

# 蒸気発生器取替え工事における技術開発と適用

## Technical Development and Its Application on Steam Generator Replacement

神戸造船所 森田正彦\*<sup>1</sup> 半澤克巳\*<sup>2</sup>  
佐藤始\*<sup>3</sup>  
高砂研究所 神野藤保夫\*<sup>4</sup>

我が国の加圧水型原子力発電プラントで初期に運開した8基のプラントについては、社会的信頼性、経済性及び保守性の観点から新型の蒸気発生器に取替えられることとなった。蒸気発生器の取替えには、放射線管理区域内の狭いスペースでの作業となることから、蒸気発生器を安全にハンドリングするための工法、原子炉冷却材管の低応力復旧工法、そして、放射線業務従事者が受ける放射線量低減のための遠隔操作による配管溶接装置等が開発適用された。それらの技術は十分な検証及びトレーニングを実施した後、取替え工事に適用され、また今後計画されているプラントにも適用され、原子力プラントの信頼性向上に寄与するものとする。

Twentytwo PWR nuclear power plants are now under commercial operation in Japan. Eight of these plants are scheduled to have their steam generators replaced by up-graded units as a social responsibility for improved reliability, economy and easier maintenance. To carry out steam generator replacement, main coolant pipe cutting and restoration techniques, remote controlled welding machines and other remote controlled equipment, templating techniques with which the new steam generator primary nozzles will fit the existing primary pipes correctly were developed. An adequate training program was carried out to establish these techniques and they were then applied in replacement work on site. The steam generators of the three plants were replaced completely in 1994. These newly developed techniques are to be applied in upcoming plants and replaced plants will be much reliable.

### 1. ま え が き

現在、22基の加圧水型原子力発電プラントが営業運転中であり、これらのうち初期に運開した8基のプラントについて社会的信頼性、経済性及び保守性の観点から総合的に検討され、過去の損傷対策を反映した新型の蒸気発生器に取替えられることとなった。

蒸気発生器取替え工事は、狭いスペースでの重量機器の搬出入・据付となることから、極力既存の設備を撤去しない搬出入ルート決定と重量物のハンドリングに合致する揚重設備の選択が必要である。また、原子炉冷却材管は大口径かつ厚肉管であることから、復旧時に生ずる溶接縮みに起因する配管への応力と回転機器である原子炉冷却材ポンプのケーシングの傾きに対する緩和対策が必要である。

さらにこの取替え工事は、放射線管理区域での作業となることから作業員の受ける放射線の量（線量当量）の低減対策も重要な課題である。

これらは、過去20数年にわたる原子力発電所の建設及び定期検査で培われた経験、ノウハウを駆使した総合エンジニアリング技術を生かして初めて成立つものである。その蒸気発生器取替え工事での開発技術及びその適用、そして取替え工法の特徴について述べる。

### 2. 取 替 手 順

蒸気発生器（以下SGという）の原子炉側は原子炉冷却材管と、タービン側は主蒸気管、主給水管の大口径の配管のほかSGブローダウン配管等の小口径配管と接続されている。したがって旧SGの取出しにはこれらの配管を切断して旧SGを搬出し、新

SGを搬入後これらの配管と接合する。基本的な工事手順及び新SGの搬入状況を図1に示す。

工事内容は、プラントの設備、建屋配置等によって異なるが、特に原子炉格納容器等にSG搬出入に適した開口部の有無によって搬出入方法が変わる。

取替え工事に先立ち、運転を停止した後、燃料を原子炉から取出し、使用済み燃料プールに移送する。その後プラントの状況によって外部遮へい壁及び原子炉格納容器に仮開口を設置し（図1中①）SGの搬入を行うための通路を確保する。次にSGを吊るための揚重設備の改造工事等を行う。

SGを搬出するに先立ち原子炉冷却材管等のSGに接続している配管を切断する（図1中②）。引続いてSGに取付けてある支持脚及びサポートを取外す（図1中③）。

揚重設備にてSGを吊上げ（図1中④）、原子炉格納容器内の所定の位置まで移動後、横倒しにし、原子炉格納容器から引出して（図1中⑤）、輸送車両に積載する。

その後SGは、発電所構内に設けられた専用のSG保管庫まで輸送し、保管される。

以上が旧SGの搬入手順の概略であり、新しく取替えられるSGは発電所構内の仮置き場所から上述の逆の手順にて搬入・据付けられる。

### 3. 蒸気発生器取替え技術

SGを取替える技術は、数十年培ってきたプラント建設技術及び補修技術が基礎をなし、その応用技術である。実際の取替え工事に先立って、多くの事前検証を行い、また、技量向上のためのトレーニングを積重ね実施したが、以下にその取替え技術について述べる。

