解 説

新型転換炉ふげん発電所の化学管理について

牧野 功^{*1}, 北端琢也^{*1}, 桜井直行^{*1}

(1984 年 8 月 13 日 受理)

Chemical Experience of the Prototype Heavy Water Reactor FUGEN

Isao MAKINO,^{*1} Takuya KITABATA^{*1} and Naoyuki SAKURAI^{*1}

KEY WORDS : advanced thermal reactor (ATR), heavy water, water chemistry, stress corrosion cracking (SCC), radiation exposure reduction

1. ま え が き

新型転換炉ふげん発電所（以下「ふげん」と略す）は重水減速沸騰軽水冷却圧力管型原子炉の原型炉として、昭和54年3月本格運転を開始し、以来5年余の運転を通して新型転換炉の技術開発の実証の役割を果たしてきた。

「ふげん」は本格運転を開始してから、昭和59年3月末までの間、平均設備利用率 58.8% を達成しており、現在第4回定期検査を終了したところである。これらの運転経験を通してプルトニウム利用技術、圧力管型原子炉のプラントシステム技術等の蓄積に努めるとともに、新型転換炉の運転信頼性および運転保守性の実証に努めてきた。

本稿ではこのうち特に、化学管理に関する運転経験を取りまとめて紹介する。

2. 発電所概要

「ふげん」は、敦賀半島の北端部に位置し、日本原子力発電株式会社敦賀発電所の敷地内に設置されている。発電所の外観、主要系統、運転歴および設備概要を第1～3図および第1表に示す。発電方式はBWRと同じように原子炉で発生させた蒸気で直接タービンを回している。全体構成についても、炉心構造、重水関連設備を除けばBWRに類似している。

原子炉冷却系は、独立した2ループにわかれ、各ルー

第1図 新型転換炉ふげん発電所

プは蒸気ドラム、下降管、再循環ポンプおよび下部ヘッダーで構成され、総数224本ある圧力管の半数ずつがそれぞれのループに接続されている。冷却材は再循環ポンプで下部ヘッダーへ送られ、ここから個々の入口管にわかれ各々の圧力管内を上昇しつつ燃料から熱を吸収して沸騰し、蒸気と水の混合した2相流で上昇管を通り蒸気ドラムに入る。蒸気ドラムでは蒸気と飽和水に分離され、蒸気は主蒸気管を通してタービンへ送られる。蒸気ドラムの中では、飽和水と給水系からの給水が混合し、下

^{*1} 動力炉・核燃料開発事業団新型転換炉ふげん発電所；敦賀市明神町3
Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation; Myojin chyo, Tsuruga.

第2図 新型転換炉ふげん発電所主要系統図

第3図 新型転換炉ふげん発電所の運転実績

降管および再循環ポンプを経て原子炉に再循環される。

この原子炉の特徴は減速材に重水を用いていることであり、このため軽水炉に比べ中性子経済が良く、核燃料の利用効率が優れている。またプルトニウム富化ウラン燃料も微濃縮ウラン燃料も燃料集合体の構造および制御棒配置を変えることなく利用できる原子炉でもある。

3. 化学管理経験

「ふげん」は本格運転を開始して以来、原子炉冷却系配管等の応力腐食割れ（以下 SCC と略す）、重水浄化系樹脂の性能低下、腐食生成物による放射線量率の増加等の水化学に関する運転経験を積み重ね、化学管理技術の向上を図ってきた。

「ふげん」の化学管理は原子炉冷却水と減速材の重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独自に開発した管理技術も多い。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、現在、炉心への水素注入による SCC 抑制も計画している。

(1) 重水管理

1) 概要

「ふげん」の減速材系は、重水およびヘリウム系から構成されているが、それらの化学管理値および実績値を第2表に示す。重水は、炉心での放射線分解によりその

一部は重水素と酸素に分解され、カバーガス（ヘリウム）側に移行しヘリウムガスとともに再結合部に導かれ、再び重水として回収される。重水素は燃焼性であるためヘリウム中の重水素濃度を常時測定し、爆発限界以下となるように管理している。

