

BWR 環境下で長時間使用されたニッケル基合金の応力腐食割れの特徴

Investigation of Stress Corrosion Cracking in Ni-base Alloy Used for a Long Time in a BWR

(株)日立製作所 原子力サービス部 安齋 英哉 Hideya ANZAI

(株)日立製作所 原子力製造部 服部 成雄 Shigeo HATTORI Member

日本原子力発電(株) 発電管理室 青木 孝行 Takayuki AOKI Member

バブコック日立(株) 原子力設計部 住本 秀樹 Hideki SUMIMOTO

In this study, the results of the investigation on SCC found in the shroud support (Ni-base alloy) of one of the oldest BWR in Japan in 1999 are discussed. Based on the discussion, the conclusions are summarized as follows. In-service inspection program focusing on Alloy 182 weld is more effective because the cracks were only initiated at Alloy182 welds. In the weld between the reactor pressure vessel (RPV) and shroud support, there was no crack penetrating into RPV (low alloy steel) itself. The original shroud support material had no sign of degradation both in mechanical properties and weldability.

Keywords: Boiling water reactor, Ni-base alloy, stress corrosion cracking, long time service, aging degradation

1. 緒言

炉内構造物は安全上重要な機器であり、必要かつ十分な評価を実施し、その結果を踏まえて適切に維持管理することが重要である。特に長期的な展望に立って高経年化評価を実施する場合には、実環境で長期間使用された材料の特性を把握し、その結果を踏まえて評価することが望まれる。

本報告では、運転開始後約 30 年を経過した国内 BWR プラントにおいて、1999 年 12 月に炉内構造物の一つであるシュラウドサポートに発見されたき裂部の各種調査結果を整理、評価し、それから得られた知見を踏まえて今後の炉内構造物の維持管理に役立つと考えられる事項について検討する。

2. 発見されたき裂の調査結果

2.1 事象の概要[1]

シュラウドサポートの概略構造とき裂の状況を Fig.1 に示す。シュラウドサポートは、上部シュラウドサポート (SUS316 製) と下部シュラウドサポート

(インコネル 600 製) から成り、それぞれ板材を溶接して円錐状に成形された構造物である。本シュラウドサポート下部のインコネル溶接部に多数のき裂が認められた。き裂は周方向、縦方向、また製造時の仮付けなどの各溶接部に生じており、全体的に内面側に多く認められた。特に原子炉圧力容器 (RPV : Reactor pressure vessel) への取付け溶接部については、大部分のき裂が縦方向であり、全てのき裂が内面側にのみ発生していた。

2.2 き裂発生原因の調査方法

き裂の発生原因を明らかにすべく、以下の調査および試験を実施した。

(1) シュラウドサポートの調査

① 液体浸透探傷試験 (PT)

PT を行い、欠陥指示の状況 (形状、長さ、位置) を確認した。

② き裂深さ測定

き裂部をグラインダー研削するとともに、PT を実施した。これを繰り返して深さプロファイルを楕形ゲージ等により実測した。

③ 機械的特性調査

撤去した上部サポートに残ったインコネル溶接部及び母材部からバルク材の特性を評価できる寸

連絡先 ; 安齋英哉、〒317-8511 日立市幸町 3-1-1 日立事業所原子力サービス部、電話 0294-55-4896、
e-mail: hideya_anzai@pis.hitachi.co.jp

法の試験片を採取し、引張試験を実施した。

④ 溶接性試験

③と同様な部位にグラインダー研削による開先を設け、TIG溶接による埋め戻しによる新たな欠陥発生の有無を確認した。

(2) サンプルの調査

下部サポートとRPVとの溶接部のき裂部から、表面レプリカサンプル並び直径約20mm、最大厚さ約2mmのレンズ状サンプルをスクーピング加工によって採取し、き裂進展経路、破面のSEM観察等を実施した。

(3) 製造履歴、運転履歴調査

製作手順、検査記録（材料証明書、非破壊検査記録等）、製造記録（溶接記録等）ならび原子炉の運転圧力、温度、運転時間等と炉水の導電率、pH、イオン濃度等の履歴を調査した。

