

# BWR環境下で長期間使用されたニッケル合金の 応力腐食割れ

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

日本原子力発電株式会社 発電管理室	青木 孝行	Takayuki AOKI
株式会社日立製作所 日立生産本部	服部 成雄	Shigeo HATTORI
株式会社日立製作所 原子力サービス部	安齋 英哉	Hideya ANZAI
バブコック日立株式会社 原子力設計部	住本 秀樹	Hideki SUMIMOTO

In recent years, several cases have been reported that SCC was found in reactor internals and reactor nozzle safe-end and penetrations of BWR. Therefore, it is getting more important to understand what kind of characteristics Ni-base alloy used for a long time in BWR have. In this study, the results of the investigation on SCC found in the shroud support (Ni-base alloy) of the oldest BWR in Japan, Tsuruga unit 1, in 1999 are discussed. Based on the discussion, the conclusions are summarized as follows. Tsuruga original shroud support material had no sign or symptom of aging degradation. In-service inspection program focusing on Alloy 182 weld is more effective because of higher SCC susceptibility than Alloy 600 and 82. In the weld between the reactor pressure vessel (RPV) and shroud support, there was no crack penetrating into RPV (low alloy steel) itself.

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

## 1. 緒言

一般に構造物は供用期間中に徐々に経年変化が進行することが知られている。原子力発電所の機器もこの一般則を免れず運転時間の経過とともに経年変化が進行するとの認識から、2003年10月、経年変化を前提とした技術基準が我が国の原子力規制に導入された。この規制では国の技術基準を性能規定化し、それを具現化する詳細な基準として学協会規格を国が採用（エンドース）することとしており、現在、(株)日本機械学

会の「維持規格」<sup>[1]</sup>が承認されている。

我が国の軽水型原子力発電所は、過去30年以上に亘る運転経験で各種の経年変化事象を経験し、その都度徹底した原因調査を実施した上で対策及び水平展開を実施してきている。このため、経年変化事象による発電所のトラブルは諸外国と比較して格段に少なくなっているが、それでも同種の事象は現在でも皆無ではなく、近年その発生事例の一つとして炉内構造物の応力腐食割れ（SCC：Stress corrosion cracking）が注目されるようになってきている。

炉内構造物は安全上重要な機器であるので、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。

このような観点から日本原子力発電(株)敦賀発電所

◆連絡先：青木 孝行

〒101-0053 東京都千代田区神田美土代町1-1(美土代ビル)  
日本原子力発電(株) 発電管理室  
E-mail : Takayuki-aoki@japc.co.jp

1号機（BWR）で運転開始後約30年時点に当たる1999年12月に発見された炉内構造物の一つであるシュラウドサポートのき裂に注目した。ここでは、本事象を分析評価するとともに、き裂の発見された当該機器から採取したサンプルおよび試験片を用いて各種の調査および試験を実施した結果を整理、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。

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。本報では、この特徴的なき裂の発生状況を示した下部シュラウドサポートとRPVとの溶接部（溶接金属：インコネル182）に生じたき裂に注目して調査および検討、評価した結果について述べる。

## 2. 発見されたき裂の調査結果

### 2-1) 事象の概要<sup>[2]</sup>

敦賀発電所1号機では、1999年の定期検査期間におけるシュラウド取替工事中、継続使用する予定であったニッケル基合金（通称インコネル600）製のシュラウドサポートの溶接部に多数のき裂が発見された。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。取替え予定であった上部のSUS316には鋭敏化による応力腐食割れ（SCC）と考えられるき裂が確認されたが、それより多数のき裂が下部のインコネル溶接部に認められた。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