「ふげん」での重水分解量は、重水中のボロン濃度等に依存しており、炉心サイクル初期では約 20 g D₂O/MWt・hr であるが、運転継続に従い徐々に減少し、炉心サイクル末期では 10 g D₂O/MWt・hr 以下となる。

重水系では腐食生成物等の重水中不純物を除去するため、強酸性陽イオン交換樹脂と弱塩基性陰イオン交換樹脂の混床式浄化塔により重水を浄化している。浄化系に弱塩基性樹脂を用いているのは重水中に添加している反応度制御用のボロンを吸着除去しないようにするためである。ただし燃料の燃焼とともに反応度が低下するのでこれを補償するために重水中のボロンは一定期間ごとに強塩基性イオン交換樹脂からなるポイズン除去塔に通水し除去される。炉心を含む重水系全体の重水保有量は約 160 t であり、重水浄化塔の浄化容量は 22 t/hr である。

重水炉であるため重水中ではトリチウムが生成され、第4図に示すように出力運転年当り約 1 mCi/ml の割合で増加している。その濃度は現在約 3 mCi/ml でプラントライフ末期には約 12 mCi/ml となると推定している。トリチウムによる内部被曝を防ぐために、重水系機器の分解点検に当っては機器の開放前に重水ドレンを十分に

第1表 プラント主要諸元

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	557,000 kW	
	電 気 出 力	165,000 kW	
炉 心	炉 心 高 さ	3.7 m	
	炉 心 直 径	4.05 m	
	圧 力 管 間 隔	240 mm	
	チャネル数	224本	
燃 料 組 成	(1) UO ₂ 1.5%, 1.9 %		
	(2) MOX 核分裂物 質量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	16.46 mm	
	肉 厚	0.8 mm	
圧 力 管	材 質	Zr—2.5 w/oNb	
	内 径	117.8 mm	
	肉 厚	4.3 mm	
カランドリア管	材 質	ジルカロイ-2	
	内 径	156.4 mm	
	肉 厚	1.9 mm	
減 速 材	重水装荷量	160トン	
	運転時重水温度	70℃	
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℃	
	圧 力	68 kg/cm ²	
	冷 却 材 流 量	7,600 t/hr	
	再循環回路数	2 ループ	

行い、さらにヘリウムや計装空気で内部乾燥を行うとともに作業時には必要に応じトリチウム防護服を着用している。

トリチウム以外の主要核種の概略濃度は ⁶⁰Co : 0.01 μCi/ml, ⁵⁴Mn : 0.001 μCi/ml で、原子炉冷却系に比べ

第1表 (つづき)

炉 型 式			重水減速沸騰軽水冷却型原子炉 (圧力管型)
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/hr	
	回 転 数	3,600 rpm	
発 電 機 形 式			3 相横軸回転界磁形水素冷却式同期発電機
	定 格 容 量	200,000 kVA	
	電 圧	16 kV	
	周 波 数	60 Hz	
	回 転 数	3,600 rpm	

第2表 重水・ヘリウム化学管理値

項 目		単 位	管理目標値	実績値
重	pH		4.5～8.5	4.8～6.5
	電 導 度	μS/cm	5.0以下*	1.4～4.4
	塩 素 イ オ ン	ppm	1.0 以下	0.01～0.25
水	シ リ カ	ppm	1.0 以下	0.01～0.07
	不溶性不純物	ppm	0.5 以下	0.1 以下
ヘム リウ	重 水 素	vol %	4.5 以下	4.5 以下
	窒 素	vol %	1.0 以下	0.5 以下

* at 25°C

ると高いが、機器・配管等の表面線量率は、たとえば重水循環ポンプ吐出管表面で 20 mR/hr 程度であり原子炉冷却系よりかなり低く、外部放射線による被曝管理上の問題は今のところない。

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 wt% 以上およびそれ以下の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 5 t 処理し、99.8 wt% 以上に再濃縮して補給用重水として使用している。低濃度劣化重水については現在保管中であるが将来疎水性白金触媒を用いたわが国独自の重水濃縮装置を計画中である。

