

# 加圧水型原子力発電所におけるニッケル基合金使用部に関する保全技術について

## Maintenance Techniques on PWSCC of Ni Alloys Used as PWR Pressure Boundary Materials

関西電力株式会社 原子力事業本部 ○伊藤 肇 Hajime ITO Member  
平野 伸朗 Shinro HIRANO Member

Alloy 600, highly heat resistant and corrosion resistant, is widely used in nuclear power plant components, such as reactor pressure vessel nozzles and steam generator nozzles. However, some Alloy 600 components have recently experienced defects in Japan and abroad. In this regards, enhanced maintenance measures are required to deal with this problem.

This paper describes representative defects; PWSCC in Alloy 600 components and summarizes countermeasures in advance.

**Keywords:** Alloy 600, PWSCC, Maintenance, Nuclear power plant, Reactor vessel, Steam generator

### 1. 緒言

我が国には、55基の発電用原子力発電所が存在しており、原子力は国内の総発電量の約30%を占め、重要な役割を果たしている。一方で、原子力発電所は、ウラン・プルトニウムといった核燃料物質を扱うことから、放射能に関わる細心の管理が必要であることから、単に発電設備の健全性確保だけでなく、そこで働く従業員さらには広く周辺環境に対しても十分配慮した安全性を確保していく使命がある。

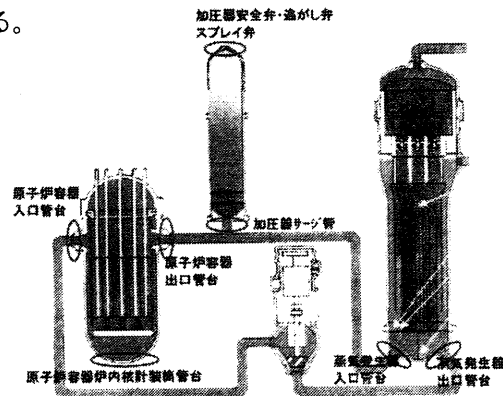
原子力発電所は、その設計段階において使用環境や想定される外部事象に対して十分な裕度を持って設計・製作されているが、発電設備の長時間にわたる運用や高経年化に伴い、日常の運転、検査、評価、補修といった保全活動の充実が原子力発電所の安全性確保の上で、必要不可欠であることは言うまでもない。

本稿では、原子力発電所の重要機器で使用されている600系Ni基合金使用部の保全技術について述べる。

### 2. これまでの損傷事例

原子力発電所における重要機器の一つである原子炉容器、蒸気発生器及び加圧器の管台部には、強度、耐食性、熱処理性及び溶接性を考慮して、多くのプラントで600系Ni基合金が使用されているが、この600系Ni基合金は、一次冷却材環境下で、かつ、高引張応力の条件が重畳した場合には応力腐食割れ（Primary Water Stress Corrosion Cracking）（以下「PWSCC」とい

う）が発生する可能性があることが知られており、実際にこれまでも国内外で多くの損傷事例が報告されている。



代表的な損傷事例として、海外では2000年10月米国V.C.Summer発電所において、原子炉容器出口管台溶接部で、建設時の補修溶接による高い引張残留応力に起因したPWSCCによる貫通き裂が発見され、また、2003年4月米国South Texas Project発電所1号機において、原子炉容器下部貫通部で溶接欠陥に起因したPWSCCによる貫通き裂が確認された。さらに国内では、2004年5月関西電力大飯発電所3号機において、原子炉容器上蓋管台J溶接部で、製造時の表面処理（バフ仕上げ）が十分でなく、それにより高い引張残留応力が発生しPWSCCによる貫通き裂が確認された。



連絡先:伊藤 肇、〒919-1141 福井県三方郡美浜町郷市13号8番、関西電力(株)原子力事業本部機械技術グループ、電話: 0770-32-3670、e-mail:ito.hajime@c2.kepcoc.co.jp