(4) 応力解析評価

残留応力に影響する要因（溶接、熱処理、耐圧試験、運転圧力・温度）を考慮して、当該溶接部の応力分布を有限要素法による解析で評価した。

2.3 原因調査の結果

(1) き裂の状況

外観目視およびPTでシュラウドサポート表面に認められたき裂の状況をFig.2に示す。左側の図は右の構造図を展開表示したもので、全周の約1/6に当たる。き裂は大部分が縦方向であり、全てのき裂が内面側にのみ認められた。

これら内面側のき裂について、その深さと範囲をグラインダー研削とPTを繰り返し実施することにより調査した。Fig.3は、最も深いき裂の一例で、研削により低合金鋼肉盛の表面が現れ、PT指示が周辺のインコネル82肉盛材のみとなった状態の研削箇所を底部を示す。き裂は全て溶接金属内または低合金鋼肉盛材との境界に留まっており、RPVの強度部材である低合金鋼には進展していないことが確認された。また、Fig.4に示す通り、き裂はアスペクト比が大きく、奥行きが深い形状であることが分かった。

(2) 機械的特性および溶接性試験

溶接部の引張り試験結果をTable 1に示す。溶接金属の強度及び伸びの値は規格値を満足し、約30年の運転後も溶接金属部は母材以上の強度を保ち、機械的特性面の有意な劣化は生じていないことを示している。

Fig.5は溶接金属から母材にかけての研削溝を溶接で埋め戻した後のPT試験結果の一例を示す。約30年運転後のインコネル溶接金属および母材に新たな溶接熱サイクルと凝固収縮が繰り返し作用しても、その周辺にPT指示は認められず、高温割れ等の溶接欠陥を生じていないことが示された。

(3) サンプル調査の結果

溶接部のレプリカ観察結果をFig.6に、破面SEM観察の例をFig.7に示す。いずれも凝固組織の柱状晶境界に沿った割れであることが明らかになった。また、破面には疲労き裂の特徴を示す様相は認められなかった。溶接金属部の硬さは平均208HVで通常のインコネル材と同等であり、経年変化を示すような特徴は認められなかった。

(4) 製造および運転保守履歴調査結果

製造履歴調査の結果、製造管理、使用材料、構造寸法および溶接施工に問題は認められなかった。

運転保守履歴調査の結果、原子炉水の導電率やイオン種濃度等に異常は認められなかった。原子炉水中の溶存酸素濃度は、水素注入運転を開始する前はSCCが発生し得る200ppb程度、1997年以降の水素注入時は10ppb程度であった。

(5) 応力解析評価結果

シュラウドサポート製造時から定格出力運転までの溶接部応力解析を、製造から運転までの各段階で実施した。その最終結果をFig.8に示す。製造時耐圧試験（圧力12.94MPa）を経て、定格出力運転時になると、図のように周方向応力は内面側で約330MPa、外面側で160~270MPaとなり、内面側の方が大きな引張り応力となっている。すなわち、定格出力運転時のシュラウドサポート内面側には比較的大きい周方向引張り応力が定常的に作用しており、軸方向のSCCが発生し得る応力レベルであることが分かった。[2]

3. 考察

3.1 き裂原因の推定

以上の原因調査結果よりシュラウドサポートにき裂が発生した原因を推定する上での要点は以下のようにまとめられる。

(1) シュラウドサポート溶接部には、製造から定格運転への過程で高い周方向引張り応力が作用していた。

- (2) シュラウドサポートに接する原子炉水の溶存酸素濃度は長期に渡り SCC が発生し得るレベルであった。
- (3) 当該部のインコネル 182 溶接金属は材料規格の強度と延性を保っており、機械的破損を生じるような劣化状態ではなかった。
- (4) き裂はインコネル 182 溶接金属の柱状晶界面で発生、進展した粒界型 SCC の特徴を示し、疲労等の様相は認められなかった。

これらの事実より、材料、環境ならび溶接による周方向の引張り残留応力を主体とする運転時応力が作用したため発生した粒界型 SCC(以下、単に SCC と略す)と推定される。