2) 重水浄化系樹脂の長寿命化対策

「ふげん」は起動試験の初期において重水浄化塔の浄化能力低下により重水電導度が上昇した。この原因は重水が炉心部で放射線分解された時に生成する過酸化重水素であることが明らかとなった。酸化力の強い過酸化重水素は重水系水温が約 70°C と低いため、分解されないまま重水浄化塔に流入し、イオン交換樹脂を酸化分解し

第4図 重水中トリチウム濃度変化

有機物を発生させ、この有機物がさらに炉心内で放射線分解され、硝酸イオン、炭酸イオン等となり重水電導度が上昇したものである。

このため重水浄化塔への通水を連続通水から間欠通水に切り換えることにより樹脂劣化を防止するとともに、より一層水質改善を行うため塩素低減樹脂の開発、樹脂使用温度の低減化、強塩基性陰イオン交換樹脂の採用、触媒による過酸化重水素の分解等の樹脂長寿命化対策の検討を行ってきた。

① 塩素低減樹脂の開発

重水浄化塔出口電導度は樹脂から溶離する各種イオンにより支配されているが、重水系の場合、陰イオン交換樹脂との親和力の弱いイオンの順にイオンが溶離して重水電導度を上昇させる。

塩素を低減していない従来樹脂の場合、第5図に示すように炭酸イオンの溶離により、まず電導度が上昇し、引き続き塩素イオンの溶離とともに、さらに上昇していくことが明らかとなった。したがって、この炭酸イオンまたは塩素イオンを除去できれば、樹脂寿命をのばすことが可能である。炭酸イオンはイオン交換樹脂の酸化分解生成物であるが、塩素イオンは主として樹脂中の不純物または交換基に結合して残留しているものであると推定できたので、まず樹脂中の塩素低減化を試みた。

このため、樹脂再生レベルを上げることにより、残留塩素を従来の 1/50 程度の 0.02% に低減した樹脂を開発し、重水系試験ループで試験したところ、第5図に示すように塩素イオンによる電導度上昇が抑制されること

第5図 塩素低減樹脂の効果

流体：系統重水、温度：49°C、イオン交換樹脂 弱塩基：強酸=1:1、Space Velocity: 20

第6図 樹脂寿命と温度および過酸化水素との相関
不純物濃度 Cl^- : 0.05 ppm, NO_3^- : 1.07 ppm,
流体：軽水、イオン交換樹脂 弱塩基：強酸=1:1、Space Velocity: 20

がわかった。この結果を基に、樹脂長寿命化の第1ステップとして昭和58年2月よりこの樹脂を重水浄化塔に使用し、樹脂寿命が従来より約2倍となる実績を得た。

② 樹脂使用温度の低温化

浄化塔へ通水される重水の温度を下げると、過酸化重水素による樹脂の酸化速度が低下するとともに、樹脂の交換容量が増加するので樹脂寿命が飛躍的にのびることが期待される。この低温化による効果を確認するため、系統重水と同じ不純物と過酸化水素を含んだ軽水を用い

性能試験を実施した結果、第6図に示すように過酸化水素が存在しても低温化により、樹脂寿命がのびることが確認された。さらに重水系におけるホット試験も行い、コールド試験と同様の成果を得た。これらの成果をふまえ樹脂長寿命化対策の第2ステップとして、重水浄化塔通水温度の低温化を検討中である。

③ 強塩基性陰イオン交換樹脂の採用

浄化系の陰イオン交換樹脂は、前述したとおり、重水中ボロンを吸着させないために弱塩基性の樹脂を用いているが、強塩基性の樹脂を採用できれば連続通水も可能となるので各種試験を実施してきた。

この場合、ボロン吸着を防止するためボロン飽和型強塩基性樹脂を用いることとなり、現在までに過酸化重水素による樹脂の劣化速度およびイオン交換容量等の基礎試験を終了している。今後ボロンの吸脱着特性および反応度への影響を調査し、システム化を検討していく予定である。

④ 触媒による過酸化重水素の分解

重水浄化塔樹脂の性能劣化の主原因は、前述したとおり過酸化重水素であり、それを除去できれば、第6図の試験結果からもわかるように樹脂寿命の延長が可能である。このことから、触媒による過酸化重水素の分解を検討してきており、現在、触媒選定のため耐久試験等を行っている。

