプラグのシール性については、シールリーク検出装置により常時監視してお

部番	名 称	材 質	備 考
1	シールエレメント	Ti-6Al-4V	第1次シール材
2	ドーム	SUS630	
3	本体 (1)	SUS630	
4	本体 (2)	SUS630	
5	本体 (3)	SUS630	
6	ラッチ	SUS630	
7	ガイドヘッド	SUS630	
8	ロッド (1)	SUS630	
9	ロッド (2)	SUS630	
10	ボール 3/4	SUS440C	
11	ドームスプリング(1)(2)	インコネルX	
12	Oパッキン	EPDM	第2次シール材

第12図 シールプラグの構造図

り、漏洩はほとんどない。また、シールプラグは燃料取替時に燃料交換装置により約1,600回取替えを実施しているが、容易に着脱できている。

(3) 燃料交換装置

燃料交換装置は、運転中に燃料交換が実施できることを目標に昭和43年から開発を行なった。

まず、圧力管集合体と燃料交換装置との結合部であるスナウト、グラブ位置検出装置、金属シールスナウト弁、水中軸受等の試作開発を行い主要部品の機能を確認した。昭和48年から、燃料交換装置としての基本機能を確認するため常温動作試験、装置の位置決め性能試験、圧力管との接合機能試験等を実施した。次に、運転状態における性能を確認するため高温高圧動作試験を実施した。試験は常温・常圧から277°C、72kg/cm²・gの条件まで段階的に進め、最終段階では計算機による全自動制御運転を行い、運転中の燃料交換機能を確認して点検整備の後、実機として使用した。

現時点では、ベレット被覆管相互作用による燃料の健全性の観点から燃料交換は原子炉停止時に行うこととしている。燃料交換機概念図を第13図に示す。

燃料交換機は、運転開始以来約1,600体の燃料装荷および取出操作を行なっているが、燃料集合体の不具合は発生していない。運転初期には、クラッド等の影響により駆動部、摺動部の動作不良などが生じたが、軸受部に清浄水を注水する設備の設置および摺動部の間

第 13 図 燃料交換機 の 概念図

隙と材質の変更等の設備改善によるクラッド対策を行い、良好な運転を維持している。

また、燃料交換機の点検に係る被曝低減化のため第 5 回定期検査より化学除染を実施している。

(4) 再循環ポンプ

再循環ポンプの軸シールは非接触型を採用しており、昭和45年当時はこの種の国産大型ポンプを原子炉冷却系に使用するの初めての経験であった。このためポンプの最も重要な部分である軸封装置と熱遮蔽装置を試作し、実機を模擬した使用条件下で試験を実施してその性能と耐久性を確認した。

軸封装置は非接触型の No. 1 シール、メカニカルシール型の No. 2、非常用の No. 3 シールより構成される。各定期検査における軸封装置の分解点検の結果および運転状況からシール性能は良好である。また、定期検査において 1 台のインターナルを分解点検した結果、羽根車、主軸、熱遮蔽装置およびケーシングに異常は認められていない。

なお、分解点検に際しては被曝の低減化等のためイ

ンターナルの化学除染を行なった結果、インターナルの表面線量率は約 2.5 R/h から 400 mR/h に低減できた。

さらに、非接触型の No. 1 シールの再使用に当りゴム製 O リングの劣化試験を行なって耐久性を確認後、第 5 回定期検査より No. 1 シールの再使用を行なっている。

(5) 重水循環ポンプ

「ふげん」特有の設備の 1 つである重水循環ポンプは、重水漏洩防止のためポンプとモーターが一体のキャンドタイプを採用している。

過去 5 回の定期検査では、当該ポンプは 2 年ごとに分解点検して軸受の取替等の整備を行い健全性を確保しているが、軸受の摩耗量は予測よりも大幅に少なく今後、点検周期の延長が可能である。また、第 5 回定期検査では系統重水を重水貯槽に回収し、重水系機器を開放して内部点検を実施し、ダンプタンク、重水冷却器等の主要機器の健全性を確認した。

(6) 制御棒駆動装置

制御棒駆動装置 (CRD) はワイヤドラム・電動機駆動方式で原子炉上部に設置している。CRD は制御棒をカランドリアタングの重水中に連続的に引抜き、挿入することにより出力制御を行う機能がある。また、CRD は緊急停止機能がありスクラム信号により CRD の電磁クラッチを解放し、炉心に制御棒を落下させる。スクラム時の制御棒挿入時間 (80% 挿入まで) は 2 s 以内である。