\*1 原子力建設部次長

\*3 プラント工作部

\*2 蒸気発生器技術部プロジェクト主務

\*4 原子力研究推進室主務

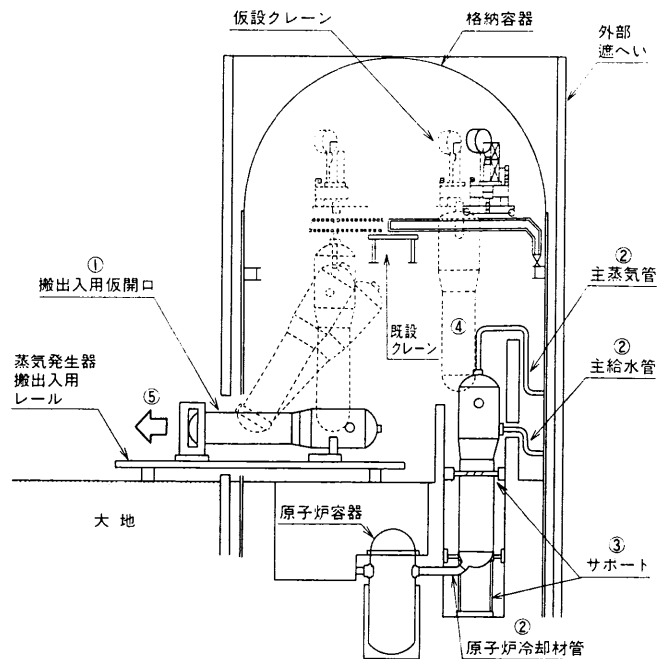
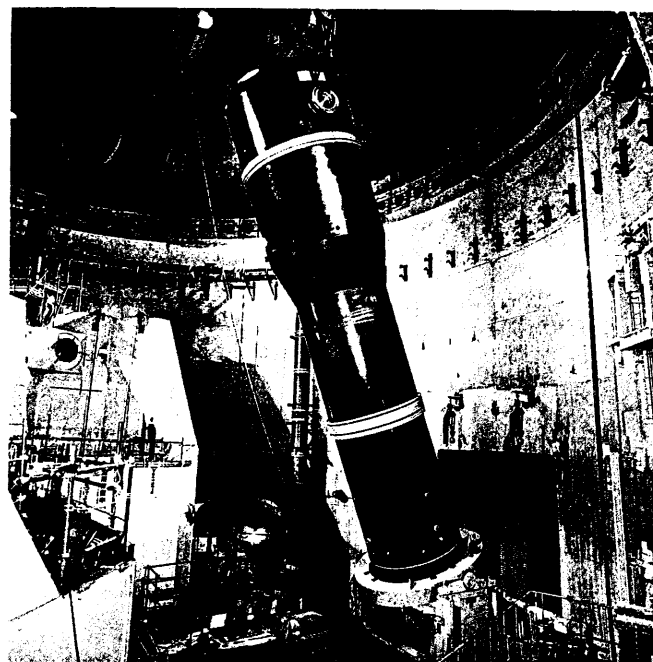


図1 工事手順と新蒸気発生器の搬入状況  
General sequence of steam generator replacement and photo of under lifting up new SG



3.1 原子炉冷却材管の切断・復旧工法

3.1.1 カット法

原子炉冷却材管の切断・復旧工法に関しては、切断箇所数、切断方法、溶接方法等技術的に幾つかの選択肢がある。

SGにつながる原子炉冷却ループは、原子炉からの熱水をSGに送るホットレグ、SGで熱交換された熱水を原子炉冷却材ポンプに送るクロスオーバーレグ、そして原子炉冷却材ポンプから原子炉へ熱水を戻すコールドレグの各々の配管から成っている。SGを取出すだけであればSGにつながる配管を切断すればよく、1本の配管について1箇所を切断する2カット法となる。しかし、復旧時の原子炉冷却材管とSGノズルとの位置合せの容易さを考えると配管をさらに1箇所切断する3カット法がある。さらに配管当り2箇所を切断し、4箇所を切断する4カット法がある。