### 3. 600系Ni基合金使用部に対する保全技術

当社では国内外の損傷事例やこれまでの研究成果を踏まえて、予防保全技術、検査・評価技術、補修・取替技術の向上を図っており、それらについて以下に述べる。

#### 3.1 予防保全技術

##### (1) ウォータージェットピーニング (WJP)

原子炉容器出入口管台、原子炉容器下部貫通部等の水中環境下で適用可能な応力改善技術としてウォータージェットピーニング (Water Jet Peening : WJP) がある。この技術の原理は、水中にて高圧ジェット水を噴射すると、ジェット水と周囲停止水の境界において、渦流の生成により渦中心の低圧部で水が蒸発しキャビテーション気泡群が発生する。これが下流に流されるに従い、圧力が回復してキャビテーション気泡群が瞬時に崩壊し、その崩壊時の衝撃圧を利用して、金属表面を塑性変形させ、表面近傍の引張残留応力を圧縮応力へ改善するものである。

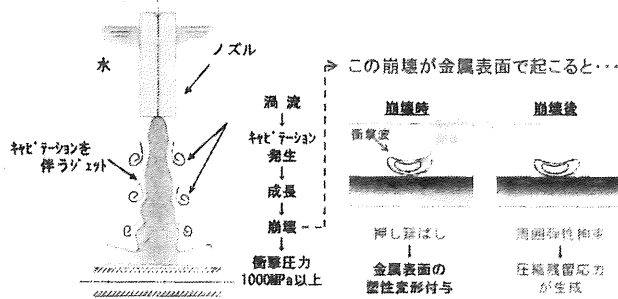


図3：ウォータージェットピーニングの原理

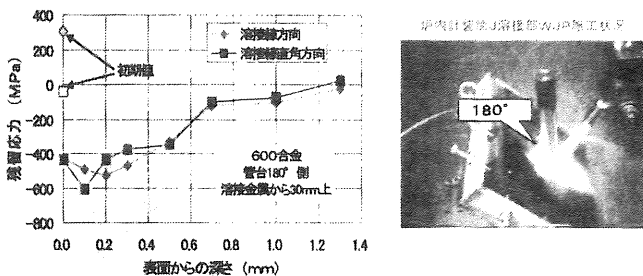


図4：ウォータージェットピーニングの効果と施工概要

##### (2) 超音波ショットピーニング (USP)

蒸気発生器出入口管台等の気中環境下で適用可能な応力改善技術として超音波ショットピーニング (Ultrasonic Shot Peening : USP) がある。この技術は、圧電素子であるピエゾ素子に変動する電圧を与えることにより超音波振動を発生させ、その超音波振動が伝達された振動子面、対象物、及びチャンバーに囲まれ

た空間において、ショットを対象物と振動子間で往復運動させることでショットピーニングを行う手法である。応力改善の原理は往復運動したショットが金属表面に衝突した時に、ショットの運動エネルギーにより金属表面を押し延ばすような塑性変形を与え、板厚内の拘束により表面近傍の引張残留応力を圧縮応力へ改善するものである。

