資料番号：12－7

技術報告

新型転換炉ふげん発電所における亜鉛注入技術の実証

高城　久承　　森田　　聡　　北端　琢也
敦賀本部　新型転換炉ふげん発電所

技術報告

Demonstration of Zinc Injection Technique in Fugen Nuclear Power Station

Hisatsugu TAKAGI　Satoshi MORITA　Takuya KITABATA

Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

新型転換炉ふげん発電所では，定期検査に伴う被ばく線量を低減するためにプラント線量率上昇抑制技術として米国のBWRプラントで1986年から採用され始めた亜鉛注入技術の「ふげん」への適用性を確認し，1999年8月の原子炉起動時から本格的な亜鉛注入を開始した。

その結果，亜鉛注入により原子炉冷却水中の^{60}Coイオン濃度が約30%低減され，放射能低減効果を確認した。また，系統化学除染後の再循環系配管への^{60}Co付着が再汚染率で約60%から約12%に大幅に抑制され，放射能の付着抑制効果を確認した。なお，モデル解析により配管酸化皮膜への^{60}Coの取り込み速度（付着速度係数）は約1/3に抑制されることが分かった。

Applicability of the zinc injection technique for reducing the equivalent dose of annual inspection workers has been cleared and confirmed by several out-of-pile tests at Fugen Nuclear Power Station. A trial, which aimed at compressing the dose rate increase, was developed by BWR and was carried out in several plants from 1986. And then, regular zinc injections were started from Aug. 1999 after the start up of the 15th annual inspection.

As a result of this injection,the ^{60}Co ion concentration in reactor water has been reduced by the order of about 30%, and a radioactivity reduction effect has also been confirmed. Also, the rebuild up rate of ^{60}Co on piping surfaces has been drastically reduced from about 60% to about 12% after system decontamination. According to an analysis of the practical method, the adhesive rate coefficient of ^{60}Co to metal oxide film is compressed to about 1/3.

キーワード

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

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

高城　久承
安全管理課所属
副主任研究員
「ふげん」における気体・液体放出管理業務に従事

森田　　聡
安全管理課所属
副主任研究員
「ふげん」における化学管理，放出管理業務に従事

北端　琢也
安全管理課長
第一種放射線取扱主任者
「ふげん」における化学管理，放射線管理業務に従事

１．はじめに

新型転換炉ふげん発電所（以下，「ふげん」）では，定期検査作業に伴う被ばく低減対策として1989年に我が国で初めて系統化学除染を実施した。除染後の再汚染については，海外炉の経験から相当早いことが予測されたため，これを抑制する技術として亜鉛注入法の検討を系統化学除染前の1988年から開始した。

亜鉛注入法は，プラント線量率上昇抑制技術として米国GE（ゼネラル・エレクトリック）社製のHope Creek炉で1986年から採用され始めた運転手法で原子炉冷却水中の亜鉛イオン濃度を５～10ppb程度に保つことにより，配管表面に形成される酸化皮膜を強固にし，被ばく源となる^{60}Coの配管壁への付着を抑制して，プラント線量率を低下させる方法である。また，燃料集合体スペーサやステンレス鋼配管材表面からの^{60}Coの溶出も亜鉛注入により抑制されると推定されている[1),2)]。

亜鉛注入の適用実績はGE社製BWRでは1998年の時点で32プラントにおいて実施され，効果を上げている[3)]。

国内のBWRでは，柏崎刈羽２号機で1996年に注入試験を実施，浜岡１号機では1997年より３サイクルにわたり亜鉛注入を継続実施している実績がある[4),5)]。

国内外での亜鉛注入の効果は，炉水中放射能濃度の低減及び配管・機器への放射能付着抑制の２つに大別されるが，その効果はプラント毎に異なる。

「ふげん」では，米国のBWRプラントで採用され始めた直後より「ふげん」で亜鉛注入法の検討を開始し，技術開発を行ってきた。本報告では，約11年間にわたる亜鉛注入の技術開発で得られた成果及び実機への本格注入により確認された亜鉛注入の効果について報告する。

２．開発経緯

「ふげん」では^{60}Co等の放射性核種の機器・配管内表面への付着・蓄積を抑制することを目的に，1988年から，亜鉛注入技術の「ふげん」への適用性に関する技術課題について評価を行ってきた。まず，亜鉛注入による放射能付着抑制効果を確認するための炉外試験を実施し，続いてプラントへの影響を確認するために炉外での材料試験を実施し，良好な結果を得た。

次に，実機での適用性を確認するために1998年８月から1999年１月にかけて短期亜鉛注入試験を行い，「ふげん」で安定に亜鉛注入できることを確認した。また，炉水放射能の低減効果及びプラント運転に悪影響がないことを確認した。その後の第15回定検でＢループの系統化学除染を実施，第29サイクル原子炉起動時の1999年８月から連続亜鉛注入試験を開始し，第16回定検時まで約１年間にわたり連続注入を行った。表１に開発履歴を示す。