(2) 原子炉冷却水管理

1) 概 要

「ふげん」の原子炉冷却系は第2図に示すように再循環系、原子炉浄化系、主蒸気系、給復水系等より構成されている。

再循環系の水質を維持するための原子炉浄化系は、混床式脱塩基を用いており、約60 m³の原子炉冷却水を60 t/hrで処理している。イオン交換樹脂の交換頻度は約2年に1回であるが、水質実績に基づき、カチオン、アニオン樹脂比を従来の2対1から1対1に変更し、さらに樹脂寿命をのばすべく検討をすすめている。給水系の水質維持のためには、混床式の復水脱塩器を使用し、910 t/hrの復水を全量浄化している。

原子炉冷却水はBWRと同じく化学薬品を加えず中性管理をしているが、その水質管理値および実績は第3表に示すとおりである。また、原子炉冷却水中の放射性腐食生成物の概略濃度は、⁶⁰Co: 5×10^{-5} μ Ci/ml, ⁵⁴Mn: 2×10^{-5} μ Ci/ml である。¹³¹Iについては、 2×10^{-6} μ Ci/ml程度で、また、停止時の追加放出もなく、運転開始以来燃料破損は一本も生じていない。

2) 放射性クラッド低減対策

第3表 原子炉冷却水の化学管理値

項 目	単 位	管理目標値	実績値
電 導 度	μ S/cm	1 以下*	0.18~0.48
pH		5.5~8.5*	6.2 ~7.0
塩素イオン	ppm	0.2以下	0.002以下
シ リ カ	ppm	2 以下	0.01~0.08
硼 素	ppm	2 以下	0.005以下
溶 存 酸 素	ppm	0.4以下	0.11~0.21

* at 25°C

「ふげん」の給復水系、抽気系はBWRと同じく炭素鋼配管を主に使用しているため、その腐食と溶出によりいわゆるクラッドが発生する。このクラッドは給水により炉心へ運ばれ、燃料被覆管に付着し、そこで放射化され、再度原子炉冷却水中に溶出し、機器・配管内面に付着して、その場の放射線量率を上昇させ保守点検作業時の被曝線量増加の原因となっている。配管表面線量率の上昇について、再循環ポンプ吐出管を例にして、その経年変化を第7図に示す。また、定期検査ごとの被曝線量を第8図に示すが、この内改造工事による被曝線量はSCC 対策工事によるものがほとんどである。定検作業による被曝線量の上昇は主として雰囲気線量率の上昇および作業内容によるものである。これら被曝線量低減のため水質管理の面から、給水系への酸素注入、復水脱塩器の運用改善、給復水系のホットドレンオフ、起動前の給復水系洗浄運転等を行い、炉心へのクラッド持ち込み低減対策を実施している。さらには、抽気ドレン配管の耐エロージョン材への取り替えや給水調節弁の耐エロージョン化・低コバルト化を行い、材料面からもクラッドおよびコバルトの炉心への持ち込み低減を図っている。

① 給水系酸素注入

給水中に酸素ガスを注入すると、炭素鋼の給水系配管内面に酸化保護被膜が形成され鉄の溶出防止に有効であることは、先行 BWR で経験されていることである。「ふげん」においてもこの効果を確認すべく、起動試験中に給水系の酸素ガス注入試験を実施した。その結果は第9図に示すように、復水脱塩器出口に50 ppb 相当の酸素ガスを注入すると、原子炉再循環系入口にあたる第5給水加熱器出口の鉄イオン濃度は10 ppb から1 ppbへ急減し、全鉄濃度でも3分の1以下となった。この成果を基に、第5給水加熱器出口の溶存酸素濃度が20~60 ppb となるように給水系酸素注入を実施してきた。これにより第7図に見られるように、配管表面線量率の上昇傾向を抑制することができた。

第7図 原子炉再循環ポンプ吐出管の表面線量率

第8図 定期検査時総被曝線量

② 復水脱塩器の運用改善

炉心への鉄持ちこみの主要素であったイオン鉄は、給水系への酸素注入により抑制することができた。クラッド鉄については、粉末樹脂フィルターを復水脱塩器前に

設置すれば効果的に低減できることがBWRの経験でわかっているが、新たにそれを設置するには制約が多いので「ふげん」では、復水脱塩器によりさらにクラッド除去を図るべくその除去特性を調査した。