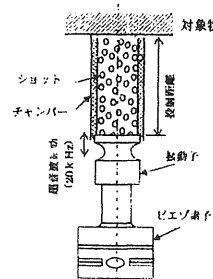


図5：超音波ショットピーニングの施工概要

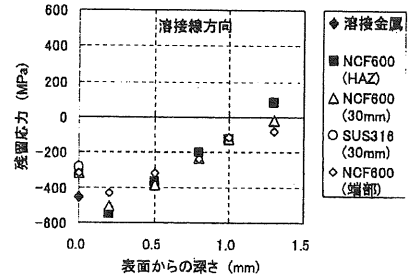


図6：超音波ショットピーニングの効果

##### (3) レーザ外面照射応力改善法 (L-SIP)

加圧器管台等の構造的に管台内面からのアクセスが困難である部位に対し適用可能な応力改善技術として、レーザ外面照射応力改善法 (outer surface irradiated Laser Stress Improvement Process : L-SIP) がある。この技術の原理は、配管外表面にレーザを局所的に照射することにより、板厚の内外面に温度差を与えると、外表面の熱膨張により外面が伸びようとして板厚内で曲げの変形が発生するが、配管自体が剛体であるので変形が拘束される結果、外面側が圧縮、内面側が引張の降伏状態となる。その後、レーザ照射を止め外表面が冷却される過程において、今度は外表面の収縮により外表面が縮もうとして、板厚内で曲げの変形が発生 (膨張時とは逆の方向) するが、配管が剛体であるので、変形が拘束される結果、外面側が引張、内面側が圧縮の降伏状態となり、すなわち、内面の引張残留応力を圧縮応力へ低減できるものである。

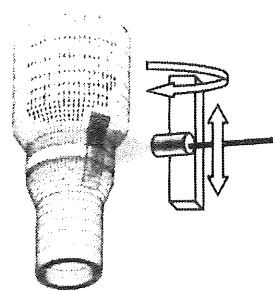


図7：レーザ外面照射応力改善法の施工概要

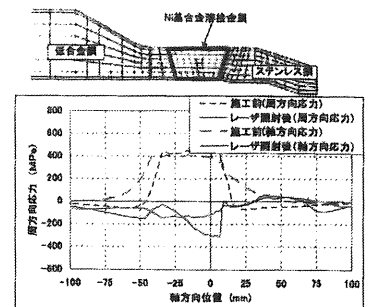


図8：レーザ外面照射応力改善法の効果

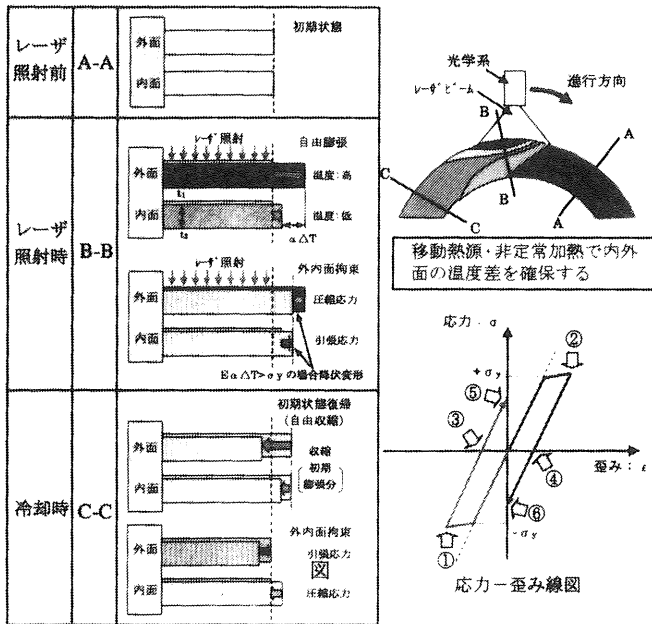


図9：レーザー外面照射応力改善法の原理

### 3.2 検査技術

一般に溶接部の検査については、その形状や材料組織等の影響で母材に比べて困難であるが、600系Ni合金部の検査技術を確立することは重要であることから、Ni基合金の検査技術の精度向上のため、国の研究プロジェクト「炉内構造物等特殊材料溶接部検査技術調査 (Nondestructive Inspection Technologies on the Ni Alloy Welded Joint)」やNRC (米国原子力規制委員会: Nuclear Regulatory Commission) による国際研究プロジェクト「Program for Inspection of the Nickel alloy Component」等に参画することによって、検査技術の高度化に取り組んでいる。

### 3.3 経年劣化評価技術

機器の健全性を確保するためには、検査結果を踏まえてき裂の発生・進展を予測し、適切な時期に点検あるいは補修を実施する点検・評価手法の確立が重要である。なお、現状、炉内計装筒母材に対するき裂の発生・進展の評価手法、点検時期の策定方法について確立済みであるため、原子炉容器出入口管台、蒸気発生器出入口管台等のその他重要部位に対しても同様の点検・評価手法を確立すべく取り組んでいる。