その結果，系統化学除染後の再循環系配管の継続的な放射能付着抑制効果が認められ，亜鉛注入技術を実証することができた。

３．亜鉛注入法の実機適用性の検討

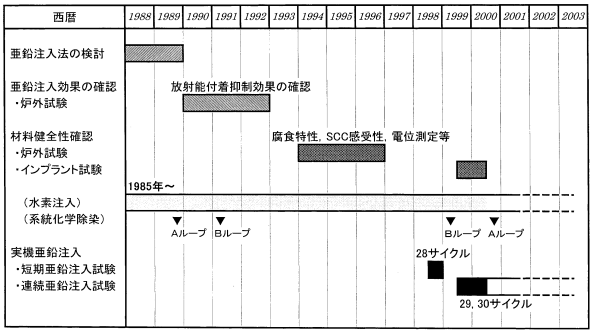
3.1　放射能付着抑制効果の確認

亜鉛注入による放射能付着抑制効果の確認を炉外試験で1990年から1992年にかけて実施した。

試験では，高温高圧沸騰ワンスルーラインの試験装置を製作・設置し，実炉水を用いて２つのテストチューブラインに通水，一方のラインは酸化亜鉛カラムに通水し，亜鉛イオン濃度が約10ppbになるように注入した。この比較試験において「ふげん」の水質環境下で亜鉛注入の有無によるステンレス配管への^{60}Co等の放射性核種の付着量の経時変化を測定した。図１に試験装置の系統概要を示す。また，試験条件を表２に示す。

その結果，亜鉛注入により，「ふげん」の水質環境下では，SUS316Lステンレス鋼材への^{60}Co付着量は1/2～1/3に低減できることが確認され，実炉水を用いた炉外試験で亜鉛注入効果が確認された。図２に^{60}Co付着量変化を示す。

表１　亜鉛注入技術の開発履歴



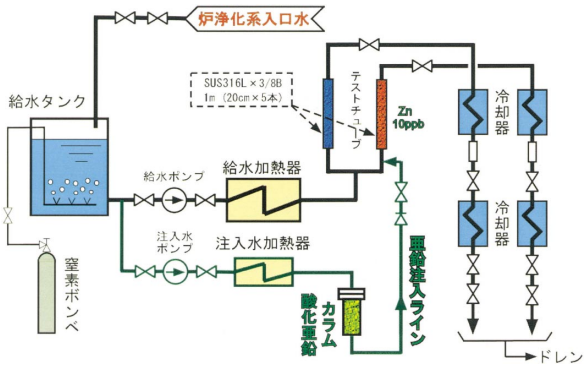


図１　放射能付着抑制効果確認試験装置の系統概要

表２　ステンレス鋼材の炉外試験条件

水質項目等	亜鉛注入無	亜鉛注入有
亜鉛イオン濃度	＜１ppb	約10ppb
試験水	原子炉浄化系入口水	
試験材	SUS316L	
溶存酸素濃度	100～200ppb	
温　度	274～280℃	
圧　力	75～80kg/cm²	
流　量	約700ml/min	

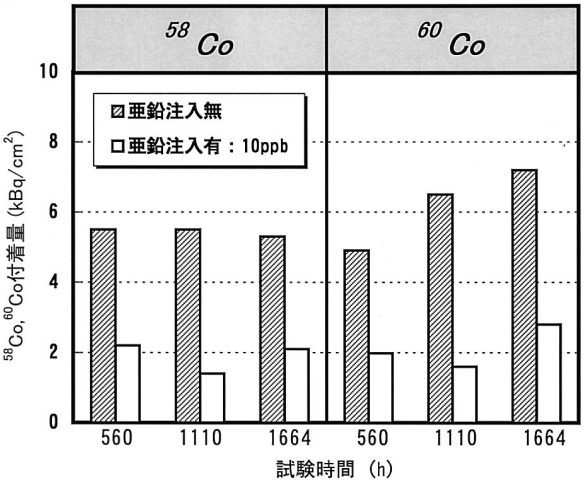


図２　亜鉛注入の有無によるSUS316L材料への ^{60}Co付着量変化

3.2　原子炉構成材料への影響確認

海外BWR炉の経験では，亜鉛注入による原子炉冷却系構成材料の不具合は報告されていないが，亜鉛が多量に燃料棒表面に付着するので燃料破損の極めて少ない日本で亜鉛注入を実施する場合には，燃料被覆管等の健全性評価を十分に行う必要があった。また，「ふげん」では原子炉冷却系SUS304ステンレス鋼材のSCC予防のため1985年から水素注入（HWC：Hydrogen Water Chemistry）を長期間にわたって実施しており，水素注入環境下での材料健全性についても評価を行う必要があった。

そこで亜鉛注入によるプラントへの影響を確認するために，燃料被覆管材及び「ふげん」特有材料である圧力管材料やロールドジョイント部等の原子炉主要構成材料について水素注入環境下での材料の健全性を確認するため1993年から1996年にかけて以下に示す炉外試験を実施した。材料健全性確認試験の試験項目を表３に示す。

(1) 燃料被覆管材の腐食挙動

燃料被覆管材料健全性確認試験では，高温高圧沸騰ループを用いて，燃料被覆管材（Zry-2）の試験片（員数各３個）を試験槽に装着し，水素注入環境を共通条件とし，炉水模擬沸騰環境下で亜鉛注入の有無による比較腐食試験を実施した。