制御棒は低温 (約 70°C)、低圧 (約 0.2 kg/cm²) の重水中に挿入されるため、スクラム時の制御棒挿入時間は運転中と停止中においてもほとんど変わらず 1.4~1.6 s であり、性能を十分満足している。

CRD のうち出力自動制御用の 4 台については毎年分解点検を行い、他のものについては 5 年周期で点検整備を行なっている。CRD の作動検査およびスクラム検査は毎年全数について実施し、性能・機能を確認しており、高い信頼性が確保されている。

(7) 供用期間中検査 (ISI) 装置

原子炉冷却材圧力バウンダリーの機器・配管等の健全性を確認するため、定期検査時に ISI を計画的に実施している。

ISI 対象の機器・配管は、圧力管集合体、小口径の配管群からなる入口管・上昇管、蒸気ドラム等であり、特有な構造を有している。これらの特有な構造の機器・配管を対象に ISI 検査性の向上および作業員の被曝の低減を図るため ISI 機器を開発し、定期検査時に順次使用している。

入口管および上昇管の溶接部の ISI においては、写真 1 に示すように管群外周部を対象とする入口管・上昇管管群外周部 ISI 装置を第 3 回定期検査時に、また管群内を対象とする入口管管群内 ISI 装置を第 5 回定期検査時に適用している。特に入口管管群内 ISI 装置の開発および実証により、従来困難であった管群内部の検査が可能となった。

(8) 炉内中性子検出器

「ふげん」の炉内中性子検出器は重水中に装荷されており、熱中性子束密度が高い上に検出器周囲温度が約 70°C と低く、中性子変換物質 ^{235}U の反応率が大きい。

さらに、中性子経済の観点から検出器構造材料に中性子吸収の少ないジルコイを用いているので高い熱中性子束に照射される。

検出器が高い熱中性子照射を受けると、①電離箱内部での電離作用が必要以上に多くなるため、通常の電界では電離されたイオンが収集しきれなくなり、空間電荷制限を起して出力直線性が悪化する。②中性子変換物質の消耗が早く検出器の寿命が短くなる。

出力直線性の改善および長寿命化を目的として、従来型検出器に以下の改良を施した高性能炉内中性子検出器を国産技術で開発した。

- ① 中性子変換物質である ^{235}U の量を約半分とし高い熱中性子束に対する追従を良くした。
- ② γ 線加熱によるガス移動を抑止するため、アノードを中空構造として軽量化した。
- ③ 電離箱内部温度低減のため、検出器全体の熱伝達を良くした。
- ④ 電離ガスの充填量を低減して電離量の抑制を図った。
- ⑤ 中性子変換物質 ^{235}U の損耗を補償するため ^{234}U を混入(混入比 $^{235}\text{U}:^{234}\text{U}=1:3$)して中性子変換物質の再生を図った。

この中性子検出器を「ふげん」の運転初期より 2 体装荷し、約 6 年間照射試験を実施した。第 14 図に示すように、積算照射量約 $1.3 \times 10^{22} \text{ nvt}$ まで十分な中性子感度を有し、従来型検出器の約 4 倍の寿命を有することを実証した⁽¹¹⁾。

この成果をもとに、「ふげん」の炉内中性子検出器を高性能炉内中性子検出器に順次取り替え、良好な使用

実績を得ている。第4回定期検査以降はすべて高性能炉内中性子検出器に取り替えて、取替体数の低減により作業期間の短縮および廃棄物の低減が図れた。

3. 化学管理⁽¹²⁾⁽¹³⁾

化学管理は減速材の重水と原子炉冷却水の水質管理が主要なものである。重水の管理については、先行重水炉の経験を参考にしてきたが、発電所としては国内で初めてであるため、重水浄化系樹脂の性能低下等の経験に基づき独自に開発した管理技術が多い。一方、原子炉冷却水については、BWRの経験を基に水質管理を行い、放射線被曝の低減、燃料健全性の確保、放出放射能の低減等を進めるとともに、SCC予防対策として炉水への水素注入による水質改善を図っている。

