

# 大飯発電所における原子炉容器出口管台予防保全対策工事の実施について

## INLAY Method Using the Cylindrical Container for Reactor Vessel Outlet Nozzle of PWR for Ohi Nuclear Power Station

関西電力株式会社	市木成樹	Shigeki ICHIKI
関西電力株式会社	岩橋裕樹	Hiroki IWAHASHI
関西電力株式会社	寺田典夫	Norio TERADA
三菱重工業株式会社	中村康夫	Yasuo NAKAMURA
三菱重工業株式会社	山本和秀	Kazuhide YAMAMOTO

Preventive maintenance techniques against PWSCC found in Alloy 600 welds have been applied progressively, however, in February 2008, a defect of PWSCC had been found in an outlet nozzle to safe-end weld of Reactor vessel of PWR in Ohi Nuclear Power Station Unit 3 during an outage. Then the defect was removed and after its safety was confirmed, the unit was placed in operation. In the next outage, INLAY method using the cylindrical container was applied and repair welding for the removed part was performed. In addition, circumferential grooving to remove Alloy 600 of the inner surface of the outlet nozzle and circumferential welding with PWSCC resistant Alloy 690 were applied. This circumferential grooving and welding techniques were also applied for all outlet nozzles of Ohi Unit 4 as a preventive maintenance.

Keywords: INLAY, Cylindrical Container, Reactor Vessel Outlet Nozzle, PWSCC, Temper Bead Welding

### 1. 緒言

国内の加圧水型原子炉 (Pressurized Water Reactor: PWR) 事業者は、クラス 1 容器 (原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する容器) の 600 系ニッケル基合金を使用している部位の応力腐食割れ (Primary Water Stress Corrosion Cracking: PWSCC) を防止するために予防保全を計画的に実施してきており、原子炉容器管台については、順次ウォータージェットピーニング (Water Jet Peening: WJP) を施工している。大飯 3 号機で WJP の施工前確認を実施した際、出口管台の 1 つに PWSCC を確認した。このため、当該欠陥部を研削除去し健全性を確認のうえ、1 サイクル運転後、国内初の常温テンパービード溶接工法及び円筒容器工法を用い、気中環境で研削部を埋め戻し、更に内面全周を切削した後に、耐食性に優れる 690 系ニッケル基合金にてクラッド溶接を実施した。(図-1)

こうした技術は、大飯 4 号機の全出口管台への予防保全対策にも適用し、600 系ニッケル基合金溶接部について、内面全周を切削したうえ、690 系ニッケル基合金にてクラッド溶接を実施した。

本稿では、これらの内容を紹介する。

連絡先:市木成樹、〒919-2101 福井県大飯郡おおい町大島 1 字吉見 1-1 電話: 0770-77-3605

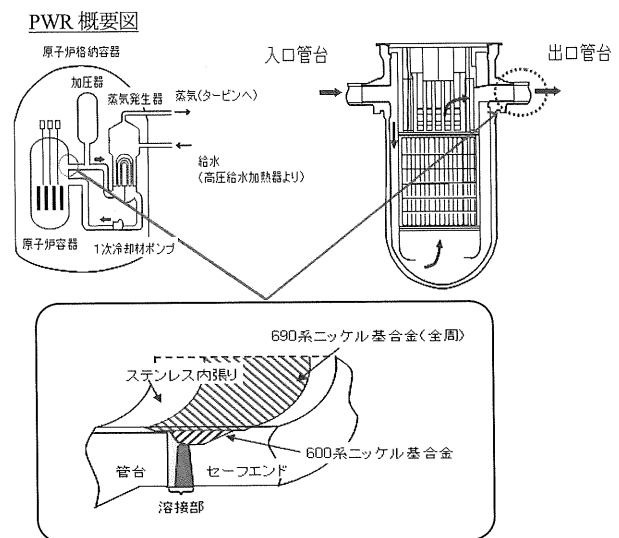


図-1 当該管台溶接部形状

### 2. 600 系ニッケル基合金の PWSCC

PWR の 1 次冷却材系統に用いられている 600 系ニッケル基合金溶接部は、高応力付加状態では PWSCC が発生する可能性があることは既に知られている。

米国の V.C. Summer 発電所では、原子炉容器と 1 次

冷却材管との 600 系ニッケル基合金溶接部に発生した PWSCC によるき裂が貫通し、1 次冷却材の漏えいに至っている<sup>[1]</sup>。この損傷事例は、原子炉容器製作時の当該部の溶接やり直しによる大きな残留応力が原因とされている。また、国内でも敦賀発電所 2 号機の加圧器の 600 系ニッケル基合金溶接部において PWSCC による漏えい事象が発生している<sup>[2]</sup>。

