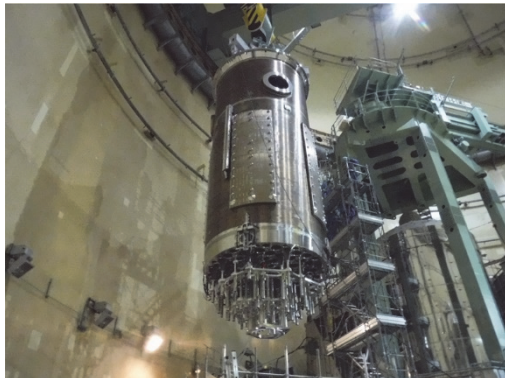


原子力発電所の長期運転を見据えた アフターサービス高度化の実現

Realization of Advanced After-sales Service
for Long-term Operation at Nuclear Power Plants



立野 高寛*1
Takahiro Tatsuno

武井 章憲*2
Akinori Takei

小林 雄貴*3
Yuki Kobayashi

野田 雅紀*4
Masaki Noda

渡邊 優*1
Masaru Watanabe

辻元 一輝*4
Ikki Tsujimoto

PWR 型原子力プラントの原子炉冷却系を構成する主要機器は安全上重要な機器であり、これらの機器は定期的に点検・補修・取替えを実施することで安全性・信頼性を担保している。三菱重工業株式会社は、3 ループ PWR プラントの炉内構造物取替工事を 2021 年に世界で初めて完遂した。また、これまでに前例のない独自の蒸気発生器の点検・洗浄技術を開発することで伝熱管減肉事象の原因究明及び対策を可能とした。今後も、総合原子力プラントメーカーとして継続的な技術開発に努め、プラントの安全性・信頼性の更なる向上、ならびに長期運転に貢献していく。

1. はじめに

三菱重工業株式会社(以下、当社)は、最新の新規制基準に適合したプラントの長寿命化を見据えて、これまでの経験を踏まえた各種点検・補修・取替えによるアフターサービスに取り組むことで、安全かつ信頼性の高いプラント運転を継続できることを実証してきた。その中でも PWR(加圧水型軽水炉: Pressurized Water Reactor)の原子炉冷却系を構成する炉内構造物(Core Internals, 以下 CI)、蒸気発生器(Steam Generator, 以下 SG)等の主要機器は安全上極めて重要な機器であることから、これまで培ってきた当社の保有の技術を結集させ、革新的な技術開発及び工法検討を継続的に取り組むことで、PWR で初めてかつ難易度の高い工事を完遂してきた。

本報では、その代表例として“世界初 3 ループ*1 PWR プラント(以下、3 ループプラント)の炉内構造物取替工事(Core Internal Replacement, 以下 CIR)完遂”及び“SG 内部の点検・高圧水洗浄器具の開発”の 2 件について紹介する。

*1 PWR の 1 次冷却設備は、原子炉容器を中心として主に SG、1 次冷却材ポンプ、加圧器により構成される。これら原子炉系の主要機器は 1 次冷却材管によって接続され、ループを形成する。

2. 世界初 3 ループ PWR プラントの炉内構造物取替工事の完遂

2.1 取組みの概要

PWR の主要機器である CI は、燃料集合体を支持するとともに、一次冷却水の流路形成、制御棒及び炉内計装の案内・支持及び原子炉容器(Reactor Vessel, 以下 RV)への照射量抑制を行う機能を有し、下部炉心構造物(Lower Core Internals, 以下 LCI)及び上部炉心構造物(Upper Core Internals, 以下 UCI)から構成される重要な機器である。当社は、高燃焼度燃料の採用に伴う制御棒増設への対応と、CI を構成するボルト(バツフルフォーマボルト)の海外での損傷事例を受けた予防保全対策(以下、(a)及び(b)項)として、2.3 節に記載の設計改良を行った新 CI に取り

*1 原子力セグメント 建設・保全工事事務 主席チーム統括

*2 原子力セグメント 建設・保全工事事務 主席建設統括

*3 原子力セグメント 建設・保全工事事務 課長

*4 原子力セグメント 建設・保全工事事務

替えるため、PWR プラントにおける一体取替工法^{※2}を開発⁽¹⁾した。

- (a) 燃料に含まれるウラン 235(核分裂しやすいウラン)の濃度を上げることで長期間の使用を可能とする高燃焼度燃料の採用に伴い、原子炉停止機能に十分な余裕を持たせるべく制御棒増設
- (b) 海外でのバップルフォーマボルトの損傷の原因として報告されている照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)^{※3}の予防保全対策

※2 一体取替工法:RV から旧 LCI 及び旧 UCI を分割とせず一体化して取り出し、遮へい容器へ収納し、新 LCI 及び新 UCI を各々据付ける工法

※3 照射誘起型応力腐食割れ(IASCC):高い中性子照射を受け、引張応力が作用することで、応力腐食割れが発生する事象
これまでに 2004 年に初めて 2 ループプラントにおいて CI の一体取替工法による CIR を完遂して以降、計 4 プラントにて工事実績を上げてきた(4 プラントのうち 3 プラントは一体取替、他 1 プラントは分割取替工法(旧 LCI と旧 UCI を各々単体で取り出し、新 LCI 及び新 UCI を各々単体で据付ける工法)を適用)。表 1 に示す 3 ループプラント CIR の技術的課題を克服するために、2 ループプラントでの経験を活かして 3 ループプラントに対応した一体取替工法を開発の上、入念な工事計画を実施してきた。これにより 2021 年に関西電力株式会社美浜発電所 3 号機において 3 ループプラントの CIR を完遂した^{(2),(3)}。