その結果、復水脱塩器のクラッド除去効率は第10図に示すように逆洗後数日間で約80%まで急減し、その後徐々に回復してティースプーンカーブを描きながら、4週間後には95%まで上昇することが判明した。また樹脂層の捕捉クラッドの分布状態を走査型電子顕微鏡で観察した結果、直径1 μ m以上の大きなクラッドは樹脂層表面より30cmまでで捕捉されており、それ以下の細かなクラッドはカラム全体に分布していた。これらの調査結果に基づき、昭和56年以降、復水脱塩器の逆洗間隔を従来の2週間より4週間に伸ばすとともに逆洗時のエアバブリング洗浄回数も2倍に増やし、クラッド除去率

第9図 酸素注入によるクラッド低減効果

第 10 図 復水脱塩器通水量とクラッド除去率の変化

を高めることができた。また、圧力損失の増加を抑制し、流速を低下させてクラッド捕捉効果を増すため、予備の復水脱塩塔 1 塔を加え、4 塔すべてを通水するようにした。

これらの復水脱塩器運転法改善により、復水脱塩器出口でのクラッド鉄濃度を 5~10 ppb から 3 ppb 程度にまで低減させることができた。

③ 給復水系のホットドレンオフ

定期検査等の長期停止時に鉄錆として発生した金属不純物は、起動に伴い大量に炉心に持ちこまれる。これを抑制するために原子炉停止期間中、給復水系を乾燥して保管するホットドレンオフを行い炭素鋼表面の発錆を防止した。ホットドレンオフは、配管の残留熱を利用し復水器や配管の内表面を乾燥させる方法であるが、これにより起動前の洗浄時間を以前の約半分の 10 日に低減することができた。

④ 今後の放射性クラッド低減対策

これらのクラッド低減対策を実施した後の、原子炉冷却系の各位置における鉄濃度は第 11 図のとおりであり、1 日数 10 g の鉄が炉心側へ持ちこまれている。

今後とも配管・機器等の放射線量を低減させるべく現在これらクラッドのプラント内移行・蓄積メカニズムを明らかにし、クラッド低減対策と線量率低減効果およびマンレム低減効果を評価できる解析調査作業を進めている。その一環として浮遊クラッドや付着クラッドの量・組成・形状等を明らかにして解析モデルの精度向上を図っているが、浮遊クラッドについては電子顕微鏡や X 線回折等による調査により、起動時を含めほぼ明らかになってきた。たとえば、各部位でのクラッド化学組成は第 12 図に示すとおりである。付着クラッドについても原子

炉浄化系等取替配管のクラッド採取およびハンディタイプのゲルマニウム検出器による現場測定により炉心部を除けば一応の成果が得られつつある。原子炉浄化系配管を例にとると、クラッド量および ^{60}Co 量はそれぞれ 0.7 mg/cm^2 および $2 \text{ } \mu\text{Ci/cm}^2$ で、ソフトクラッドとハードクラッドの比はほぼ 1 対 1 であった。燃料表面の付着クラッドについては今年度にも採取する予定で計画を進めている。さらに復水脱塩器樹脂を小粒径化し、ゼータ電位による吸着効果を高め、クラッド除去効果を向上させる確認試験のほか、電磁フィルター試験、系統化学除染試験等を行い総合的にクラッド低減対策をすすめている。

3) 応力腐食割れ対策

「ふげん」では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運用している。また、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 0.2 ppm 以下に低減させ、SCC 感受性領域を回避する対策を行っている。

「ふげん」では、昭和 55 年 11 月の計画停止点検時に原子炉冷却系配管の一部にはじめて SCC が発見され、その後計画的に SCC 対策を実施してきた。工学的安全防护設備・原子炉冷却材浄化系・給水系等の配管について SUS316 (低炭素) または、SUS316L へ材料変更するか、もしくは溶接部の高周波加熱による残留応力改善 (IHSI) 等の対策を行ってきた。一方、入口管および上昇管については小口径配管で管群構造のため前記対策より、むしろ SCC の発生要因のひとつである溶存酸素を低減し、SCC 発生防止を図る水質改善面からの対策を検討してきた。59 年度は原子炉冷却水中に酸素を注入