3、4カット法は復旧時にエルボも同時に取替え、新SGの据付け時、SGと原子炉冷却材管との位置ずれをエルボにて寸法調整し開先合せを行う方法である。前述の2カット法は、仕事量、線量当量、工程等の効率は最も良くなる可能性があるが、配管切断時の移動、新SGノズル位置の製作誤差等を考慮すると、位置ずれの合わせ性に最も影響を受けやすいという難点がある。3カット法は、1個のエルボを取替えるためエルボによって位置ずれの吸収が図られ、開先合わせ性により裕度があるが、エルボを新しくすることによるコスト高の要因がある。さらに4カット法は、位置ずれの開先合わせに対する寸法調整代を最も大きくとれる。

3.1.2 配管溶接に伴う配管系応力

配管の切断箇所数はすなわち溶接箇所数でもあり、その溶接は現地にて行われるが、原子炉冷却ループには配管溶接部の溶接縮みに伴い応力が発生する。

溶接縮みは、図2に示すように溶接量（配管の板厚に対する溶接肉盛の割合）に依存し、約60%の溶接量では縮みが終了する。原子炉冷却材ループを梁-多質点系の応力解析モデルを用い、この特性を配管復旧の溶接位置に変位入力し、取替え時の溶接縮みに伴う原子炉冷却ループに生ずる応力を評価した。

前述したように原子炉冷却材管の切断・復旧方法については3

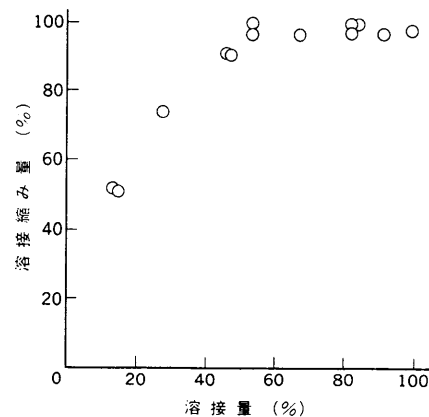


図2 溶接量と溶接縮み量の関係  
Relation between weld build up and shrinkage

通りの方法があるが、実工事にあっては、新SGの据付性、配管に生ずる応力、線量当量、工程への影響、海外での実績等を総合的に評価を行いホットレグ1箇所、クロスオーバーレグ2箇所を切断し40°エルボにて寸法調整を行う3カット法を選定し、工事に万全を期することとした。

3.2. 低応力据付法

SG取替え工法の特長の一つとして低応力据付法がある。工事に適用するカット法の検討において溶接縮みにより生ずる配管応力を把握したが、実工事における原子炉冷却材管にあって、その応力を極力低く抑える工法を行った。その低応力据付の手順の概要を以下に示す。

- (1) ホットレグ切断後配管拘束を解放し、配管自重による垂下分をジャッキで補償した位置で新しいSGノズルと溶接を行う。
- (2) クロスオーバーレグについても配管自重による垂下分をジャッキで補償した位置でSGノズルとの面間寸法を計測し、溶接時の溶接縮み代を考慮して新しい40°エルボの加工を行い、40°エルボの両端を同時に溶接する。
- (3) 最終段階で、SG支持脚に荷重が均等になるように調整を行

うが、その時 SG 支持脚を下降させ、溶接縮みに伴い発生する配管応力を解放することにより応力低減させる。

なお、配管に生ずる応力を監視するためにホットレグ、クロスオーバーレグ、コールドレグの合計 6 断面に天、地、左右に 2 軸のひずみゲージを張付け監視した。また、SG 支持脚 (4 脚)、原子炉冷却材ポンプ支持脚 (3 脚) についてもひずみゲージにより荷重の変動監視を行った。