3.2 本 SCC 事例から得られた知見

本事象から得られた知見で重要なものとして下記の事項が挙げられる。

- (1) SCC が発生した箇所はインコネル 182 溶接金属部のみであった。

実機調査で発見された SCC は全てインコネル 182 溶接金属部で発生し、それがインコネル 82 肉盛やインコネル 600 母材へ進展したと推定された。これはインコネル 182 溶接部が他と比較して SCC 発生感受性が高いことを意味しており、これまでの研究結果と符合する。[3] 今後、炉内構造物を維持管理する上で、インコネル 182 を用いた溶接部を優先的に点検することが効果的である。

- (2) インコネル材の SCC 発生には明らかな応力依存性のあることが確認された。

シュラウドサポートと RPV との溶接部では、SCC がシュラウドサポート内面側に集中しており、外面側には全く発生していなかった。溶接残留応力を含む応力解析の結果、引張り応力値はシュラウドサポートの内面側で外面側より高い約 330 MPa で、SCC の発生し得る応力レベルであったと考えられる。これは従来の研究等でも示されていたが[2]、実機での SCC 発生挙動により、原子炉水が接する表面の応力レベルを一定以下に抑えれば SCC を防止できる事を示唆した点で、注目すべき事項である。製造過程で表面の引張り残留応力を出来るだけ抑制すること、運転開始後はウォータジェットピーニング(WJP)工法[4]などの予防保全工法の適用で表面残留応力を低減することが有効と考えられる。

- (3) BWR 環境に長期間曝されたインコネル材に材料特性上の劣化兆候は認められなかった。

実機シュラウドサポート溶接部の機械的特性および溶接性を試験で確認した結果、当該材料は機械的特性の JIS 規格値を全て満足するとともに、良好な溶接性を示し、材質面の劣化兆候も認められなかった。

- (4) 原子炉圧力容器の強度部材である低合金鋼には SCC が進展していなかった。

シュラウドサポートと RPV との溶接部については、SCC の進展深さを調査するため、228 箇所全ての割れを研削、除去し、その進展深さを評価した。その結果、いずれの SCC も低合金鋼肉盛材には進展していないことが明らかになった。この事実は低合金鋼の耐 SCC 性が高いという従来の知見[5]とも、また当該部の溶接残留応力を含む運転時応力が低いという解析結果[6]とも符合する。従って、当該部のような溶接部にき裂が生じても RPV の健全性に影響を与える可能性は低いと考えられる。

- (5) 周方向の高い引張り残留応力により軸方向割れが発生した。

発見された SCC は、主に軸方向の割れであった。これは、運転時には溶接残留応力を主体とする周方向引張り応力が支配的であるとする応力解析の結果と符合する。シュラウドサポートに発生したき裂が軸方向ならば、それによる強度低下は小さい場合が多いことが、詳細な評価により技術的に確認されている。[7] 従って軽度なき裂などに対しては局所的な溶接補修が有効であると考えられる。この場合、長期間実機使用された部材に溶接が悪影響を与えたり、その後の運転で経年劣化しやすいような状況が生まれたりすることが懸念される。しかしながら前述のように、長期使用材であっても劣化兆候が認められなかったことから、局部補修溶接による対応が可能である。

4. 結言

BWR で長期間使用されたニッケル基合金製シュラウドサポートで発見されたき裂について、その発生原因および特徴等を詳細に調査した。以下に、本研究で得られた知見を要約して示す。

- (1) き裂は溶存酸素を含む炉水に長期間曝され、運転中は高い周方向引張り応力が作用する条件下で、生じた SCC である。

- (2) SCC はインコネル 182 溶接金属の柱状晶界面のみで発生した粒界型 SCC であったと考えられる。従ってプラント保守の観点からは、インコネル 182 溶接部を優先的に点検することが効果的であると言える。
- (3) SCC はシュラウドサポートの RPV への取付け溶接部に多数発生していたが、いずれも RPV の強度部材である低合金鋼には進展しておらず、当該部のような溶接部に SCC が生じても RPV の健全性に影響を与える可能性は低いことが確認された。
- (4) BWR の炉内条件での長期使用材であっても、機械的性質、溶接性とも建設時点と有意な差は認められず、維持管理にあたり通常材と同等に取扱うことが可能と判断される。
- (5) SCC には高い引張り応力への依存性があり、残留応力低減を目的とした WJP 等の予防保全工法を適用すれば、十分な耐 SCC 性が備わると考えられる。