表1 3 ループプラント CIR の技術的課題 (2 ループプラント CIR との比較)

課題①	高放射性の旧 CI を収納する遮へい容器の重量及び寸法が増大 (旧 CI 含む遮へい容器重量: 約 450ton→約 600ton, 外径: 約 3.8m→約 4.5m)
課題②	耐震性向上に伴うラジアルサポートキーの大型化と 3 ループプラント(大型化)に伴う新 LCI 据付けのための計測・調整対象箇所増加

2.2 節では 3 ループプラントの旧 CI の撤去、2.4 節では新 CI の据付けにおいて開発した技術及び工法について紹介する。

2.2 旧炉内構造物の撤去

旧 CI を撤去するための一体取替工法は、従来の RV から旧 LCI 及び旧 UCI を個別に取り出す工法ではなく、RV から旧 LCI 及び旧 UCI を分割せず一体化して取り出し、遮へい容器へ収納することで工事に伴う被ばく線量を抑え、かつ短工期での工事を実現する工法である。旧 CI 撤去作業は、一体取替工法により RV から旧 CI を取り出し、原子炉格納容器(Containment Vessel, 以下 CV)内から円筒型横向きの機器搬入口(Equipment Hatch, 以下 E/H)を介して搬出し、保管庫までの構内輸送を行った。また、当該工法を実現する旧 CI を収納する遮へい容器を設計・製作した。なお、主な開発内容について、以下に紹介する。

- (a) [旧 CI 遮へい容器]2 ループプラントより約 20%大型化した 3 ループプラントの旧 CI を格納・運搬する遮へい容器は、超重量物の低床で安全かつ効率的な運搬を可能とするチルトタンクの適用により、高い遮へい機能(容器の表面線量 2mSv/h 以下とするための板厚)と狭隘な CV 内及び屋外でのハンドリング性を両立した構造を実現した。
- (b) [搬出入設備]過去に経験のない超重量物である旧 CI 遮へい容器(600ton)を CV 内から E/H を介して屋外へ搬出入する際には、最小 100mm の隙間を通過する必要があり、専用の仮設搬出入設備を開発した。
- (c) [CV 内特設クレーン]CV 内の既存揚重設備では 600ton の遮へい容器の吊上げ・横倒しができないことから、CV 内の限られた狭い空間でも成立する特設クレーンを海外企業と開発した(図 1)。

なお、現地工事に先立って工場にて現地作業環境を模擬し、作業員のトレーニングを実施した。これにより作業員の技量向上も踏まえ、現地工事を効率的に推進させ、工事全体に伴う実績被ばく線量(作業者の実績被ばく線量)を計画値の約 50%にまで低く抑えることができた。



図1 CV 内特設クレーンによる旧 CI 遮へい容器横倒し状況

2.3 新炉内構造物の設計改良

新 CI は、改良標準型 3 ループプラントをベースとしており、取替え前に比べて図 2 及び下記に示すように、主にバッフルフォーマボルトの予防保全対策，耐震性裕度向上対策など，設計改良を加えたものである。

