

炉内構造物への予防保全技術の適用状況

Application status of the preventive technology for RPV Internals in BWRs

東京電力株式会社	磯貝 智彦	Tomohiko ISOGAI	Member
東京電力株式会社	岡村 祐一	Yuichi OKAMURA	
東京電力株式会社	島 晃洋	Akihiro SHIMA	

Recent years, Stress Corrosion Crackings (SCCs) are confirmed at the CRD stub tube and the RPV nozzle-welding joint in Japanese BWR plants. Several techniques to reduce the welding residual stress, which is considered to be a component of SCC factor, such as a Peening are developed and applied to belt line of Core Shroud. At this article, the overview of application results of Laser Peening (LP) and Water Jet Peening (WJP) to TEPCO's BWRs is discussed.

Keywords: Stub tube , Laser Peening , Water Jet Peening , Stress Corrosion Cracking

1. 緒言

近年、日本国内の BWR プラントにおいて、原子炉圧力容器 (RPV) と制御棒駆動機構ハウジングスタブチューブとの溶接部 (CRD スタブチューブ下部溶接部) に Stress Corrosion Cracking (SCC) によるき裂が確認されている。

このき裂は、高ニッケル合金である Alloy182 溶接金属内に確認されており、原因調査の結果、SCC 発生の感受性がある材料 (Alloy182) を使用していること、製造履歴 (溶接手順) の影響で表面に高い引張残留応力が存在したこと、また、水化学的に SCC を生じ得る環境にあったことが判明している。

当該溶接部は、炉内構造物点検評価ガイドライン[1] においては、軸方向の貫通き裂を想定した場合でも構造強度への影響が小さいことから、VT-2 (漏えい検査) による点検が推奨されている。

しかしながら、当該溶接部は原子炉内の圧力境界を形成している箇所であり、不具合発生時には長期間のプラント停止をもたらすリスクを有することから、当社ではこれら SCC 発生要因を有するプラントを対象に、予防保全として溶接残留応力の緩和手法であるピーニングを適用している。

本稿では、予防保全対策としてこれまでに採用しているレーザピーニング (Laser Peening : LP) 及びウォータージェットピーニング (Water Jet Peening : WJP) の概要とこれまでの実機への適用状況を紹介する。

2. 応力改善

2.1 ピーニングの原理と効果

材料の表面に衝撃圧力を加えると、材料表面が微少に塑性変形して周囲に伸びようとするが、材料内部の未変形部分に拘束されて変形できず、材料の表面及びその近傍が圧縮応力となる。

材料の表面の残留応力が圧縮になることで、き裂の発生抑止の効果が得られる。

ピーニングはこの原理を利用したもので、衝撃圧力を加える手法として金属球、レーザ、高圧水などを利用した技術が開発されている。

(1) LP

LP の概念を Fig.1 に示す。

水中で材料の表面に強いパルスレーザを照射すると高圧のプラズマが発生する。水中ではプラズマの閉じ込めが有効に働くため、瞬間的にプラズマの圧力が数

連絡先: 島 晃洋、〒010-8560 東京都千代田区内幸町 1-1-3、東京電力株式会社原子力運営管理部、電話: 03-4216-1111、e-mail: shima.akihiro@tepcoco.jp