### 3.4 補修・取替技術

#### (1) クラディング工法

原子炉容器出入口管台や蒸気発生器出入口管台で、万が一、き裂等の欠陥が確認された場合の補修工法として、き裂を含む600系Ni合金部を切削除去し、耐食性に優れた690系Ni合金によりクラッド溶接を行う

技術及び装置を開発済みである。

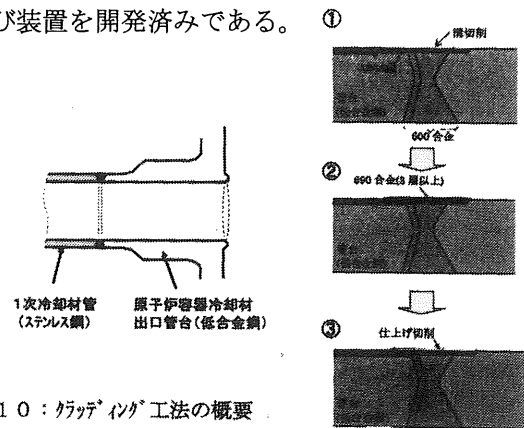


図10：クラディング工法の概要

#### (2) キャップ式補修工法

原子炉容器下部貫通部で、き裂等の欠陥が確認された場合の補修工法として、キャップ式補修工法を開発済みである。これは、キャップ状の構造物を欠陥がある下部貫通部を含む原子炉容器外面に溶接によって取り付け、キャップ自体を新たな原子炉容器冷却材圧力バウンダリとして、万が一き裂が貫通した場合でも漏えいを防止する機能を有するものである。

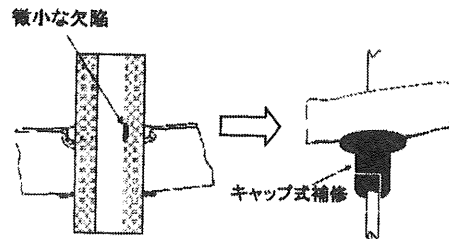


図11：キャップ式補修工法の概要

#### (3) スプールピース取替工法

原子炉容器出入口管台や蒸気発生器出入口管台に対する取替技術として、スプールピース取替工法を開発済みである。これは、600系Ni合金を含む短管部分を、690系Ni合金を使用して短管を一体で取替えるものである。なお、この溶接方法については、低合金鋼に直接溶接することから、溶接後熱処理が不要なテンパービード溶接工法を開発済みである。

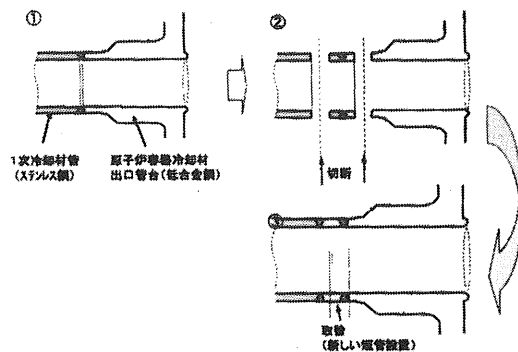


図12：スプールピース取替工法の概要

#### 4. まとめ

以上、600系Ni基合金使用部のPWSCCに対する当社の保全内容について紹介したが、原子力発電所の安全を揺らぎないものにしていくためには、今後も国内外の損傷事例や新たな知見等に基づき保全技術の開発を積極的に進めることが重要である。

また、これら開発した技術を事象が顕在化する前に計画的に実機に適用していくことで設備の信頼性が向上し、プラントの安全・安定運転が可能と考えている。

本稿では、原子力発電所における重要部位である600系Ni基合金部の保全技術について紹介したが、今後も原子力発電所のあらゆる機器に対して保全技術の向上に努め、安全性向上に尽力していきたいと考えている。

以 上