PWSCC は、「材料」、「応力」、「環境」の 3 つの要因が重なった時に発生することから、いずれか 1 つの要因を取り除くことにより、予防保全対策とすることができる。(図-2)

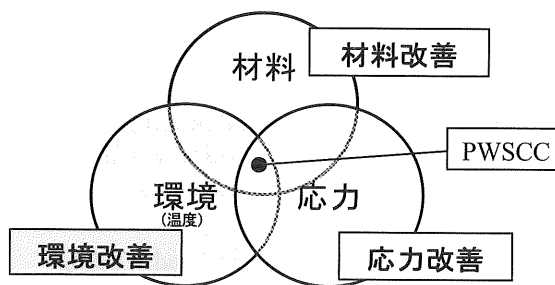


図-2 PWSCC の 3 要因と改善方法

1 次系の異材継手部等には、主に 600 系ニッケル基合金が使用されており、PWSCC が懸念されているのは、原子炉容器の出入口管台溶接部及び炉内計装筒の管台溶接部と母材内面、蒸気発生器の出入口管台溶接部、加圧器の管台溶接部等がある。PWSCC を未然に防止するには、前述のとおり、「材料」、「応力」、「環境」の内、1 要因でも改善すれば良いが、「環境」はプラントの設計仕様及び運用によって決定されるため、対応の容易性から、「材料」か「応力」について改善を図ることとなる。

### 3. PWSCC に対する予防保全対策工事

PWSCC に対する予防保全対策工事には、応力改善として、内表面の残留応力を圧縮に改善させるために水中下で高圧ジェット水を用いる WJP<sup>[3]</sup>や超音波振動を駆動源としてショット材(直径約数 mm の金属球)を当てる超音波ショットピーニング(Ultrasonic Shot Peening: USP)<sup>[4]</sup>、材料改善として、1 次冷却材に接液する部分を耐食性に優れた 690 系ニッケル基合金にて覆うクラッド溶接<sup>[5]</sup>や当該部位を含む配管の一部を切り出して交換する(スプールピース取替工法)方法<sup>[6]</sup>等がある。

なお PWR の構造上、原子炉容器出口管台と蒸気発生器入口管台は、1 次系冷却材温度が高く PWSCC 感受性が他の箇所より高くなる。

大飯発電所における取組みとして、原子炉容器の上蓋管台とその溶接部は、上蓋取替により 690 系ニッケル基合金化する材料改善、原子炉容器の出入口管台溶接部及び炉内計装筒の管台溶接部と母材内面については、WJP による応力改善を実施してきた。

また、この他に蒸気発生器の出入口管台溶接部は、USP による応力改善を実施し、加圧器管台溶接部は、スプールピース取替工法により 690 系ニッケル基合金化する材料改善を実施してきている。

大飯 3 号機原子炉容器管台の PWSCC 事象は、平成 20 年 2 月に開始した定期検査において原子炉容器出入口管台の溶接部(計 8 箇所)内面への WJP の実施に際し、WJP の施工前確認の渦電流探傷試験で、出口管台の 1 つ(A ループ出口管台)の溶接部に確認されたものである。当該定検では、欠陥部を研削除去した。

研削後の当該部位は、十分な板厚が確保されており一部凹部がある状態(当該部配管肉厚 74.6 mm から残りの肉厚は 53.6 mm)で運転しても安全なことについては、強度計算<sup>[7, 8]</sup>を行い、経済産業省原子力安全・保安院の確認も受けた。

その後、WJP を実施して残留応力を改善し、健全性を確認した後、平成 20 年 11 月に運転を再開した。

そのままの状態でプラントの運転を続けても安全性にも技術的にも問題はないが、信頼性向上の観点から、1 サイクル運転後の平成 21 年 10 月から開始した定期検査において、当該部の溶接による埋め戻しを実施した。更に 600 系ニッケル基合金を 1 次冷却材から環境的に隔離するため当該管台溶接部の内面全周を切削した後に、耐食性に優れた 690 系ニッケル基合金にてクラッド溶接を実施した。