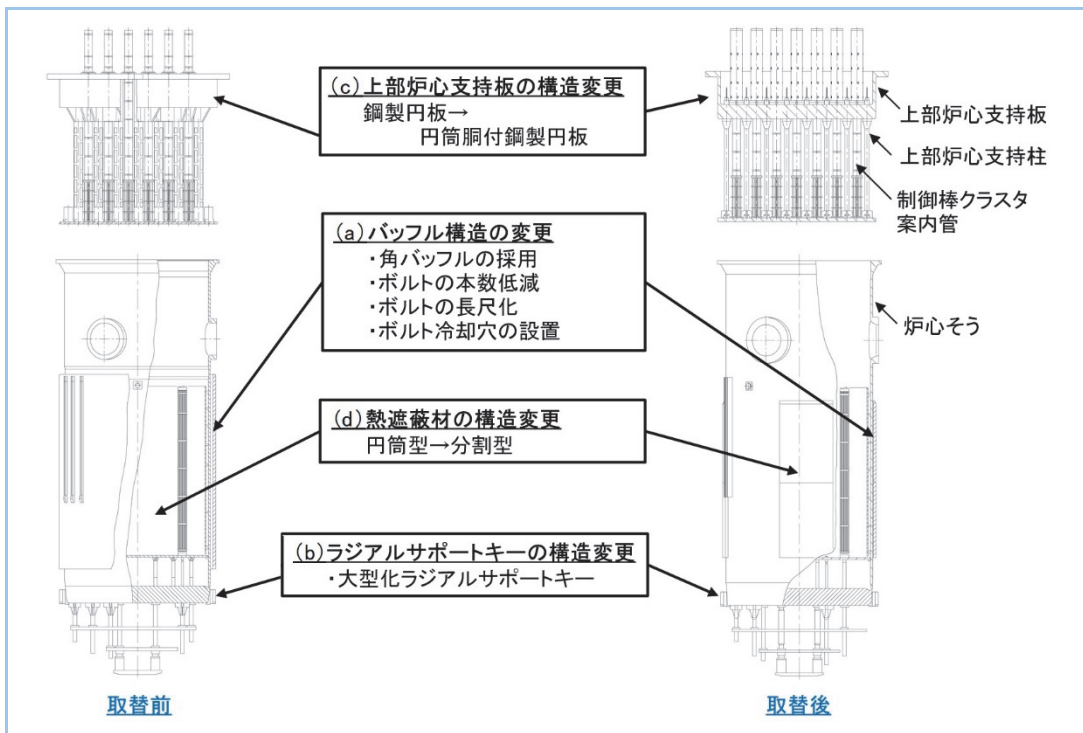


図2 CI 取替えにおける主要な設計改良点

- (a) バッフル構造の変更

従来の分割形状からL字型の角バッフル(一体型)に変更することで剛性を増大し，ボルトの長尺化によるバッフルフォーマボルトの応力低減を図った。また，ボルト冷却孔を設置することで環境温度を低減し，照射誘起型応力腐食割れの予防対策を講じた。
- (b) ラジアルサポートキーの構造変更

従来部品より大型化し，更に取付けボルトの本数及び径を大きくすることで耐震性向上を図った。
- (c) 上部炉心支持板の構造変更

鋼製円板から円筒胴付鋼製円板に変更することで上部炉心支持柱・制御棒クラスタ案内管を短尺化し，横流れ流体荷重や地震荷重への強度及び耐震性の向上を図った。
- (d) 熱遮蔽材の構造変更

炉心そう全周を覆う円筒型から、最大中性子束となる方位近傍のみを覆う分割型に変更することで製作性の向上を図った。

2.4 新炉内構造物の据付け

新 CI 据付けのうち新 LCI は、最下部の 4 方向に設けられたラジアルサポートキーで RV と取り合う構造であるが、RV 側のアズビルド寸法を考慮してラジアルサポートキーを加工することにより、RV と新 LCI の精密な隙間管理 (0.5mm 以下) を実現した。具体的には、RV 内が高放射性環境であり作業者の入域が困難であることから、開発した水中式位置計測装置を設置した新 LCI を RV 内に仮吊込みし、一次冷却水の流路形成確保のための新 LCI の位置出し (隙間調整) を行った後に RV 側のアズビルド寸法の計測を実施した。得られた計測結果をもとに工場にてラジアルサポートキーを厳密な寸法で調整加工した後、現地にて新 LCI に取り付けた。その後、ラジアルサポートキーを取り付けた新 LCI の RV 内への吊込みを行い、厳しい隙間 0.5mm 以下を満足する難易度の高い据付けを実現した (図 3)。

なお、現地工事に先立って図 4 に示す当社保有の総合保全訓練センターにおける検証試験・トレーニングを通じて、水中式位置計測装置の開発及び隙間調整技術を確立した。また、作業者の力量向上も図ることで、現地工事を効率的に推進させることができた。

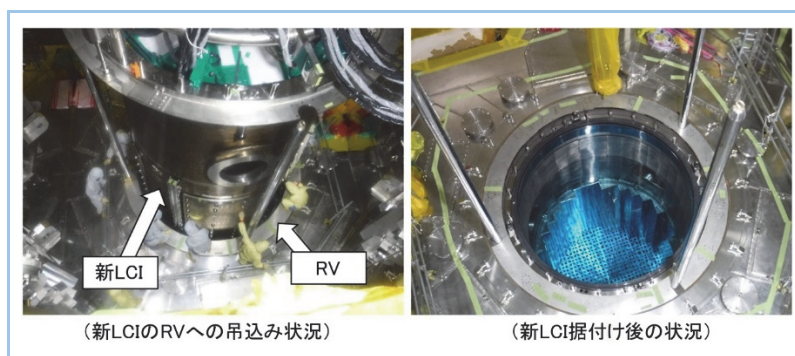


図3 新 LCI 吊込み状況

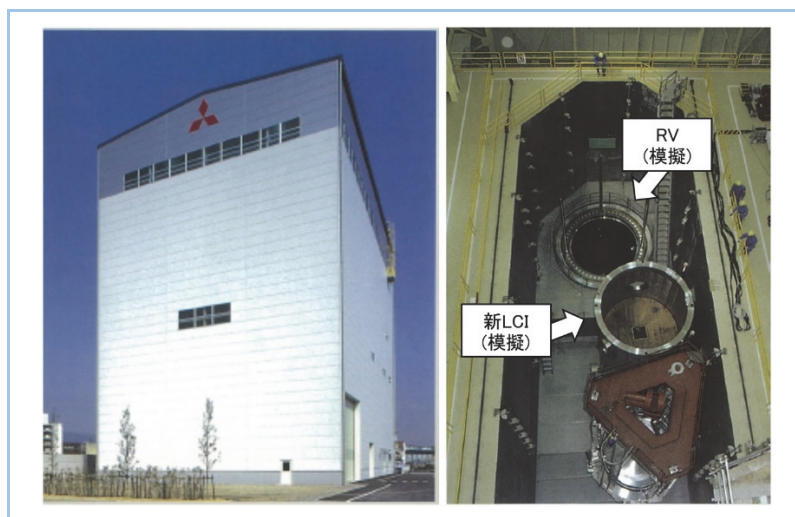


図4 総合保全訓練センターと同センター内の模擬設備

2.5 取組みの成果

関西電力株式会社美浜発電所 3 号機 CIR は、3 ループプラントにおける旧 CI 一体取替工法及び新 CI 据付け技術の開発を踏まえた入念な工事計画の推進並びに現地模擬トレーニングを取り組んできたことにより、2021 年に工事を完遂した。