亜鉛注入による燃料被覆管材の腐食挙動に与える影響について，燃料被覆管材の腐食挙動として重要な水素吸収量のほか，被覆管表面の酸化皮膜付着挙動を調査した。試験条件を表４に示す。

その結果，図３に示すように亜鉛注入による水素吸収量及び酸化皮膜の厚さの変化は認められなかった。また，酸化皮膜の付着状態は亜鉛注入により安定な酸化皮膜が緻密に付着しており，腐食を抑制する酸化皮膜の形成が確認された。写真１に走査電子顕微鏡（SEM）による試験片表面の酸化皮膜観察結果を示す。

(2)「ふげん」特有材料等の腐食特性

「ふげん」特有材料等の腐食特性確認試験では，

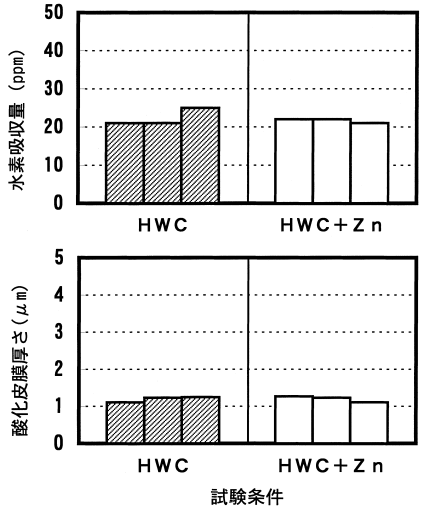


図３　燃料被覆管材の水素吸収量及び酸化皮膜厚さ

表３　材料健全性確認試験の試験項目

評価材料	試験項目								
	SCC/割れ			基礎腐食特性					電位測定
	SSRT試験*1	CT-PDM試験*2	定歪試験*3	重量測定	SEM観察	皮膜組織	付着物分析	水素吸収	
Zircalloy-2（燃料被覆管）	—	—	—	▲	□▲	□	▲	□▲	—
Zr-2.5%Nb（圧力管）	—	—	△	○△▲	○△	○△	○△▲	○△▲	△
Zr-2.5%Nb+SUS403M（ロールドジョイント部）	—	—	△	○△	△	△	△	○△	△
SUS403M（圧力管延長部）	—	—	△	○△▲	○△	○△	△▲	△▲	△
Inconel溶接材（同上異種金属溶接部）	—	—	△	○△▲	○△	○△	△▲	△▲	△▲
SUS304（入口管，上昇管他）	△▲	△▲	—	○△▲	○△	○△	○△▲	—	△▲
SUS316NG（冷却系配管）	△	—	—	○△▲	○△	○△	○△▲	—	△▲
SUS630（シールプラグドーム）	—	—	△	○△	○	○	—	△	—
Ti-6Al-4V（シールプラグエレメント）	—	—	△	○△	○	○	—	○△▲	—
Ti-6Al-4V+SUS403M（シールエレメントシール部）	—	—	—	○	○	—	—	○	—
SUS440C（遮蔽プラグラッチボール）	—	—	—	○	○	○	—	—	—
Inconel718（燃料スペーサ）	—	—	△	○△	○	○	—	△	—
炭素鋼（給水系配管他）	—	—	△	△	—	—	—	△	—

Key　□：燃料被覆管材の腐食挙動試験（炉外試験）
○：「ふげん」特有材料等の腐食特性試験（炉外試験）
△：ステンレス鋼材のSCC感受性等の試験（炉外試験）
▲：ステンレス鋼材のSCC感受性等の試験（インプラント試験）

注）＊1：Slow Strain Rate Test（低歪速度引張試験）
＊2：Compact Tension-Potential Drop Method（CT試験-電位差法）
＊3：（Uベンド試験）

HWC　　HWC + Zn

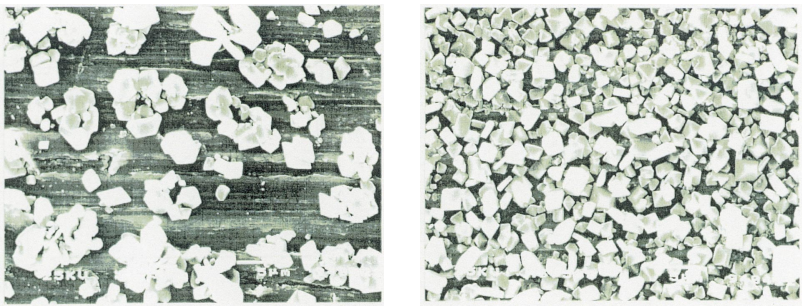


写真１　燃料被覆管材（Zry-2）付着クラッドのSEM観察結果

表４　燃料被覆管材の炉外試験条件

水質項目等	HWC（水素注入条件）	HWC＋Zn（水素＋Zn注入条件）
亜鉛イオン濃度	0 ppb	15ppb
溶存酸素濃度	10ppb	
溶存水素濃度	300ppb	
H_2O_2	10ppb	
温　度	340℃	
圧　力	150kg/cm^2	
ボイド率	約30%	
試験時間	500hr	