また、大飯 4 号機は、平成 22 年 2 月から開始した定期検査において、大飯 3 号機で用いた技術を全出口管台(4 管台)への予防保全対策にも適用し、600 系ニッケル基合金溶接部について、内面全周を切削したうえで、690 系ニッケル基合金にてクラッド溶接を実施した。

### 4. 常温テンパービード溶接工法の適用

管台溶接部への溶接施工に当たっては、管台母材が低合金鋼であり、国内法規では、溶接後熱処理が要求

される。しかし、実機では構造等の理由により溶接後の熱処理が容易でないことから、溶接後熱処理の不要なテンパービード溶接方法（Temper Bead Welding：TBW）の導入を計画した。

TBWは、溶接後熱処理ができない場合、溶接熱影響部の硬化領域を後続パスにより焼き戻し、じん性、延性を回復させる溶接方法である<sup>9)</sup>。

TBWは、プラント条件や工事等の環境を考慮して、予熱が不要な常温テンパービード溶接又は、予熱ありテンパービード溶接が適用される。

これまで、国内でのTBWの適用は予熱を行うものに限られ<sup>5)</sup>、予熱を行わない“常温”テンパービード溶接は適用実績がなかった。今回の溶接施工では、予熱等に必要なヒータを設置することが困難であることから、予熱不要な常温テンパービード溶接の確立が必要となり、発電設備技術検査協会の確性試験にて当該部に適した常温テンパービード溶接工法であることの確認を受けた<sup>10,11)</sup>。

なお、部分溶接（埋め戻し）は強度溶接として施工し、全周溶接は強度溶接もしくはクラッド溶接として施工し、いずれも自動ティグ溶接にて行うこととした。

テンパービード溶接部の健全性は、確性試験において継手引張試験、側曲げ試験、衝撃試験及び低合金鋼熱影響部の金相観察、硬さ試験等により確認している。特に硬さについては、低温割れ防止の観点からビッカース硬さ（HV）が350以下に焼き戻しされていることを確認している。

溶接後の非破壊検査としては、外観・浸透探傷検査及び超音波探傷検査を実施し、健全性を確認している。これらの結果を基に、確性試験の審議において技術基準の要求を満足することが確認された。

更に原子力安全基盤機構に設置された“新保全技術適用性検討作業会、通称RNP（原子力安全・保安院／原子力安全基盤機構／事業者／メーカーで構成）”を通じ、技術基準適合性の確認を経て、改正されたNISA文書に基づき、法令適用事前確認手続き制度（ノーアクションレター）を活用して原子力安全・保安院の確認を受けたうえで、適用準備を進めた。

実機適用に当たっては、溶接事業者検査により溶接施工が適切なものであることを確認することで、実機溶接部の技術基準への適合性を確認した。

## 5. 円筒容器工法を用いた工事

### 5.1 円筒容器工法の開発とトレーニング

定期検査中の原子炉キャビティは、炉内構造物の仮置による放射線の遮断のために「ホウ酸水」で満たされている。溶接施工の対象である管台はそのままでは「ホウ酸水」中となり、その状態での溶接・検査作業は困難を極める。放射線の遮断、水中での工事を避けるために、今回の溶接施工では円筒容器を設置して気中環境を確保し、その中で溶接作業を行う工法を開発した。（図-3）