参考文献

- [1] 経済産業省原子力安全・保安院原子力安全技術基盤課(編)、経済産業省 平成 13 年版 (平成 12 年度実績) 原子力施設運転管理年報 pp.406-411, (火力原子力発電技術協会、2001 年)
- [2] P. Andresen, Corrosion 84 (New Orleans) 1984, Paper 177
- [3] 山内清、"原子力用インコネル 600 並びに溶接金属の耐応力腐食割れ性の向上に関する研究"、大阪大学 学位論文、1988 年
- [4] 齊藤昇ほか 6 名、噴流工学、Vol.20, No.1, 2003, pp.4-12
- [5] 火力原子力発電技術協会、BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [シュラウドサポート]、付録 B、2000 年
- [6] 竹内公人、林正明、講演 No.604 M&M 2000 材料力学部門講演会予稿集、(日本機械学会、2000 年)
- [7] 火力原子力発電技術協会、BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [シュラウドサポート]、付録 D、E、2000 年

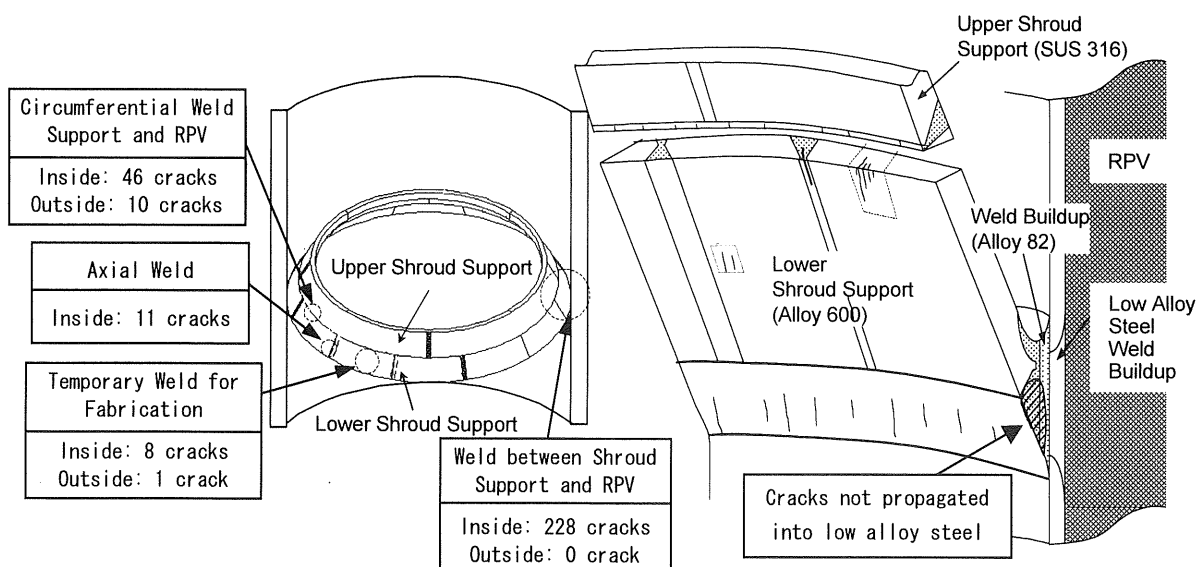