大洗工学センターの（旧）安全工学部　機器・構造安全工学室の高温高圧沸騰ループを改造し，炉水模擬沸騰環境下で亜鉛注入の有無による比較試験で「ふげん」特有材料等の腐食特性確認試験を実施した。その結果，原子炉構成材料の腐食量は同等もしくは抑制される傾向にあり，亜鉛注入による材料への影響を及ぼさないことを確認した。

(3) ステンレス鋼材のSCC感受性

SCC感受性確認試験では，高温高圧沸騰ループを用いて，水素注入環境を共通条件とし，炉水模擬沸騰環境下で亜鉛注入の有無による比較試験で

ステンレス鋼材のSCC感受性を確認する試験を中心に実施した。

SCC感受性は低歪速度引張試験（SSRT試験）を行い，粒界型SCC（IGSCC）の発生の有無で評価した。その結果，亜鉛注入の有無にかかわらずIGSCCの発生は観察されず，IGSCCの感受性に及ぼす影響は認められなかった。

また，ステンレス鋼材のき裂進展性についてはCT-PDM（Compact Tension-Potential Drop Method：CT試験-電位差法）試験を実施した。１つのCT試験片で水質条件を，BWR模擬水質環境下→水素注入環境下→水素注入＋亜鉛注入環境下と連続に変化させて，き裂長さを計測した。

その結果，SUS304鋭敏化材は，亜鉛注入の有無にかかわらずIGSCCの進展は観察されず，IGSCCの進展感受性に及ぼす影響は認められなかった。図４にき裂進展試験結果を示す。

以上の炉外試験結果より，亜鉛注入による放射能付着抑制効果及び材料への影響がないことが確認され，亜鉛注入法が「ふげん」に適用できる見通しが得られた[6]。

４．「ふげん」への亜鉛注入

4.1　亜鉛注入方法

亜鉛注入の運転手法は米国GE社により開発されたもので，注入する亜鉛は，当初，天然の酸化亜鉛（ZnO）が使用されたが，天然亜鉛中の^{64}Znが放射化されて生成する放射性の^{65}Znの線量寄与が問題となり，これを抑制する方法として，^{64}Znを同位体分離によって除去した酸化亜鉛（DZO：Depleted Zinc Oxide）が使用されるようになった。

「ふげん」での亜鉛注入では，DZOを用いた亜鉛粉末炭酸溶解方式を採用した。

亜鉛注入装置は，亜鉛溶解槽２基，炭酸ガス注入ライン及び亜鉛溶解液注入ラインより構成されている。溶解槽内には炭酸ガスが注入され，炭酸ガス飽和状態によりpHが６程度に維持され，亜鉛の溶解を促進している。亜鉛注入装置外観を写真２に示す。

亜鉛イオンは給水系の復水脱塩器出口から連続注入することにより炉水の亜鉛イオン濃度を上昇させ，所定の濃度になるよう，給水系への注入量を設定している。亜鉛注入系統の概略を図５に示す。

4.2　短期亜鉛注入試験結果

短期亜鉛注入試験では，炉水中の放射能の低減効果を確認することを目的に，目標炉水亜鉛濃度を１，３，５，７ppbになるよう，給水への亜鉛注入量を段階的に上昇させた。各段階は１月程度とし，炉水中亜鉛濃度と給水への亜鉛注入量との相関を確認しつつ，炉水放射能濃度の低減効果及び再循環流量等のプラント運転への影響を確認するために水質・プラントデータを採取した。