この結果、SG 支持脚の下降調整は 1~3 mm の範囲で行われ、配管に生ずる応力は最大で約 3 kgf/mm<sup>2</sup> 以下に低減した。

3.2.1 配管挙動調査

原子炉冷却材管は切断時、自重により下方へ移動、また、建設時の溶接ひずみが解放されることにより移動することが予想された。この切断時の移動によって配管切断工具の破損を防止するためにホットレグ及びクロスオーバーレグに拘束装置を設けた。この拘束装置は油圧ジャッキにて構成されるものであり、この装置を用い配管挙動調査を行った。配管を移動することによりクロスオーバーレグ切断端の変位の挙動と原子炉冷却材ポンプの傾きとの相関を調査すること、及び溶接縮みに相当する移動を配管に与え、あらかじめ配管に生ずる応力を把握することを主な目的とした。プラント運転上中核の動的機器である原子炉冷却材ポンプは、わずかではあるが新 40°エルボ溶接時の溶接縮みによって、そのポンプケーシングの傾きに影響が生じる。また SG 支持脚調整によっても影響を受けることが考えられた。図 3 に得られたクロスオーバーレグ軸方向傾き変化量を示すが、得られたデータによってポンプケーシング傾きを管理し、復旧工事において原形復帰を行った。

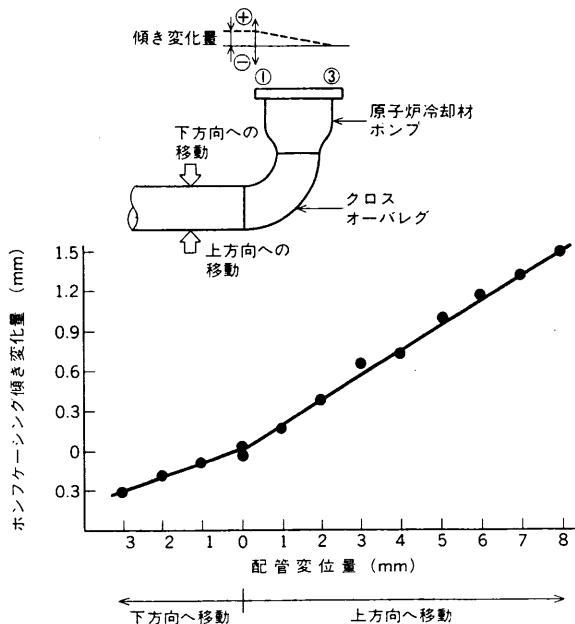


図 3 クロスオーバーレグ変位量とポンプケーシング傾き量  
Relation between cross over leg displacement and tilting of pump casing

3.3 遠隔操作全姿勢自動溶接装置

遠隔操作全姿勢自動溶接装置は、狭開先自動 TIG 溶接がマイコンにより溶接条件を高精度に制御し、全姿勢での溶接が可能な装置である。トーチ操作、溶接ワイヤ操作、アーク監視用の特殊フィルタ操作が遠隔にてできる特長がある。狭開先自動 TIG 溶接は既に十分な実績があり、技術そのものは確立されたものであ

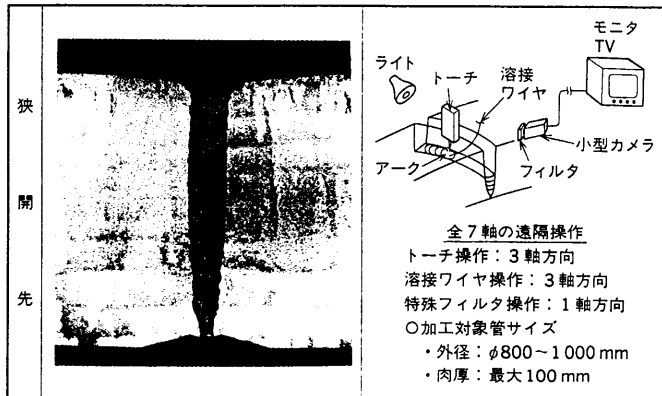


図 4 遠隔操作全姿勢自動溶接装置  
Remote controlled all position automatic welding machine for main coolant pipe