さらに当社は、今後計画中の関西電力株式会社高浜発電所 1, 2 号機 CIR についても原子力発電プラントメーカーとして培ってきた総合技術力を活かし、安全に工事を完遂させ、原子力発電所の安全性向上及び安定運転に貢献していく。

3. 蒸気発生器内部の点検・高圧水洗浄治具の開発

3.1 取組みの概要

PWRの主要機器であるSGは、縦置きU字管式の熱交換器である。原子炉内で発生した熱エネルギーは、SG器内の伝熱管内側を流れる一次冷却水(放射性物質を含む水)から伝熱管を介して外側の二次冷却水(放射性物質を含まない水)に伝わり、二次冷却水は蒸気となってタービンへ送られる。

SGは器内に伝熱管を多数有しており、およそ1年ごとに実施する原子力発電所の定期事業者検査(電気事業法第55条第1項に基づき、特定電気工作物に対して行う検査)の渦流探傷検査(Eddy Current Testing, 以下 ECT)によって、伝熱管に割れや減肉(伝熱管の一部分の肉厚が減少する事象)などの損傷がないか点検されている。

このECTにて、伝熱管に外側(二次冷却水側)からの減肉とみられる信号指示が認められた事象を受け、当社では、伝熱管の減肉の原因究明と対策を目的としたSG器内点検治具と高圧水洗浄治具の開発及び実機導入を進めてきた。本章ではこの取組みを紹介する。図5にPWR主要系統概要図、図6にSGの概要図、図7にSG伝熱管の概要図を示す。

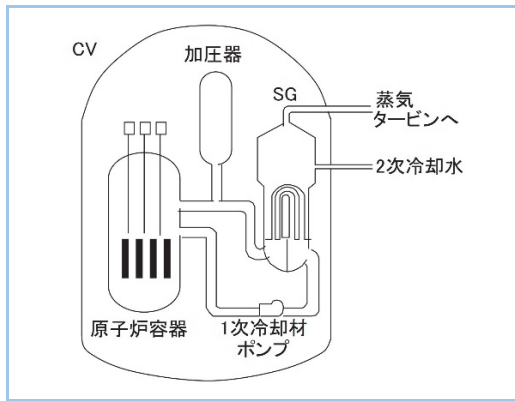


図5 PWR 原子炉冷却系の主要系統概要図

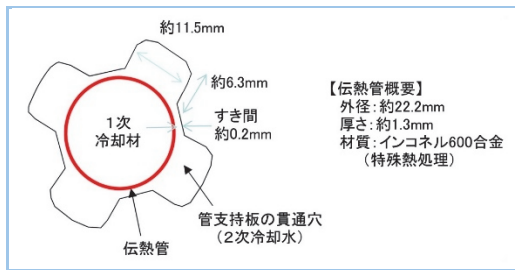


図7 SG 伝熱管の概要図

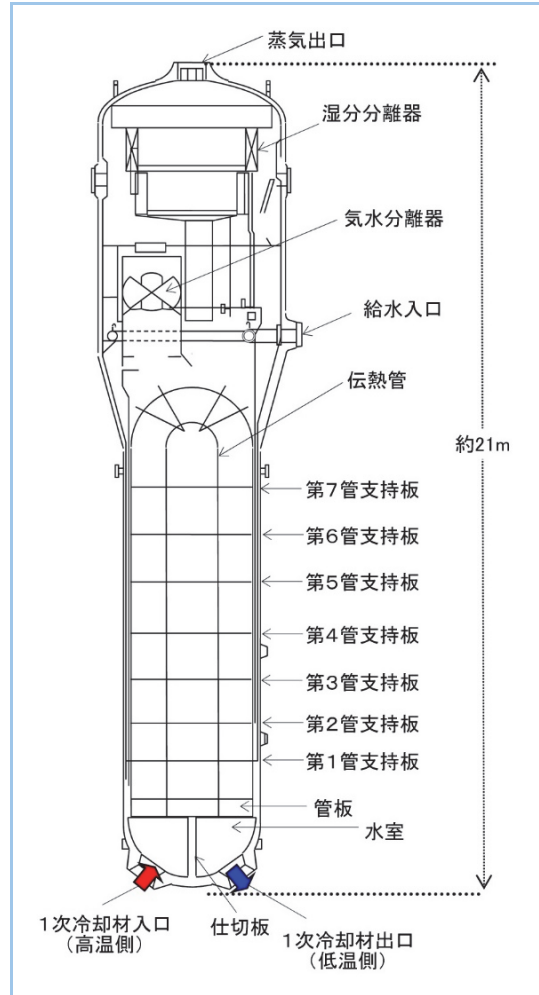


図6 SG の概要図

3.2 蒸気発生器伝熱管減肉事象に対する対応

伝熱管減肉の原因として、SG器内に多数残存するスケール(鉄の微粒子が伝熱管に付着して生成されたもの)に着目した。小型カメラを用いてSG器内のスケール残存状況を把握するとともに、SG器内からスケールを回収し、その形状や性状の調査を行った。調査の結果、伝熱管外面からの減肉は、プラント運転に伴い伝熱管表面に生成された稠密なスケール(伝熱管に付着して生成されたスケールのうち空隙率が低い部分)が剥離し、SG器内の水流により管支持板下面に