第 11 図 一次冷却水系各部位の鉄濃度 (単位 ppb)

第 12 図 クラッド鉄濃度と化合物別の内訳

し、原子炉冷却水中の溶存酸素を低減させ、その低減効果、SCC 発生抑制効果等を確認するため短期間の水素注入試験を実施する予定である。

なお、SCC と考えられる欠陥が発見された場合「ふげん」では電子顕微鏡 (SEM)、X線回折装置、EPMA 等を用いて割れの表面、断面および破面の観察、破面の不純物分布測定等を行い、SCC の確認およびその発生

原因の推定をしている。第 13 図に SCC の各種観察例を示す。

(3) その他の化学管理

1) 遮蔽冷却水管理

遮蔽冷却水は、原子炉からの γ 線・中性子線を遮蔽するために設けられた鉄水遮蔽体を冷却する系統である。

鉄水遮蔽体を含め、遮蔽冷却系を構成する機器・配管は炭素鋼製であり、また系統自体が閉ループになっていることから、設計段階において防食対策として系統内の冷却水に防錆剤を添加することにし、アンモニア・水酸化リチウム・クロム酸カリウム等につき検討した結果、プラント使用実績の多いクロム酸カリウムを採用した。遮蔽冷却水は放射線にさらされるので γ 線照射下でのクロム酸カリウムを添加した水の防錆効果を検討した。その結果、γ 線照射下では防錆効果のある 6 価クロムが 3 価クロムに変わりクロム化合物が沈殿し、6 価クロムが減少すること、3 価クロムを 6 価クロムに変えるには酸素を水に注入するとよいことがわかった。

起動試験時、遮蔽冷却水中に 3 価クロムの生成がみられ、6 価クロム濃度が減少したので、酸素注入等の対策を考えた。しかし、その後遮蔽冷却水の放射線分解で生成する酸素により 6 価クロム濃度は防錆効果の期待できる値以上に保たれることが確認されたので酸素注入等の対策は不必要となった。現在遮蔽冷却系のクロム酸カリウム濃度は、300~450 ppm に管理されており、防錆効

(1) 粒界腐食割れ断面写真

(2) 粒界腐食割れ破面SEM写真

(3) SCC破面部の不純物分布(E PMA)

第 13 図 SCC 観察例

果は満足すべきものである。

2) 原子炉補機冷却水管理

原子炉補機冷却水系は熱交換器やポンプ等の原子炉補機運転により発生する熱を除去するためのものである。原子炉補機冷却水は、系統の試運転時、防錆剤として純水に亜硝酸ナトリウムとリン酸ナトリウムを注入して炭素鋼材料等の防錆を行っていたが熱交換器伝熱部に防錆剤が析出し、防錆力が低下する等の理由で、昭和53年5月に亜硝酸ナトリウム・ニトロフタル酸を主成分とした防錆剤（商品名ラスミン MK9B）に切替えた。しかし遮蔽冷却系熱交換器等において腐食が生じたため、防錆剤濃度を約 200 ppm より約 1,000 ppm に増やすとともに、銅ガード剤を含んだラスミン MK9BT に変更した。ラスミンシリーズは主剤が亜硝酸であり雑菌により分解されるので殺菌剤を併用している。現在水質は良好

で管理目標値を満足し、細菌の発生も起っていない。

4. あとがき

以上「ふげん」の本格運転開始以来5年にわたる化学管理経験について述べてきた。

化学管理のうち原子炉冷却系等の軽水系に関しては、先行軽水炉の経験に教えられることが多く、被曝低減対策等効果的対応を行ってきた。一方、重水炉固有の重水系、ヘリウム系、炭酸ガス系、遮蔽冷却系等については、国内で最初の重水型原子力発電所であることもあり、貴重な経験に基づいた独自の化学管理技術を確立してきた。

今後ともさらに化学管理技術を向上させ新型転換炉原型炉としての使命である運転保守性の実証化等を図るとともに「実証炉」の設計、運転に反映させる計画である。