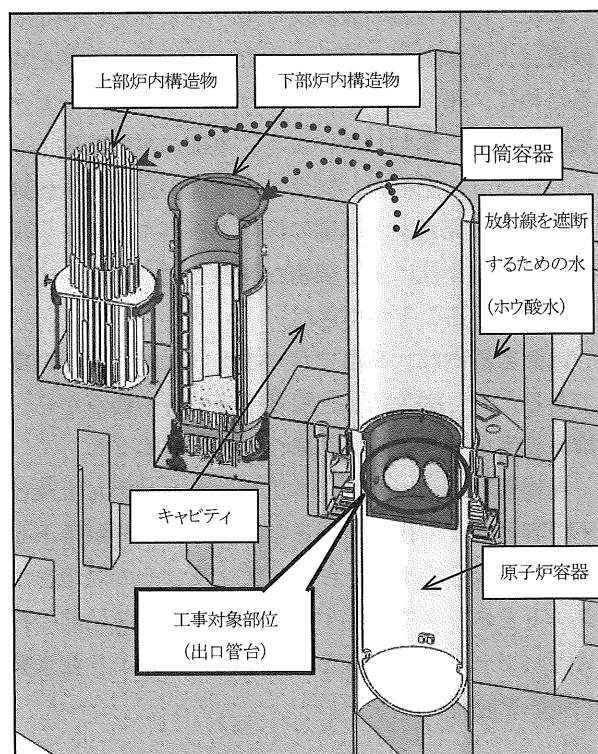


図-3 円筒容器工法を用いた作業イメージ

円筒容器は、長さ約12m、直径約3～4m、総重量約120tonで複数のパーツに分かれている。

円筒容器の設計においては、円筒各段間及び円筒／原子炉容器間で、2重Oリングによりシール性を確保すると共に耐震性も考慮した。また、作業者の安全に加え、被ばく低減、利便性も考慮して円筒容器内の上下移動には、エレベーターを設置することとした。（万一に備えて、垂直梯子も設置）

現場では、組み立てから格納容器内のクレーンで原子炉容器上に吊り込んで設置するため、三菱重工業神戸造船所内の試験設備で、同社社員及び協力会社員合わせて約250人が繰り返しトレーニングを行った。

## 5.2 実地作業での労働安全・異物管理への取組み

円筒容器工法を採用するに当たり、溶接品質に加えて特に重視したのが労働安全と異物管理である。

現場作業においては、円筒容器の水切りから組立、吊り込み、吊り上げ、解体までが限られた作業エリアでの重量物運搬となることから、上下作業とならないように物品の落下防止には特に注意を払った。

加えて、円筒容器内においては、作業員が退避できるエリアを設け、装置吊り込みの上下作業時に退避することを徹底した。

また、円筒容器の設置及び取り外しと炉内構造物の仮置による放射線の遮断を両立させ安全に作業を進めるために、吊り込み・吊り上げ時は原子炉キャビティ水位が大きく変動しないよう、事前に水位変動のシミュレーションを行い、プラント設備の運転や系統運用を担当する発電室と設備の保守を担当する原子炉保守課及び協力会社により綿密な連携を図り、スムーズに作業を進めることができた。

円筒容器内は、高温で且つ狭い厳しい作業環境であるため、酸欠防止と温度環境改善の観点から、給排気設備を設置するなど細心の注意を払った。

異物管理については、本工事はキャビティ上及び原子炉容器内での作業となるため、万一、物が落下しても異物とならぬよう、キャビティ及びその周辺をポリシートとネットで養生すると共に、作業開始前の打合せ等（ツールボックスミーティング）により注意喚起の徹底を図った。

## 5.3 被ばく低減への取組み

遮へい機能を有したプラットフォーム（作業架台：円筒容器の底の部分）を設置すると共に、溶接施工前には、管台内面の入念な除染を実施した。また、切削装置・溶接装置等、可能な作業は自動装置による施工を行った。

## 6. 実機への施工

大飯3号機の工事は、円筒容器の設置（図-4）から始まり、当該管台の内面除染後に溶接し易い形状に部分切削（成型加工）を行い、600系ニッケル基合金で肉盛溶接し埋め戻した後、溶接部を円周方向に全周切削し、切削部を690系ニッケル基合金でクラッド溶接を行った。その後、念のため表面残留応力改善方策として、バフ施工を実施した。

作業の工事期間は約42日（内本工事（溶接施工及び検査等）は23日間）を要した。大飯4号機は、4管台の溶接施工を行ったが、3号機から設備増強を行い、作業は2管台を並行で実施し、工事期間は約49日（内本工事（溶接施工及び検査等）は30日間）となった。