溜まり、伝熱管に繰り返し接触したことによる摩耗減肉と判明した。図8にSG管支持板下面での減肉メカニズムを示す。

減肉の原因とされた稠密なスケールへの対策として、高圧水洗浄治具を用いた管支持板の高圧水洗浄によるスケール除去及び、薬品洗浄によるスケール脆化処置を行った。また、減肉が認められた伝熱管は使用しない状態とするため、機械式プラグ(閉止栓)を挿入する措置を行った。

図9に高圧水洗浄治具による高圧水洗浄イメージ、図10に薬品洗浄のイメージ、図11に閉止栓のイメージを示す。

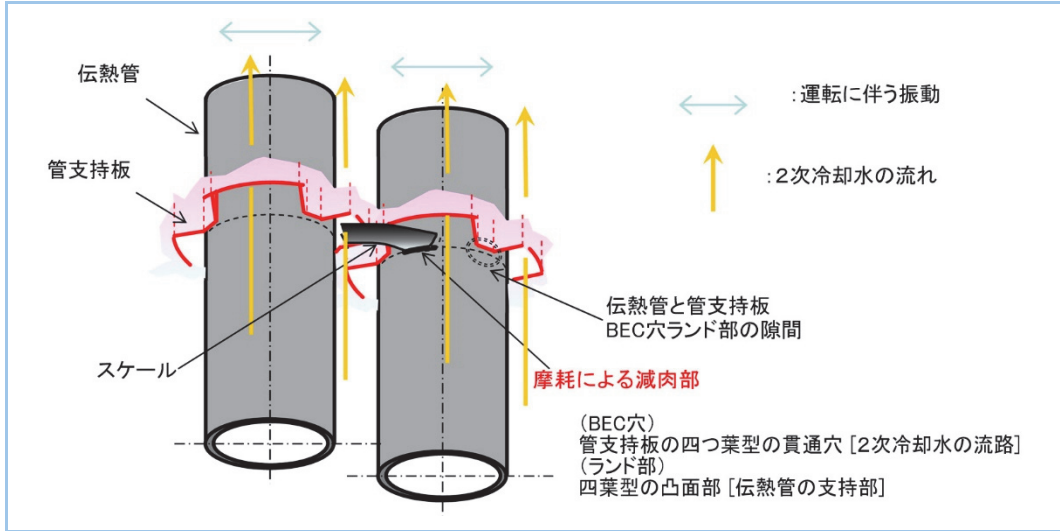


図8 SG管支持板下面での減肉メカニズム

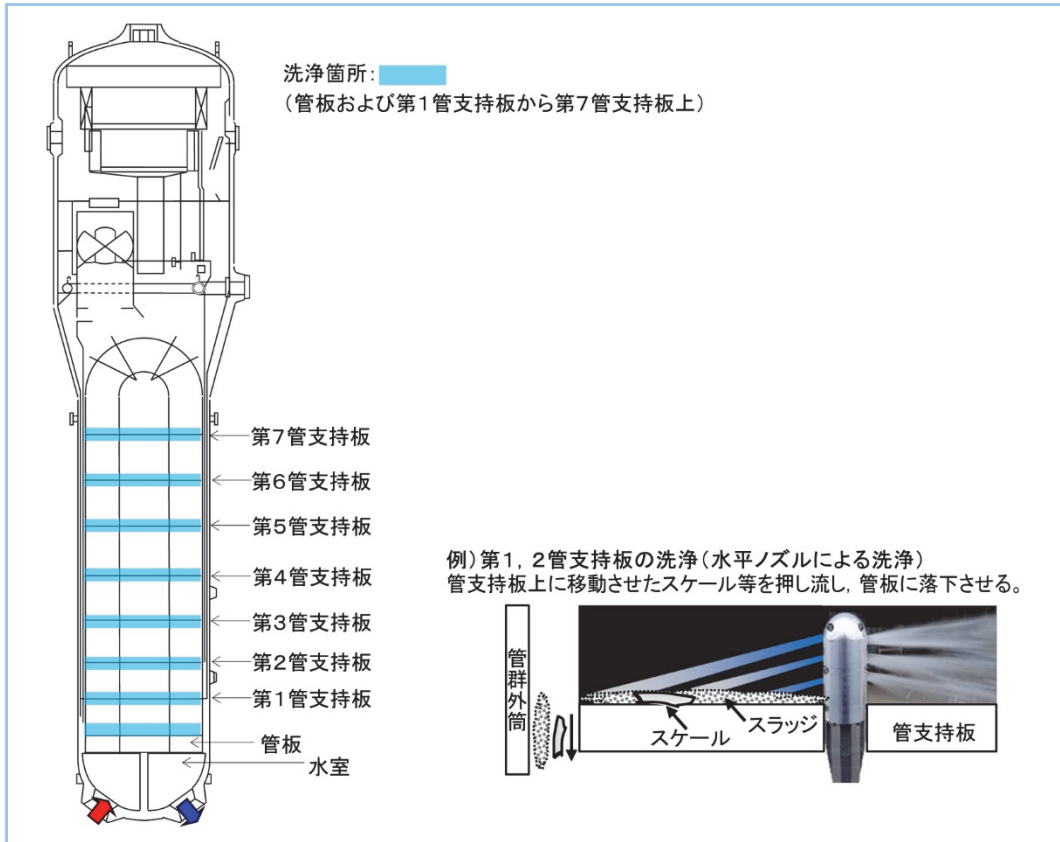


図9 高圧水洗浄治具による流水洗浄イメージ図

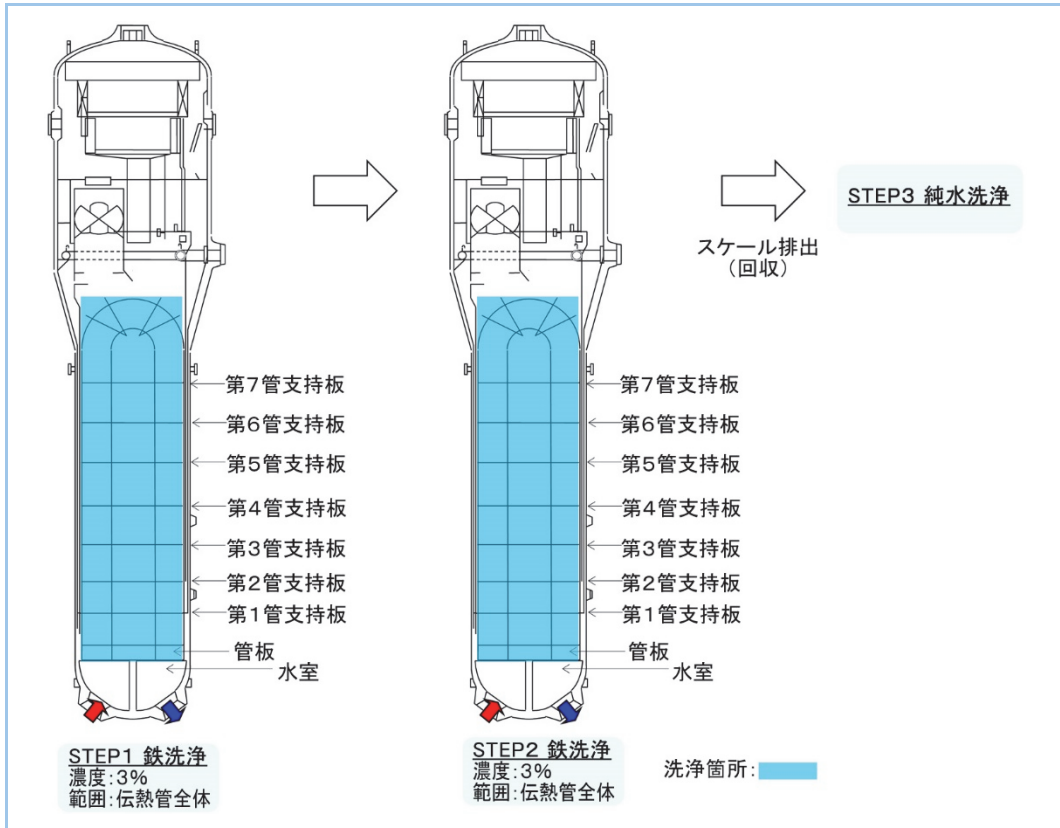


図 10 薬品による洗浄イメージ図

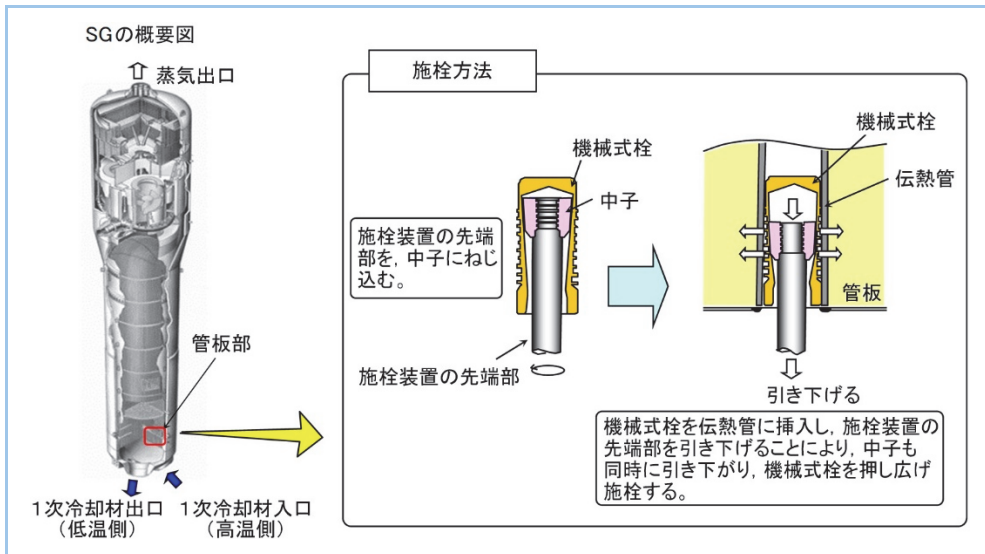


図 11 機械式プラグ(閉止栓)イメージ図

3.3 蒸気発生器内点検治具・高圧水洗浄治具