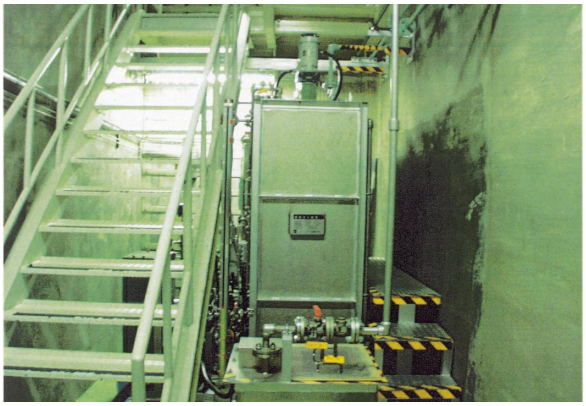


写真２　亜鉛注入装置外観

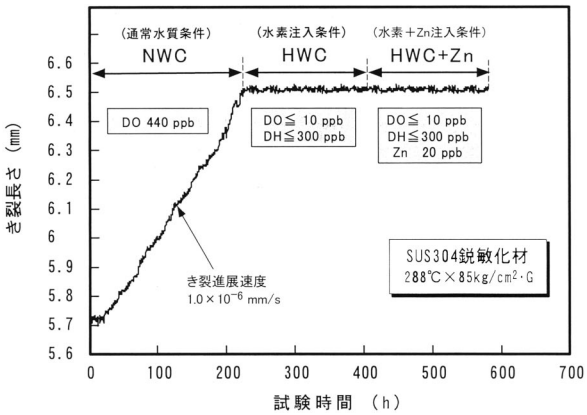


図４　ステンレス鋼材のき裂進展試験結果（炉外試験）

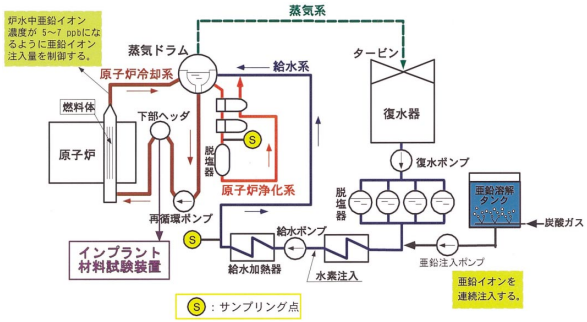


図５　亜鉛注入系統の概略

試験は，1998年８月21日に開始し，1999年１月上旬までの約4.5月間実施した。

短期亜鉛注入試験で得られた水質データをこれに引き続く連続亜鉛注入試験時の結果とともに図６の炉水Zn，給水Fe，Zn添加濃度の推移，図７の炉水放射能濃度の推移を示す。また，短期から連続亜鉛注入試験の状況を表５に示す。

(1) 安定注入の検証

図６の炉水亜鉛濃度の推移（第28サイクル）が示すように１，３，５，７ppbと段階的に亜鉛注入制御が安定して行え，炉水亜鉛濃度の安定な制御性が確認された。また，炉水亜鉛濃度と給水への亜鉛注入濃度との相関を表す亜鉛濃縮倍率〔炉水亜鉛濃度/Zn添加濃度（給水亜鉛濃度）〕は約４倍で推移した。亜鉛濃縮倍率は，給水Fe濃度に依存するといわれていたが，大きな変動はなく安定していた。

(2) 炉水放射能低減効果

図７の炉水放射能濃度の推移（第28サイクル）が示すように亜鉛注入による炉水中の^{60}Co，^{58}Coイオン濃度は，炉水中の亜鉛濃度が５ppb以下では上昇し，5ppb～７ppbで低下傾向を示した。これは，亜鉛濃度が５ppb以下では燃料被覆管表面あるいは配管・機器へのイオン放射能の付着が抑制され，相対的に炉水中の濃度が上昇し，一部は原子炉浄化系で除去されて平衡濃度になった。

亜鉛濃度５ppb以上では更に燃料被覆管表面からのコバルトイオンの溶出が抑制されたことから，炉水中濃度が低下傾向を示したものと考えられる[7]。詳細なメカニズムは現在も明確になってい

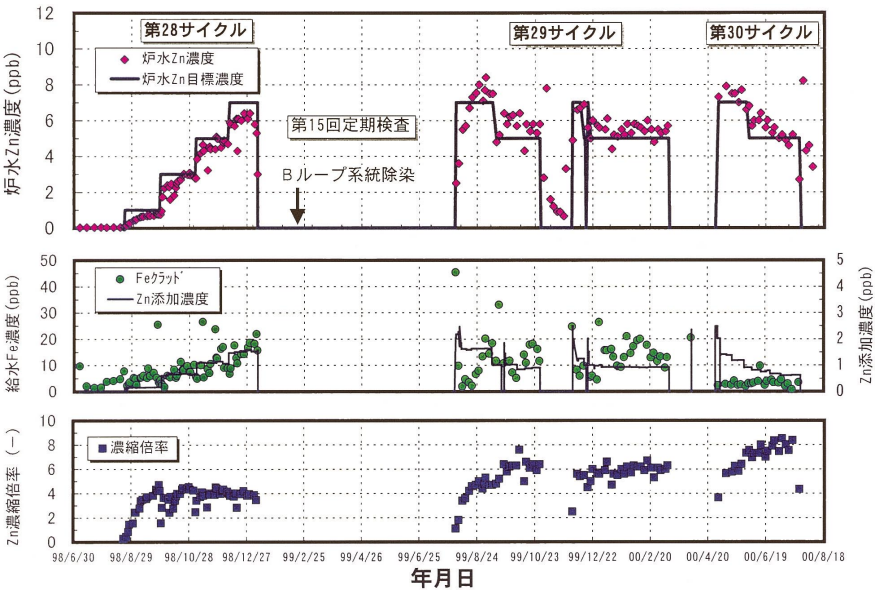


図６　亜鉛注入時の炉水Zn，給水Fe，添加Zn濃度の推移

表５　「ふげん」の亜鉛注入試験の状況

試験	運転サイクル	注入期間	注入濃度	注入量（DZO）	注入環境
短期 亜鉛注入試験	28サイクル	1998年８月21日～ 1999年１月７日 （約4.5月）	目標炉水亜鉛濃度 １→３→５→７ ppb 段階的に上昇	約3.2kg	・水素注入環境下
連続 亜鉛注入試験	29サイクル	1999年８月１日～ 2000年３月11日 （約６月）	目標炉水亜鉛濃度 ７～５ ppbに設定	約5.6kg	・水素注入環境下 ・Bループ系統 化学除染後
	30サイクル	2000年４月28日～ 2000年７月26日 （約３月）	同上	約2.2kg	同上
	31サイクル	2000年12月26日～ 実施中 （約５月）	同上	―	・水素注入環境下 ・Aループ系統 化学除染後