GPaに達する。LPは、この圧力による衝撃を利用した技術である。

LP施工前後での材料表面近傍での残留応力の測定結果の例をFig.2に示す。材料表面から約1mmの深さまでが圧縮応力となることが示されている。

また、その他の試験により、LP施工後においてはSCC発生ポテンシャルの低減の効果が確認されている。

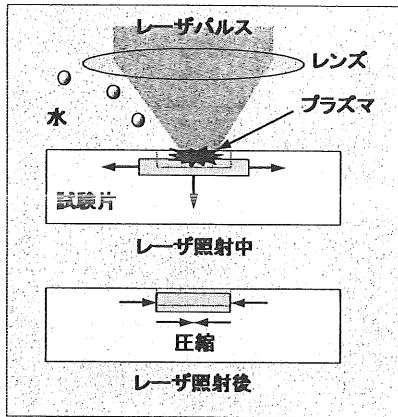


Fig.1 LP 概念

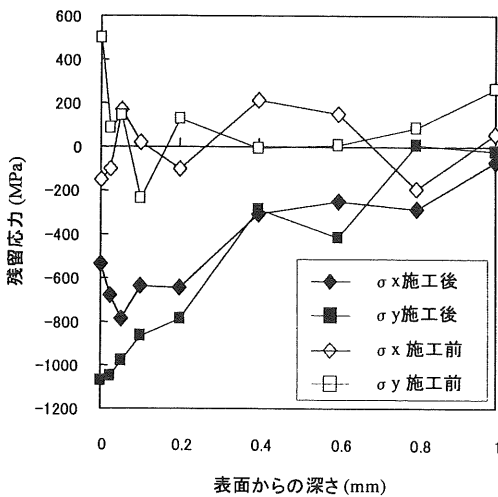


Fig.2 残留応力測定結果の例 (LP)

(2) WJP

WJPの概念をFig.3に示す。水中で高圧水を噴射すると、噴流界面のせん断層内に生じる渦の低圧部にキャビテーション気泡が発生する。キャビテーション気泡は下流側で圧壊して大きな衝撃圧力が発生する。WJPはこの圧力による衝撃を利用した技術である。残留応力の測定結果の例をFig.4に示す。材料表面から

約1mmの深さまでが圧縮応力となることが示されている。

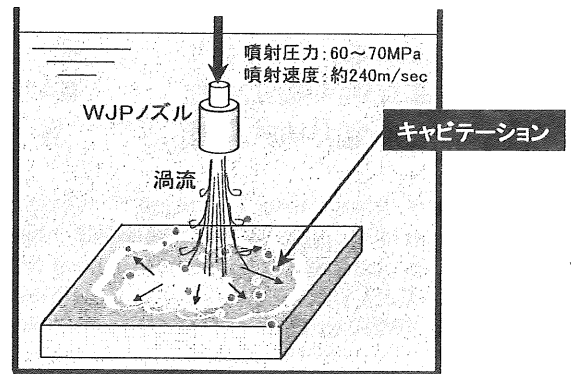


Fig.3 WJP 概念

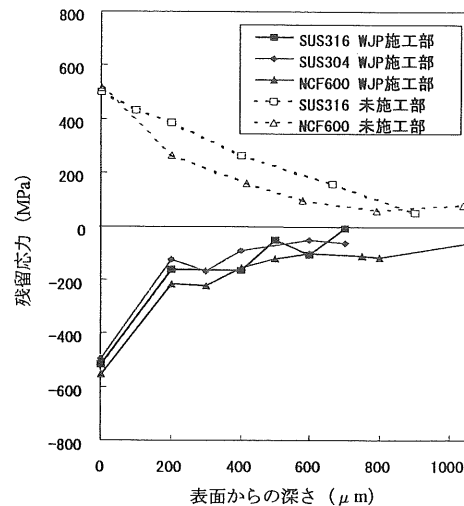


Fig.4 残留応力測定結果の例 (WJP)

2.2 施工手順

これらピーニング技術を実機 CRD スタブチューブ下部溶接部への予防保全技術として適用する場合の施工手順例は以下のとおり。

① 構造物取外

CRD スタブチューブ下部溶接部へのピーニングのためには、RPV 底部へ施工装置類をアクセスさせる必要があるため、アクセスルート確保のために他の構造物 (燃料支持金具 (FS)、CRD ガイドチューブ (GT)、CRD) の取り外しが必要となる。

BWR-5 プラントの場合、最大で 185 箇所の中から構造物の取り外しが必要となる。

②施工前 VT

施工箇所なき裂等の欠陥のないことを施工前に VT で確認する。検査方法は MVT-1。

ただし、施工後の VT によるき裂等の異常の検出精度や、ピーニング施工後に SCC き裂が検出された場合の評価への影響などが実証されている場合は、施工前 VT を実施しない場合もある。

③施工装置設定

施工装置を CRD ハウジング上に設定する。

施工装置は、上部格子板 (TG)、炉心支持板 (CP) との干渉を防止するため、筒状のケーシング内に施工ヘッドが収納された状態で取り扱われ、設定完了後に伸縮アームを伸ばして施工対象箇所へ施工ヘッドを移動する。