Fig.1 Structure and locations of cracking

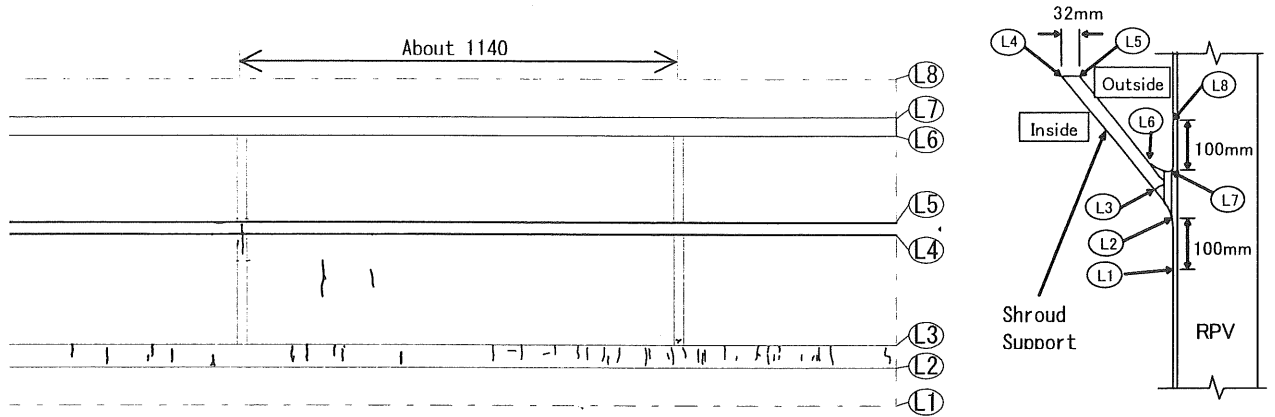


Fig.2 Partial sketch of crack distribution in lower shroud support

Table 1 Mechanical properties of Inconel 182 weld metal

Sampling location	0.2% proof strength (MPa)	Ultimate tensile strength (MPa)	Elongation (%)
0° axial weld	444	671	35
0° circumferential weld	394	611	39.7
180° axial weld	443	643	31.8
180° circumferential weld	392	611	44.7
JIS Z 3224*	-	>560	>30

* for reference

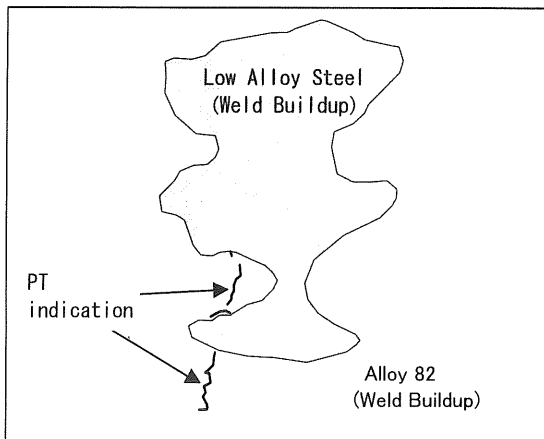
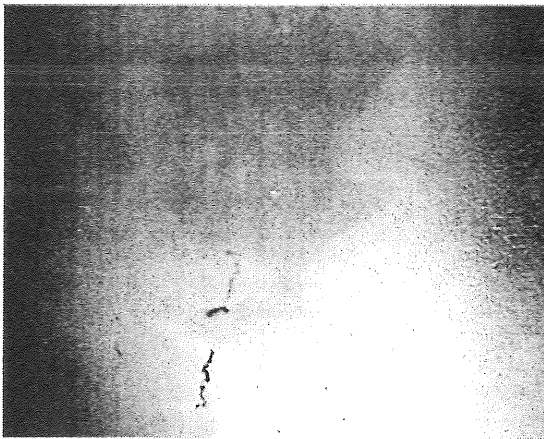