運転初期に重水浄化系の弱塩基性イオン交換樹脂が重水の放射線分解により生成した過酸化重水素により酸化分解され、イオン交換容量が低下するとともに、樹脂分解生成物が硝酸イオン、炭酸イオン等の発生源となり重水の水質劣化が生じた。これに対処するため、重水浄化塔への通水を連続通水から間欠通水に変更して樹脂劣化を抑え、樹脂交換頻度および劣化重水発生量を低減した。これにより、重水電導度は3~4 $\mu\text{S}/\text{cm}$ に維持された。さらに、浄化率を増加させて重水電導度を1 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 程度に水質改善を図るため、イオン交換樹脂の長寿命化対策として、①樹脂中塩素の低減化、②He純度の向上、③樹脂通水温度の低温化、④樹脂混合比の変更、⑤過酸化重水素分解用触媒の開発、⑥強塩基性イオン交換樹脂の採用、等の対策を検討し、試験成果に基づいて順次実機へ適用している。

重水系樹脂交換時の軽水化および重水化作業等に伴い発生する劣化重水は、重水濃度に応じ95%以上の高濃度劣化重水と、それ以下の低濃度劣化重水との2種類に区分して保管している。高濃度劣化重水については、電気分解式の重水精製装置により年間約5t処理し、99.8%以上に再濃縮して補給用重水として再使用している。現在保管中の低濃度劣化重水は、動燃が開発した疎水性触媒による水・水素同位体交換反応方式の重水精製装置(処理能力10t/yr)により再濃縮する計画であり、現在装置を建設中である。

原子炉冷却水の水質管理については、被曝線量低減のため、①給水系への酸素注入、②復水脱塩器の運用改善、③給水復水系のホットドレンオフ、④起動前の給水復水系洗浄運転等を行なって炉心へのクラッド持込み低減対策を実施している。さらに、抽気ドレン配管の耐エロージョン材への取替えや給水調節弁の耐エロージョン構造の採用および低Co材の採用を行

い、材料面からもクラッドおよびCoの炉心への持込みの低減を図っている。

重水および原子炉冷却水の化学管理値と昭和60年度の実績値を第5表に示す。

第5表 重水・原子炉冷却水の化学管理値

項 目	単 位	管理目標値	実績値
重 水			
電導度	$\mu\text{S}/\text{cm}$	5.0以下 [†]	0.6 ~4.2
pH	—	4.5~8.5	5.1 ~7.2
塩素イオン	ppm	1.0以下	0~0.19
シリカ	ppm	1.0以下	0~0.33
不溶性不純物	ppm	0.5以下	0.1以下
原子炉冷却水			
電導度	$\mu\text{S}/\text{cm}$	1 以下	0.06~0.25
pH	—	5.5~8.5 [†]	6.2 ~7.6
塩素イオン	ppm	0.2以下	0.001以下
シリカ	ppm	2 以下	0.01~0.04
ホウ素	ppm	2 以下	0.005以下
溶存酸素	ppm	0.4以下	0.01~0.13

[†] 25°C

原子炉冷却系配管等のSCC対策のため、水質管理面からは運転時の溶存酸素および塩素濃度の管理目標値を定めている。起動時には脱気運転を行うことにより、原子炉冷却水中の溶存酸素濃度を100°C以上では0.2ppm以下に低減させている。

また、昭和60年12月よりSCC発生要因のひとつである炉水中の溶存酸素濃度を低減し、SCC発生防止を図るため水素注入を実施している。

水素注入により原子炉冷却水が酸化雰囲気から還元雰囲気に変化し、蒸気中の¹⁸Nのキャリアオーバーが増え、運転中の主蒸気系線量率が水素注入前の4倍程度に増加したが、運転管理上特に支障とはなっていない。

4. 放射線管理

放射線管理面において、次のような特徴がある。

- (1) 減速材に重水を使用しているため、トリチウム管理が必要になる。
- (2) 圧力管型のため、原子炉格納容器内に多くの原子炉冷却系配管が配置されている。
- (3) 直接サイクルにもかかわらず炉水からのキャリアオーバーが少なくタービンの汚染が少ない。

放射線管理は保安規定、放射線管理要領等に基づいて実施し、現在まで過剰な被曝は発生していない。さらに放射線管理の強化と合理化を図るため、熱蛍光線量バッチ線量計を用いた被曝管理自動化システムを昭和60年4月より使用している。