伝熱管の減肉事象の調査・対策のために、SG 器内点検治具及び高圧水洗浄治具を開発した。SG 器内は複雑な構造をしていることから、点検治具・高圧水洗浄治具は SG 器内深くまで投入可能となるよう小型かつ柔軟であることが重要なポイントである。なお、これら治具は、点検箇所 (SG 管板部ならびに第 1 管支持板から第 7 管支持板) までのアクセスルートに応じて、複数の形状パターンを用意することで、SG 器内全域の点検と高圧水洗浄を可能とした。ここでは、その一例を紹介する。

(a) SG 器内点検治具

SG 器内点検治具は、減肉指示のあった伝熱管部の撮影及び、SG 器内に残留しているスケールの状況 (分布) を視認するために用いる。SG 器内点検治具は、伝熱管を点検するための小型カメラ ($\phi 6 \text{ mm}$) と、対象となる管支持板までアクセスするために柔軟性のあるケーブルベア

及び案内トレーで構成された案内治具で構成される。SG 器内点検治具の一例を図 12 に示す。SG 器内点検治具は、第 7 管支持板上のハンドホールから挿入され、点検する管支持板までケーブルベアをフリースロット部に通過させながら下降させたのち、案内治具内に搭載された小型カメラを伝熱管群の隙間(約 10 mm)を進ませながら SG 器内のスケールの残留状態を確認する。なお、位置ズレ防止のため案内治具の下端には治具固定用のバルーンを搭載してある。