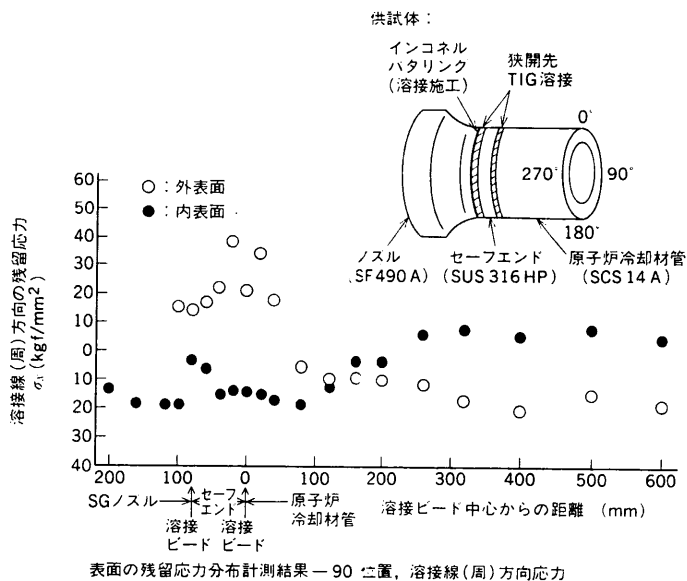


図 5 原子炉冷却材管溶接部の残留応力  
Residual stress of main coolant pipe

るが、本装置は線量当量の高いループ室内での原子炉冷却材管の溶接を小型カメラによりモニタしながら遠隔にて操作できるよう開発されたものである (図 4 参照)。

3.3.1 原子炉冷却材管溶接部の残留応力

SG 取替え工事に先立ち、上述の溶接装置を用い実際と同じ大きさ、材料の原子炉冷却材管を用い同一溶接条件にて施工し、原子炉冷却材管溶接部の残留応力を調査した。蒸気発生器のノズル模擬側はインコネルによるバタリングを行い、ステンレス鋼のセーフエンドを溶接し、焼鈍されている。この状態にて、原子炉冷却材管を遠隔操作全姿勢自動溶接装置にて狭開先 TIG 溶接を行った。残留応力の測定は“切り出し法”により以下の要領にて行った。

- (1) 供試体製作後、測定点表面にひずみゲージを張付ける。
- (2) ひずみゲージの張付いた部分を 15 mm 立方以下に切断する。
- (3) 切断後の解放ひずみ量から残留応力を算出する。

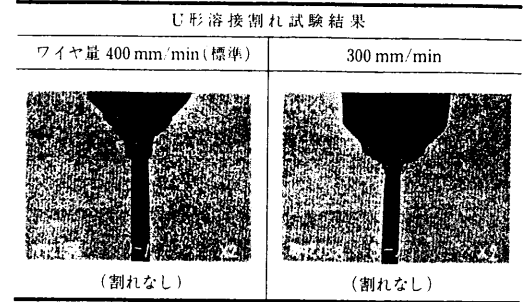
得られた表面での周方向残留応力分布の計測結果を図 5 に示す。溶接部近傍の配管内面に生ずる残留応力は、圧縮残留応力となっており応力腐食割れの感受性は低い。

3.3.2 溶接割れ試験

原子炉冷却材管の溶接による品質を確保するためには、割れ発

表1 溶接割れ試験結果  
Result of weld crack test

	溶接条件			割れ試験結果		備考
	溶接法	溶接条件	ワイヤ量	表面 (VT, PT)	破面 または断面	
G形ジグ拘束 突合せ溶接 割れ試験	TIG	135 A×9 V×120 mm/min	400 mm/min (標準)	○	○	VT: 目視検査 PT: 浸透探傷 検査
			300 mm/min	○	○	
U形溶接 割れ試験	TIG	135 A×9 V×120 mm/min	400 mm/min (標準)	○	○	符号区分 ○: 割れなし ●: 割れあり
			300 mm/min	○	○	



生の可能性を評価しておく必要がある。配管材料であるオーステナイト系ステンレス鋼の場合にあっては、高温割れに着目しておくことで溶接部の割れは防止できる。

高温割れは、溶接材料の成分調整により不純物含有量を制限し、防止しているが、取替え工事では原子炉冷却材管の溶接縮みによる配管拘束を考慮し、十分拘束された状態を仮定した割れ試験によって高温割れの発生のないことを確認した。

割れ試験方法は拘束条件が厳しい条件で評価するため、日本工業規格 (JIS) に規定された以下の2種の試験方法を用いた。

- (1) C形ジグ拘束突合せ溶接割れ試験 (JIS Z 3155)
- (2) U形溶接割れ試験 (JIS Z 3157)

これらの試験片は、拘束ジグあるいは試験片自身によって溶接近傍を拘束している。実機と同一の溶接条件にて行った試験の結果、表面での目視検査及び浸透探傷検査のいずれにおいても割れは認められなかった。

これらの試験条件、結果を表1に示す。

### 3.4 寸法反映技術

新SGを据付け復旧するには、新SGのノズル位置を旧SGの位置に合わせるよう製作する必要がある。また、既設の原子炉冷却材管は、新SGのノズル位置のずれを最小限に抑える必要がある。