Fig.3 Typical example of PT indication after removing the cracks by grinding

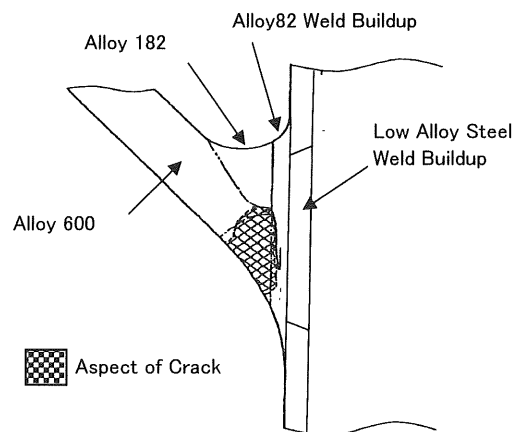


Fig.4 An example of crack aspects confirmed by the repeated grinding and PT

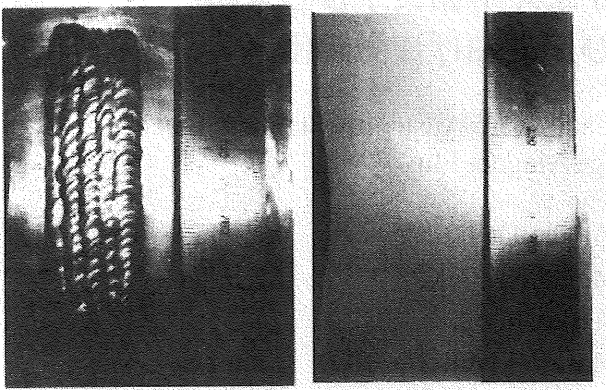


Fig.5 Repair weldability test result

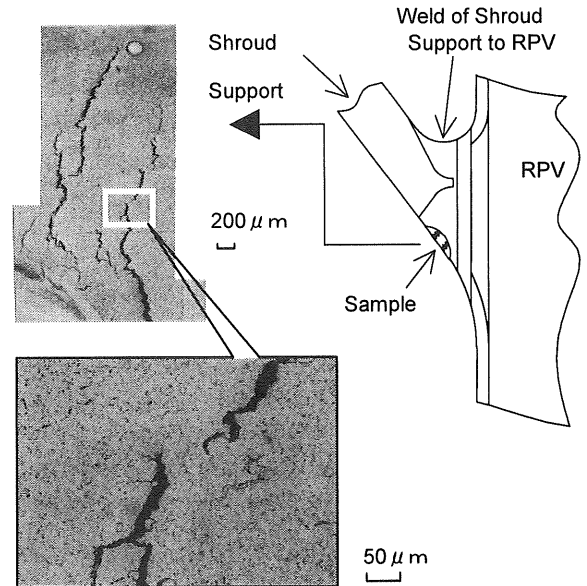


Fig.6 Optical microscope observation of a replica sample on a crack of lower shroud support

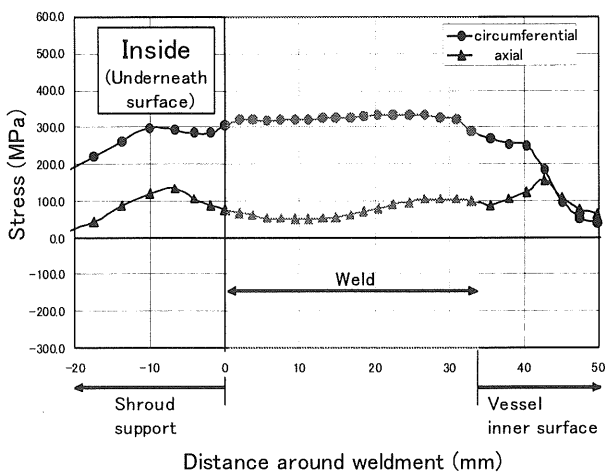
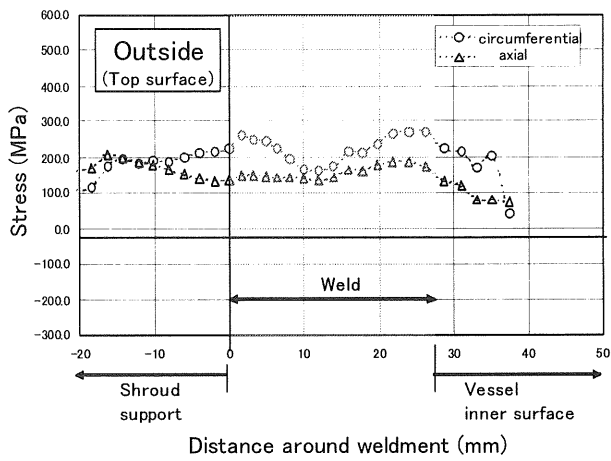


Fig.8 Analytical results of stress distribution around the welds

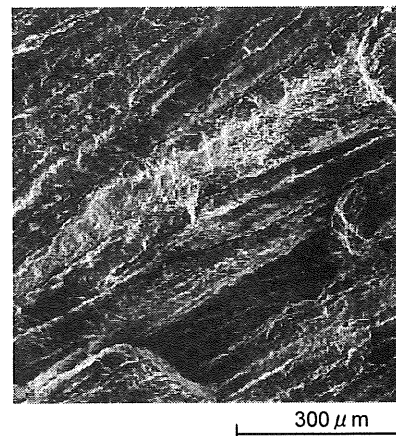


Fig.7 SEM observation on fracture surface in a scoop-sample