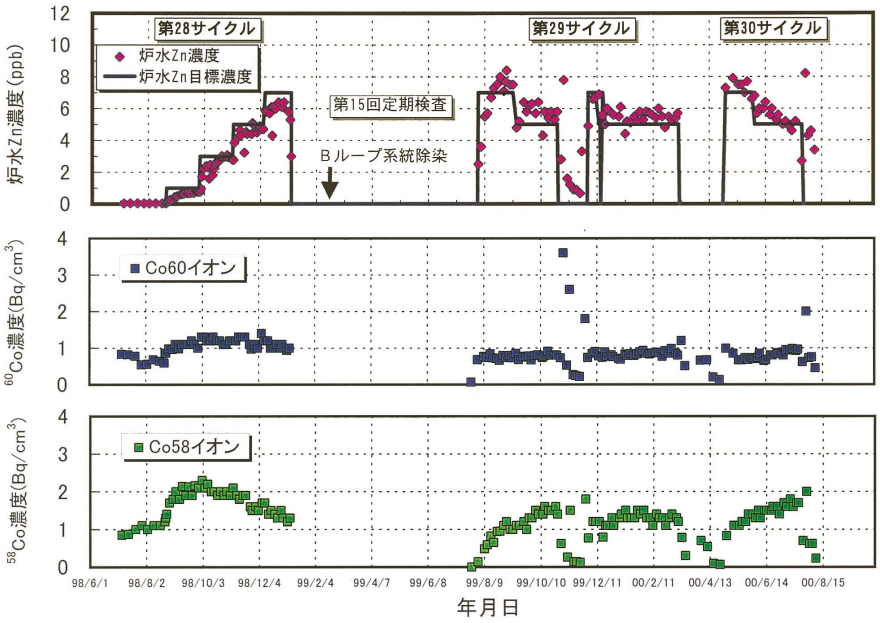


図７　亜鉛注入時の炉水放射能濃度の推移

ない。

この結果より，最適亜鉛注入炉水濃度を５ppb～７ppbと設定した。

(3) プラントへの影響

亜鉛注入は，原子炉内に持ち込まれた亜鉛が燃料体表面及び配管内表面の酸化物に取り込まれ，安定化することに特徴がある。この原理に基づいているため，亜鉛注入箇所の下流側で流動状態に影響を及ぼす可能性があり，「ふげん」では再循環流量及び給水流量の指示値を監視した。その結果，亜鉛注入による指示値変動は見られず，プラントへの影響はなかった。

4.3　連続亜鉛注入試験結果

亜鉛注入の条件としては，短期亜鉛注入試験の結果より炉水中亜鉛濃度が５～７ppbにおいて放射能低減効果が認められたことから，この濃度を通常運転時の目標炉水亜鉛濃度とした。ただし，系統化学除染後の原子炉起動初期においては特に放射性核種の配管内面への再付着がより進む傾向があるため，原子炉起動初期の目標炉水亜鉛濃度を７～10ppbと高めに設定し，炉出力20%より注入を開始した。その後，炉起動約１月後には再付着の進行が小さくなると考えられたため，目標炉水亜鉛濃度を５ppb程度にコントロールし，炉水放射能濃度等の水質変化や配管付着放射能を監視している。

また，亜鉛注入による配管への放射能付着抑制効果を確認するため，原子炉運転時にも配管への^{60}Coの付着状況を監視できるよう，Bループの再循環ポンプ吐出管表面にゲルマニウム半導体検出器（Ge検出器）を設置した。図８の原子炉冷却系系統概要にGe検出器の設置場所を示す。また，設置外観を写真３に示す。

(1) 炉水放射能挙動

炉水中の^{60}Coイオン濃度（第29，30サイクル）を図７に示すが，運転初期にすぐに上昇し，その後は第29，30サイクルともに漸増傾向を示している。^{60}Coイオンの平均濃度は両サイクルともに0.8Bq/cm^{3}で亜鉛注入をしていない第18～第27サイクル（前10サイクル）の平均濃度1.2Bq/cm^{3}と比べて約30%の濃度低下が見られ，亜鉛注入による炉水中の放射能低減効果が確認された。

これは，^{60}Coの主発生源である燃料体表面でCoイオンを安定な酸化皮膜として固定化し，放射化された^{60}Coイオンの溶出が抑制されたためと考えられる。

(2) インプラント材料試験

「ふげん」で実施している亜鉛注入が原子炉冷却系主要構成材料の健全性に悪影響を及ぼさないことを確証するため，インプラントにおいて実機での水素注入＋亜鉛注入環境下で各種の材料健全性確認試験を実施した。インプラント試験装置は原子炉建屋内階段室に設置し，図５に示すように下