SG取替えの技術として、海外で実績のある寸法を反映する方法 (テンプレート技術) の適用を紹介する。

SGの取替えでは新SGの位置決め、及び原子炉冷却材管の既設配管と新SGノズル間に40°エルボを取付けるための位置決めの二つのステップが必要である。

テンプレート技術は光学式測定を応用したものであり、取替え工事に用いる計測は、基本的に2台のセオドライトと計測データをファイル又は演算するためのパーソナルコンピュータによって構成される。パーソナルコンピュータは、各測定点で得られた水平角、鉛直角を記憶し、座標計算を行い、必要に応じ任意の座標に変換させる機能を有している。

工場では新SGのノズルの円周等を計測し、中心座標及び面の傾きが演算される。また現地では、旧SGが撤去された後の既設配管の切断面の計測が行われ、得られたデータを現地事務所でデータの加工、追加を行い新SGの最適配置計算プログラムによって既設配管側の開先加工寸法が決定される。光学式寸法反映技術の作業の流れを図6に示すが、現地での計測データを工場に送り、配管加工データとする必要があり、迅速、かつ正確性が要求される。

光学測定による寸法反映技術は、そのデータが三次元座標の数値を有しているためSGの据付け位置が正確に捕らえられる。ま

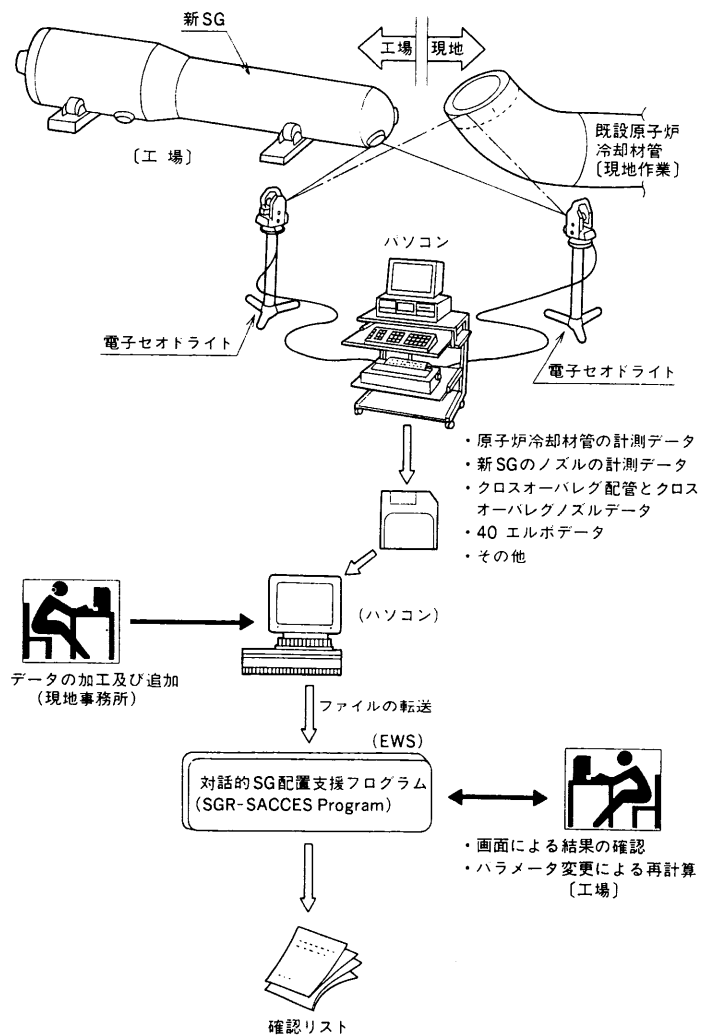


図6 光学測定による寸法反映技術  
Optical templating technique

た開先加工技術と相まって配管との合わせ作業が短時間のうちに、線量当量の低減、工程短縮に役立っている。

## 4. む す び

SG取替え工事に開発した技術及びその適用については、紙面の関係上代表的なもののみを紹介した。

SG取替え工事は平成7年4月現在、国内では4プラントの取替えが完遂し、いずれも良好な運転を行っている。今後さらにSG取替えが計画されており、以上述べた主要な技術、工法についても、今後さらに技術向上を行い、安全かつ円滑な取替えを目指し努力したいと考える。