雰囲気線量率は、第15図に示すように、運転に伴い漸増傾向にあり、被曝線量のほとんどは定期検査期間中のものである。したがって、水質管理面からの被曝

第 15 図 原子炉再循環ポンプ吐出管の表面線量率

低減対策のほか、作業管理面から高線量率機器・配管を対象として、次の被曝低減対策を実施している。

- (1) 仮設の遮蔽体設置による雰囲気線量率の低減
- (2) 分解点検機器の除染
- (3) 作業訓練による作業時間の短縮
- (4) 自動検査装置の採用

「ふげん」では、重水を取り扱うためトリチウムによる被曝管理が重要である。原子炉の運転に伴いトリチウム濃度は初期の60 $\mu\text{Ci/ml}$ から8年間の運転により約3.6 mCi/ml まで上昇している。したがって、管理区域立入者はバイオアッセ検査によりトリチウムによる被曝の有無を確認している。

第 6 表 「ふげん」における開発試験項目

開発試験項目	試験内容	実施時期
1. 燃料開発		
(1) 実証炉用燃料照射試験	実証炉初装荷燃料の燃焼に伴う照射特性を実証確認するため、実証炉で計画されている燃料と同一仕様の照射用36本燃料を第5回定期検査時に装荷し、4年目及び6年目に取出し照射後試験を行う。	昭和60年度～昭和68年度
(2) 高性能燃料開発照射試験	原子炉の運転性能を向上させるため、出力変動に耐えうるATR高性能燃料を開発するため、ジルコニウム・ライナ被覆管及び中空ペレットを組み込んだ照射用セグメント燃料集合体を開発し、ベース照射を行った後、原研JMT Rで出力急昇試験を実施して急激な出力変動における燃料性能を実証する。	昭和62年度～昭和73年度
2. 圧力管材料開発		
(1) 国産圧力管材料照射試験	実証炉用に開発を進めている国産圧力管材料の照射後の材料特性を確認するため、破壊靱性試験片、照射クリープ試験片等の試験片を特殊燃料体に組み込み照射する。	昭和59年度～昭和68年度
3. 重水管理技術の開発		
(1) 劣化重水濃縮試験	水・水素同位体交換反応法による劣化重水濃縮試験装置を開発し、劣化重水の濃縮性能を確認する。	昭和57年度～昭和61年度
(2) 重水・トリチウムの分離除去技術の開発と実証	重水系の運転保守性の向上を図るため重水中トリチウムの分離・濃縮システムの技術開発を行う。	昭和58年度～昭和65年度
(3) ボイズン回収試験	実証炉に採用するボイズン回収装置の性能を確認するため、試験装置により重水中のボイズン回収試験を行い、電気透析槽等の耐久性能を確認する。	昭和57年度～昭和60年度
4. 計測制御技術の開発		
(1) 配管漏洩検出システム確認試験	マイクロフォンによる配管漏洩検出システムを「ふげん」に取り付け、バックグラウンド等を測定し、システムの信頼性を確認する。	昭和56年度～昭和64年度
(2) ほう酸濃度測定器の開発と実証	実証炉において、重水中のほう酸濃度調整による日負荷追従運転が計画されており、 ^{10}B 濃度をオンラインで精度よく測定する計測システムの性能を実証する。	昭和60年度～昭和61年度
(3) 破損燃料検出装置の開発と実証	実証炉に採用する破損燃料の位置決めを運転中に行えるプレシビテージ法による破損燃料検出の性能を確認する。	昭和61年度～昭和63年度
5. システム技術の開発		
(1) 負荷追従試験	運転自由度の向上を図るため、日間負荷調整(100～50%、14-1-8-1パターン)、AF C運転($\pm 15\%$)及びガバナフリー運転($\pm 5\%$)時の反応度制御能力評価、プラントの安定性を確認する。	昭和62年度～昭和69年度
6. 被ばく低減化技術の開発		
(1) 原子炉冷却系の除染技術の開発	被ばく低減のための原子炉冷却系の化学除染技術の開発・実証を行う。	昭和55年度～昭和67年度