④ピーニング施工

定められた施工条件、例えばレーザースポット径、エネルギー、あるいは高圧水圧力、噴射距離などについて、事前に応力改善効果の実証された範囲内で施工する。

これらの施工条件を監視、評価することで施工部位の残留応力が改善されたか否かを判定する。

⑤施工後 VT

ピーニング施工後に VT によりき裂等の異常の有無を確認する。検査方法は MVT-1。

2.3 実機適用状況

当社では、SCC が発生したプラントの CRD スタブチューブ下部溶接部と同じ溶接金属材料 (Alloy182) を使用し、高い溶接残留応力を有すると推定されるプラントに対して、LP または WJP による予防保全を順次実施している。

当該部へのピーニング施工は、前述のとおり構造物取り外しなどの付帯作業が多く発生すること、施工装置の準備、使いまわし等を考慮して実施時期を決定している。また、実機への施工では、施工部位の As-Build 形状と設計形状との微妙な差違や施工装置のトラブルなどが施工性に影響を与えるため、施工ヘッドの可動

範囲を As-Build を考慮して設定することや予備機材の確保による装置トラブル時のバックアップ等のリスク管理を行っている。

現在までに当社の保有する 17 のプラントのうち 2 プラントに LP を、1 プラントに WJP を適用済みであり、今後 1 プラントに WJP を実施する予定。

Fig.5 に実機での LP 施工状況を示す。

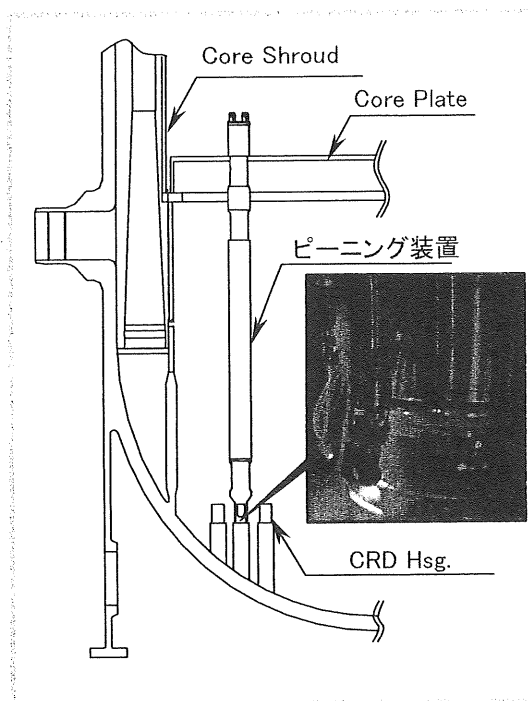


Fig.5 LP 施工状況

これまでの施工においては、CRD スタブチューブ下部溶接部に SCC き裂等の異常は確認されておらず、良好な施工実績が得られている。

なお、これまでの施工において、CRD ハウジング母材に SCC の様相を呈する線状模様が確認された (表面の酸化皮膜を除去したところ線状模様が消滅した)。特定水質下における酸化皮膜の組成変化などの影響[2]が考えられるが、調査に多くの工程を費やす結果となった。加えて、これまでの他の炉内構造物点検の経験から、VT により確認されたインディケーション (ひびらしき模様) の詳細調査のため多くの工程を費やすことがあることから、表面開口の有無判定が重要となる。

3. 結言

国内では近年、複数のプラントで炉心シュラウドなどの炉内構造物や原子炉再循環系配管等にSCCが発生しており、この問題を解決するために多くの場合プラント長期停止を必要としている。

特に炉内構造物を修理する場合、形状が複雑であること、遠隔水中での作業となることなどの理由から、付帯作業、装置の開発、実施に多くの時間を要するのが実態である。このため、プラント長期停止にあわせて予防保全対策を実施していくことは大切であり、同様に欠陥を検出した際のサイジング、進展性、評価などの技術向上も重要である。

参考文献

- [1] (社)火力原子力発電技術協会、“炉内構造物点検評価ガイドライン [CRDハウジング]”、平成14年7月
- [2] V.F. Baston , M.F. Garbauskas, H. Ocken, Material Characterization of Corrosion Films on Boiling Water Reactor Components Exposed to Hydrogen Water Chemistry and Zinc Injection, Proceedings of the 7th International Conference on Water Chemistry of Nuclear Systems, Bournemouth, England, October 13-17, 1996.