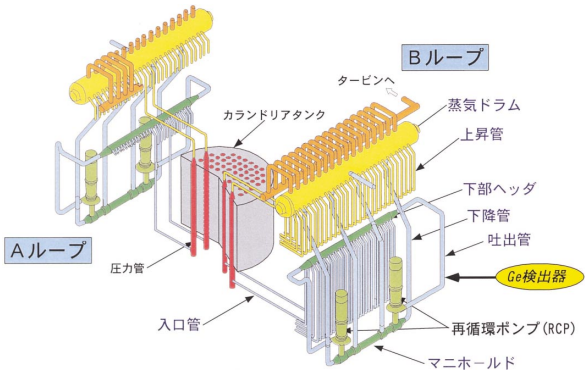


図８　原子炉冷却系系統概要

写真３　Ge検出器（配管内付着放射能監視モニタ）の設置外観

部ヘッダより取水し試験を行った。材料健全性確認試験の試験項目を表３に示す。

インプラント試験で得られたデータは，炉外試験等と比較評価した結果，亜鉛注入環境が主要構成材料の健全性に対して悪影響を及ぼさないことを確認した。

(3) 配管付着放射能抑制効果

１）実測データ比較

本格亜鉛注入を開始した第15回定期検査後の原子炉起動から第16回定期検査まで，前述のGe検出器により，運転時の^{60}Co付着量を連続的にモニタリングした。また，原子炉の起動停止時には，原子炉冷却系各部の機器・配管表面の線量率を定期的に測定している。

図９にGe検出器によるRCP吐出管部の^{60}Coの付着量測定結果を，図10に原子炉冷却系のRCP吐出管部の線量率を定期測定した結果を示す。

図９より亜鉛注入していない第８回定検時の系統化学除染後と連続亜鉛注入を開始した第15回定検時の系統化学除染後のデータを比較すると，前者は運転開始初期（30EFPD程度）まで急激に^{60}Coの付着量は増加（再汚染が進み）し，その後も除々に増加しているのに対し，　後者では^{60}Coの付着量は運転開始より，ゆるやかな増加にとどまっており，亜鉛注入により放射能の付着が抑制されていることが分かる。

再汚染率（除染後の^{60}Coの増加付着量／除染前後の^{60}Co付着量の差×100）で評価すると60%から12%に低下し，明らかな^{60}Co付着抑制効果が認められた。

また，図10により除染後亜鉛注入を実施しなかった第８回定検以降と，亜鉛注入を実施した第15回定検以降のRCP吐出管部の線量率変化を示したものであり，これにより亜鉛注入効果が明確に分かる。亜鉛注入をしない場合，線量率は次の定検時には除染前の６，７割まで，さらに次の定検時には８，９割まで上昇している。

一方，亜鉛注入している場合には，除染後線量率はほとんど上昇せず，抑制されていることが確認された。

以上の結果から，除染後の亜鉛注入は機器・配

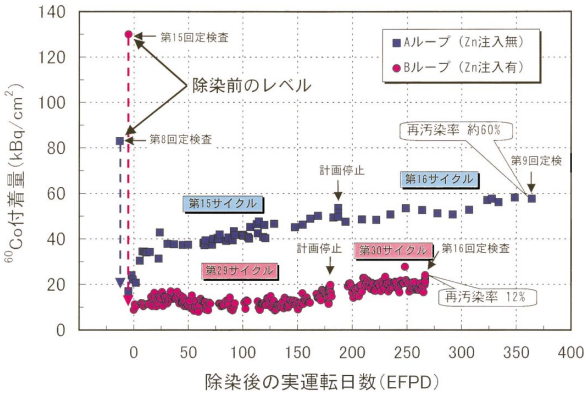


図９　系統除染後の再循環系配管の再汚染抑制効果

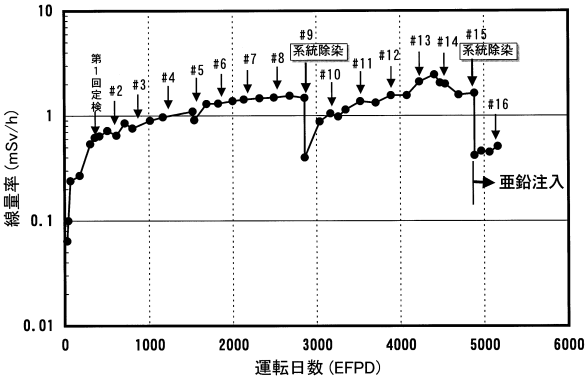


図10　原子炉冷却系D-RCP吐出管（Bループ）の線量率推移

管表面への^{60}Coの再付着を効果的に抑制し，酸化皮膜内の^{60}Co付着量を低いレベルに維持できることが確認された[8]。

２）付着抑制効果の検討

亜鉛注入の有無による配管内面酸化皮膜への^{60}Coの取り込み速度の違いについて，除染後亜鉛注入していない第15，16サイクル（第８回定検後の起動から第９回定検まで）と，除染後亜鉛注入した第29，30サイクル（第15回定検後の起動から第16回定検まで）の付着速度係数を簡易解析により求め比較した。

① ^{60}Co簡易解析モデル

下記の簡易解析式に基づき，実機データのフィッティングにより付着速度係数を評価した。得られる付着速度係数は付着，剥離過程を含めた，見かけの付着速度係数である。

$$d\Gamma/dt = \delta \cdot R - \lambda \cdot \Gamma \qquad (1)$$

ここで

Γ：付着放射能量（Bq/cm^2）

R：炉水放射能濃度（Bq/cm^3）

δ：付着速度係数（cm/h）

λ：崩壊定数（1/h）

(1)式を解いて

$$\Gamma = \Gamma_0 \cdot \exp(-\lambda \cdot t) + \delta \cdot R \cdot \{1 - \exp(-\lambda \cdot t)\} / \lambda \qquad (2)$$