トリチウムの内部被曝の摂取経路としては、呼吸のほか重水の皮膚への付着による体内取込みが考えられる。トリチウムの体内取込みの低減および防止対策として、①設備面では溶接構造等による漏洩防止対策、②作業方法面では分解点検部分の乾燥、トリチウム除去系での換気等による拡散防止対策、③防護具については、エアラインマスク、トリチウム防護服等の着用を実施している。

なお、防護服着用時の作業性の改良を図るため、外部より空気を供給する全身スーツとエアラインマスクを兼ねた構造のウェットスーツタイプの防護服を開発した。

Ⅳ. 開発試験と実証炉への反映

「ふげん」は、新型転換炉の原型炉としてシステム性能の実証、運転信頼性および運転保守性の実証を行うだけでなく、新型転換炉技術の開発および高度化ならびに実証炉開発のための試験を実施している。

実証炉は原型炉「ふげん」の設計を基本とし、大型化に伴う改良を行なっている。「ふげん」の実証炉開発における主要な役割は次のとおりである。

- (1) 「ふげん」の設計・建設・運転に関する経験と実績を検討・評価して実証炉に反映する。
- (2) MOX 燃料の性能と信頼性を実証する。
- (3) 実証炉の設計を裏付ける確認試験を実施する。

このため、「ふげん」の運転実績および経験を分析評価し、設計コード改良、設計裕度評価、システム・設備の改良、検査性の向上等により実証炉の設計、運転信頼性、運転保守性の向上に反映している。

特に、MOX 燃料の性能と信頼性については、「ふげん」における照射実績および照射後試験の結果を実証炉設計に反映するとともに、実証炉用燃料の照射特性を実証するため、同一仕様の燃料を「ふげん」に装荷して照射試験を実施中である。

また、圧力管材料の照射試験、ホウ酸濃度測定器の実証試験、ボイゾン回収試験等の実証炉の性能確認試験を「ふげん」の使用環境条件において実施している。

「ふげん」における新型転換炉技術の開発および実証炉開発のための主な試験項目を第 6 表に示す。

これらの開発試験の成果は、順次実証炉の設計に反映している。

Ⅴ. おわりに

動燃事業団が新型転換炉の開発に着手して以来約 20 年を経過し、この間、原型炉「ふげん」の設計・建設・運転の経験と実績を通して、新型転換炉の技術開発と信頼性の実証を進めてきた。また、「ふげん」の開発成果および運転実績ならびに軽水炉の経験を反映させ電気出力 600 MW 級の実証炉の設計研究を実施し、その成果を建設主体である電源開発(株)へ技術移転した。

このように、新型転換炉の開発において「ふげん」は重要な役割を果たしている。

今後さらに機器およびシステムの信頼性向上ならびに Pu 利用技術開発等技術の高度化を図るとともに、実証炉の設計を裏付ける確認試験等を行い、実証炉設計に適宜反映させていく所存である。

— 参 考 文 献 —

- (1) 島 史朗: 原子力誌, 11(8), 499 (1969).
- (2) 藤木生雄, 他: 原子力工業, 18(3), 8 (1973).
- (3) 宮脇良夫: 原子力誌, 20(7), 493 (1978).
- (4) 山保太郎: 火力原子力誌, 31(3), 243 (1980).
- (5) AKEBI, M.: Operating experience of Pu-fuelled HWR-Fugen, 9th JUICE Mtg. on Heavy Water Reactor, Tokyo, Mar. (1982).
- (6) SHIMIZU, Y.: Operating experiences of Pu-fuelled HWR-Fugen, 1978~85, 2nd Int. Topical Mtg. on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics and Operations, Tokyo, Apr. (1986).
- (7) KATO, H., et al.: Nucl. Sci. Eng., 87, 361 (1984).
- (8) 澤井 定: 原子力工業, 31(4), 9 (1985).
- (9) 若林二郎, 他: 原子力誌, 28(10), 913 (1986).
- (10) NIIZAWA, T., KITABATA, T.: Effect of hydrogen addition on stress corrosion cracking in the Fugen nuclear power station, 4th Int. Conf. on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, Bournemouth, England, Oct. (1986).
- (11) 大輝 茂, 他: 原子力誌, 27(1), 39 (1985).
- (12) KITABATA, T., SAKURAI, N.: Experience of water chemistry control in Fugen HWR, 文献(6).
- (13) 牧野 功, 他: 保健物理, 19, 239 (1984).