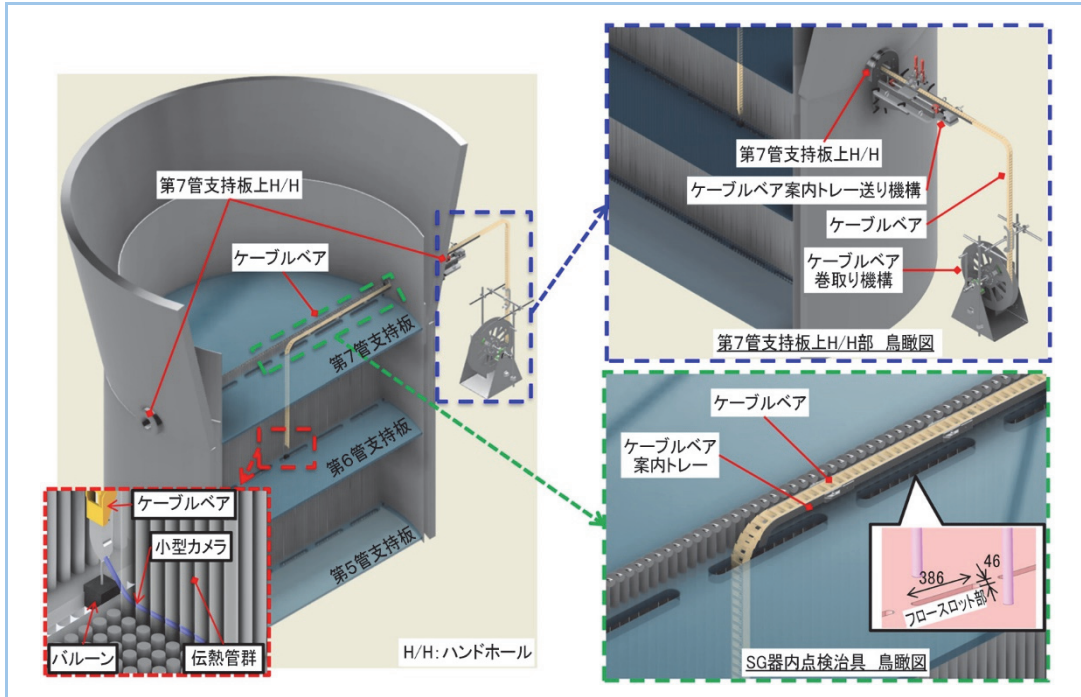


図 12 SG 器内点検治具イメージ図

(b) 高圧水洗浄治具

高圧水洗浄治具は、SG 器内に残留しているスケールを除去するために用いる。高圧水洗浄治具は、対象となる管支持板までアクセスするための案内治具と、スケールを除去するための洗浄ノズル及び洗浄位置を把握するための小型カメラで構成される。図 13 に高圧水洗浄治具のイメージを示す。高圧水洗浄の範囲は、管板部ならびに第 1 管支持板から第 7 管支持板上が対象となる。上層の第 7 管支持板から順に洗浄作業を行い、スケールを下層の管支持板・管板上へ落下させ、最終的には、管板上を洗浄し、管板上のハンドホールからスケールを回収する。SG 器内へは SG 上部(第 7 管支持板付近)または、下部(第 1 管支持板及び管板付近)のハンドホールから挿入し、(a)項同様の手法で柔軟性のある案内治具を洗浄位置までアクセスする。高圧水洗浄治具は、垂直ノズル式及び水平ノズル式を有しており、洗浄する対象箇所に応じて使い分けることで洗浄効率を向上させている。垂直ノズル式の高圧水洗浄治具は上下方向に高圧水を噴射することで、管支持板と伝熱管との隙間を洗浄し、スケール等を管支持板上に落下させる。水平ノズル式の高圧水洗浄治具は、管支持板上に落下したスケールを管支持板外周と管群外筒内面の間の隙間まで押し流し、管板上まで落下させる。

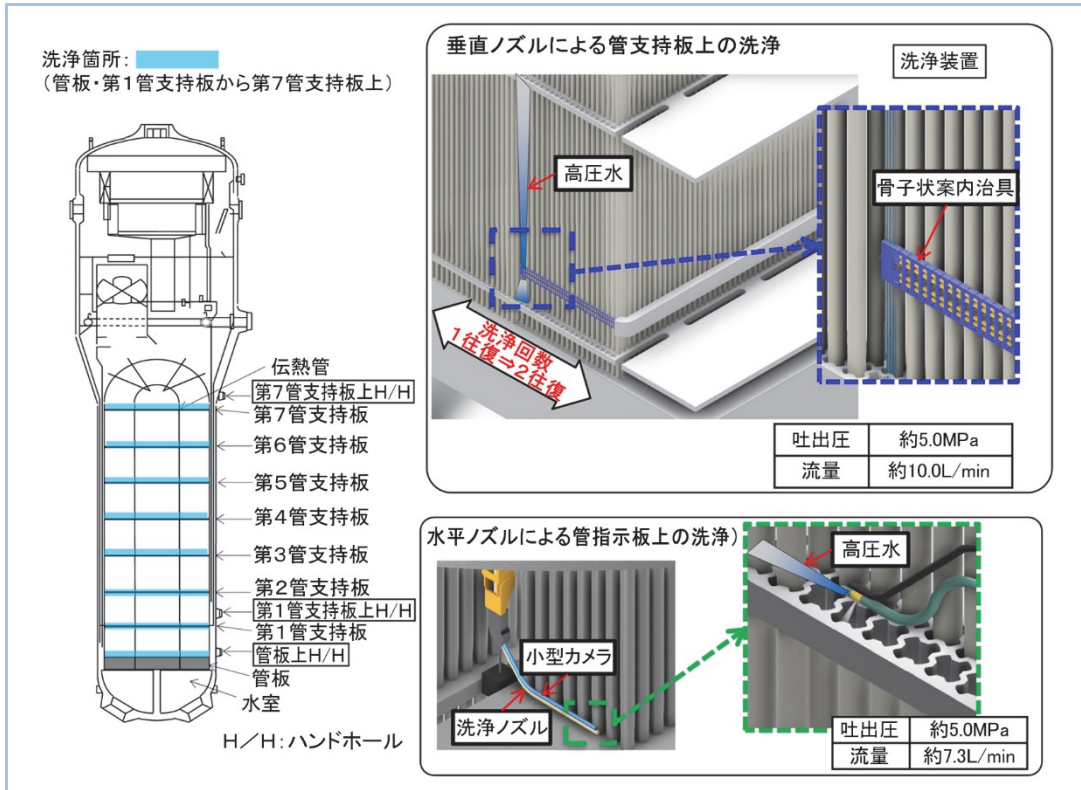


図 13 高圧水洗浄治具イメージ図

3.4 取組みの成果