3/4号機共に溶接施工後の検査では、外観・浸透探傷検査・超音波探傷検査とも有意な指示なく合格し、耐圧漏えい検査を完了した。

特に、今回の特別な溶接方法である常温テンパーピード溶接時においては、入熱管理が最も重要であり、その重要なパラメータである「溶接電流」、「溶接電圧」、「溶接速度」を管理値内に適切に管理して溶接施工を実施し、また各ステップの検査判定基準を満足していることを溶接自主検査員による検査で確認することにより、溶接施工に万全を期すことができた。

工事の総被ばく線量実績は、3号機で約0.15人・Sv（計画の約45%）、4号機は、4管台で約0.46人・Sv（計画の約65%）で完了している。これは、被ばく低減対策として行った遮へい及び除染効果並びにプラント運転中の亜鉛注入効果が良好であったことと、十分な訓練による作業時間の効率化によるものであったと考えられる。

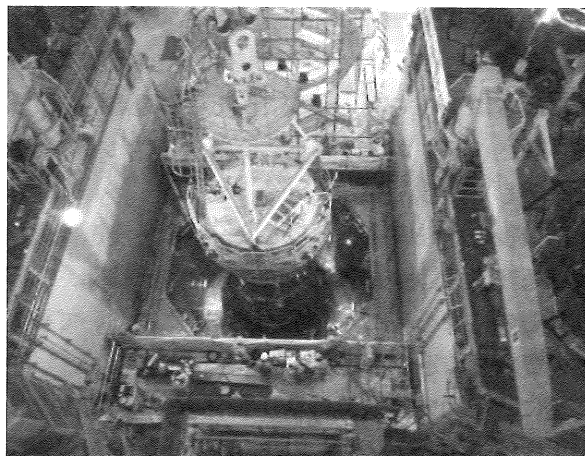


図-4 円筒容器の設置（吊り込み中）

## 7. 結言

今後もメーカーと事業者が一体となって、溶接技術を活用した予防保全対策工法の確立を進め、更なる設備の信頼性向上に努める。

溶接工法の検討にあたっては、技術基準への適合性を適切に確認していくと共に、原子力発電所の特殊性（構造、被ばく）を考慮し、損傷の状況（欠陥部位、数）に応じた合理的な工法を確立していく。

現場施工の際には、メーカー及び協力会社と事業者の関係者が一体となって細部に亘る作業調整を行うことが重要であり、今後も新工法を導入し適用する場合、入念な事前検討と実施段階における関係者の綿密な連携により現場作業に臨む。

[11] 原子炉容器出入口管台等内面補修溶接におけるテンパービード溶接方法の適用に関する検討結果  
(三菱重工業㈱ MHI-NES-1042)

## 参考文献

- [1] Metallurgical Investigation of Cracking in Reactor Vessel Alpha Loop Hot Leg Nozzle to Pipe Weld at The V.C.Summer Station, Fontevraud 5, September, 2002.
- [2] 日本原子力発電㈱ ホームページ
- [3] Reliability of Water Jet Peening as Residual Stress Improvement Method for Alloy600 PWSCC Mitigation, ICONE16-48375 (2008).
- [4] The Current Status of Mitigation, Experience and Repair Regarding Alloy 600 Issues on Japanese Steam Generator Nozzle, 6<sup>th</sup> CNS International steam generator conference (2009).
- [5] PWR 原子炉容器出口管台内面クラディングの実機適用 (三菱重工技報 VOL.43 No.1:2006)
- [6] Stress Corrosion Cracking in Weld of Reactor Vessel Nozzle at OHI-3 and of Other Vessel's Nozzle at Japan's Plant, ASME 2009 Pressure Vessels & Piping Conference.
- [7] 日本機械学会: 発電用原子力設備規格設計・建設規格 (2005 年版) 第 I 編 軽水炉規格, JSME S NC1-2005, (2005) 及び設計・建設規格(2007 年追補版) 第 I 編 軽水炉規格, JSME S NC1-2007, (2007)
- [8] 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601-1987)、「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編」(JEAG4601・補-1984)、「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601-1991 追補版)
- [9] 日本機械学会: 発電用原子力設備規格維持規格 (2008 年版), JSME S NA1-2008, (2008)
- [10] (財) 発電設備技術検査協会確性試験委員会「原子炉容器出入口管台等内面補修溶接における施工法(テンパービード溶接)の適用に関する確性試験(確性試験証明書番号:20確S1号(20確S1号-1、20確S1号-2完))