ただし

Γ_0：付着量初期値（Bq/cm^2）

t：EFPH

(2)式より，^{60}Coの酸化皮膜への付着速度係数δは下記のように得られる。

$$\delta = \{\Gamma - \Gamma_0 \cdot \exp(-\lambda \cdot t)\} \cdot \lambda / [R \cdot \{1 - \exp(-\lambda \cdot t)\}] \qquad (3)$$

② ^{60}Co付着速度係数の評価

(3)式を用い下記の入力条件によりδを求めた。

表６　付着速度係数解析入力データ

記号	項目	単位	第15，16サイクル	第29，30サイクル
Γ	付着放射能量	Bq/cm^2	測定値	測定値
R	炉水放射能濃度	Bq/cm^3	1.12	0.80
λ	崩壊定数	1/h	1.50E-05	1.50E-05
Γ_0	付着量初期値（除染後付着量）	Bq/cm^2	17,000	8,800

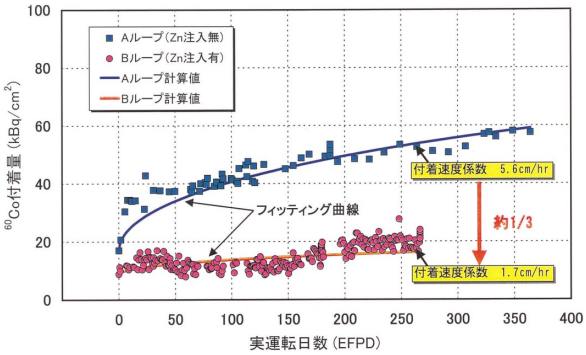


図11　系統除染後の再循環系配管への^{60}Co付着速度係数の比較

付着放射能量，炉水中放射能濃度及び付着量初期値（除染後）データは測定値である。炉水中放射能濃度（^{60}Coイオン）は図９に示すように，運転期間中ほぼ一定なので平均値を使用した。

得られた付着速度係数を用いた^{60}Co付着密度推移のフィッティング曲線を図11に示す。この曲線は付着係数の時間依存性を１／√tで表している。

この結果，第15回定検後の第29，30サイクル終了時に相当する約267EFPD時の付着速度係数を比較すると，亜鉛注入をしなかった第15，16サイクルでは5.6cm/h，亜鉛注入をした第29，30サイクルでは1.7cm/hとなり，亜鉛注入により付着速度係数が約1/3になることが分かった。

５．おわりに

亜鉛注入技術の「ふげん」での適用性を確認するための各種炉外試験及び短期亜鉛注入試験を約11年間にわたり技術開発を行い，その後のＢループ系統化学除染に併せて本格的な亜鉛注入を開始し，約１年間にわたり連続注入を行った。

その結果，系統化学除染と亜鉛注入技術の組み合わせは，恒久的で効果的なプラント線量率低減対策であることが実証され，有効な被ばく低減対策になることが確認された。

連続亜鉛注入試験で得られた成果のまとめを以下に示す。

① 炉水中の^{60}Coイオン濃度が亜鉛注入により約30%低減され，炉水中放射能低減効果が確認された。

② 再循環系配管の系統化学除染後の^{60}Co付着量推移は，亜鉛注入していない系統化学除染後と比較して，再汚染率は60%から12%に低下し，大幅な放射能付着抑制効果が認められた。

③　炉水放射能挙動のモデル解析により亜鉛注入による配管内面酸化皮膜への^{60}Coの取り込み速度（付着速度係数）が約1/3に抑制されることが分かった。

謝　辞

亜鉛注入による材料健全性確認試験及び短期亜鉛注入試験の実施に当たり，(株)日立製作所，(株)東芝の関係者各位に多大なる御協力を頂き，深く感謝いたします。

参考文献

1）石榑顕吉，服部高久，他：“原子力発電プラントの水化学管理の実績と将来展望”，日本原子力学会誌，Vol. 37, No. 10, p.899～900 (1995).
2）日本原子力学会編：“原子炉水化学ハンドブック”，コロナ社，p. 251～252 (2000).
3）S. E. Garcia, R. L. Cowan, et al. :“ Zinc Addition Experience in BWRS Under Normal and Hydrogen Addition Chemistry”, JAIF International Conference Water Chemistry in Nuclear Power Plants,p. 225～232 (1998).
4）吉澤勇二，九野敏行，他：“柏崎刈羽２号機における亜鉛注入試験時の水質放射能挙動”，日本原子力学会「1997年秋の大会」予稿集，L28, p. 930
5）白尾泰之，可児和広，他：“浜岡１号機における亜鉛注入時の水質放射能挙動”，日本原子力学会「2001年春の年会」要旨集，M46, p. 699.
6）高城久承，渋谷進，他：“ふげん発電所における亜鉛注入技術の適用性確認試験”，日本原子力学会「1999年春の年会」要旨集，K56, p. 624.
7）高城久承，八木正邦，他：“ふげん発電所における短期亜鉛注入試験結果”，日本原子力学会「1999年秋の大会」予稿集，J50, p. 627.
8）高城久承，青井正勝，他：“「ふげん」における亜鉛注入による線量当量率抑制効果の確認”，日本原子力学会「2001年春の年会」要旨集，M45, p. 698.