当社は、PWR プラントの SG 伝熱管の減肉事象に対する取組みとして、これまでに前例のない複雑構造のSG器内点検・高圧水洗浄治具の開発を実現した。また、実機導入により、伝熱管減肉事象に対する原因究明・対策を図り、原子力プラントの安全性・信頼性向上に貢献した。

4. まとめ

本報で紹介した 3 ループプラントの CIR 完遂ならびに SG 器内の点検・洗浄技術の開発において、原子力発電所への実機適用性を実証することができた。原子力プラントメーカーとしての継続的な原子炉冷却系を構成する主要機器に対する工事实績の蓄積により、長期運転を見据えたアフターサービスに対する技術力を証明できたものとする。

今後も、原子力プラントの安全性・信頼性の更なる向上ならびに長期運転に貢献すべく、継続的な技術開発に努めていく。

参考文献

- (1) 内山純一ほか, 短工期・低被ばくで完遂した世界初 PWR 炉内構造物の一体取替え工事(CIR), 三菱重工技報 Vol.43, No.1(2006)
- (2) 松原真仁ほか, PWR 主機の設計改良及び評価技術高度化による信頼性向上の取組み, 三菱重工技報 Vol.57, No.4(2020)
- (3) T. Tatsuno et al., Overview of Replacement of 3-loop PWR Reactor Vessel Internal, Fifth International Conference on Nuclear Power Plant Life Management, IAEA, No.9, (2022), Austria