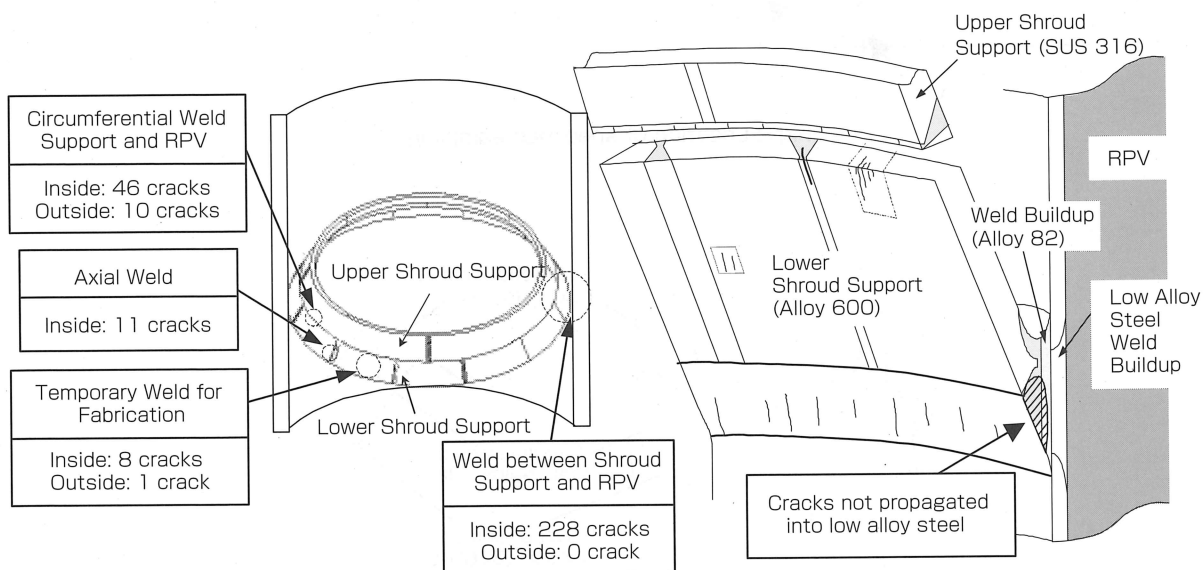
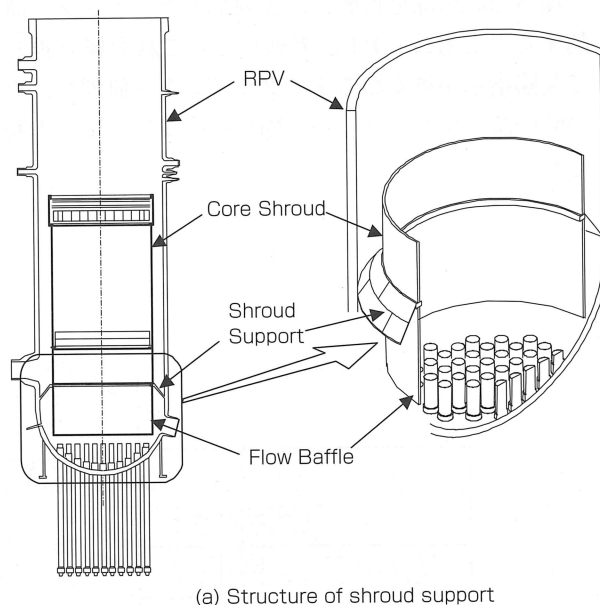


Fig.1 Structure and locations of cracking

## 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、実機シュラウドサポートについて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)

溶接部およびその近傍の表面付着物をフラッパーホイール等で除去した後、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

深さ0.5mm毎を目標に、き裂部をグラインダー研削するとともに、PTを実施した。これを繰り返して欠陥指示が無くなるまでグラインダー研削し、その時の深さプロファイルを櫛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法の試験片を採取し、引張試験を実施した。試験片の採取位置をFig. 2 に示す。

### 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周辺旧材での新たな欠陥発生の有無をPTで確認した。試験実施部位と開先形状をFig. 3 に示す。

### (2) スクープサンプルの調査

下部サポートとRPVとの溶接部のき裂部から、RPVの低合金鋼に傷がつかないように、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、次の調査を実施した。

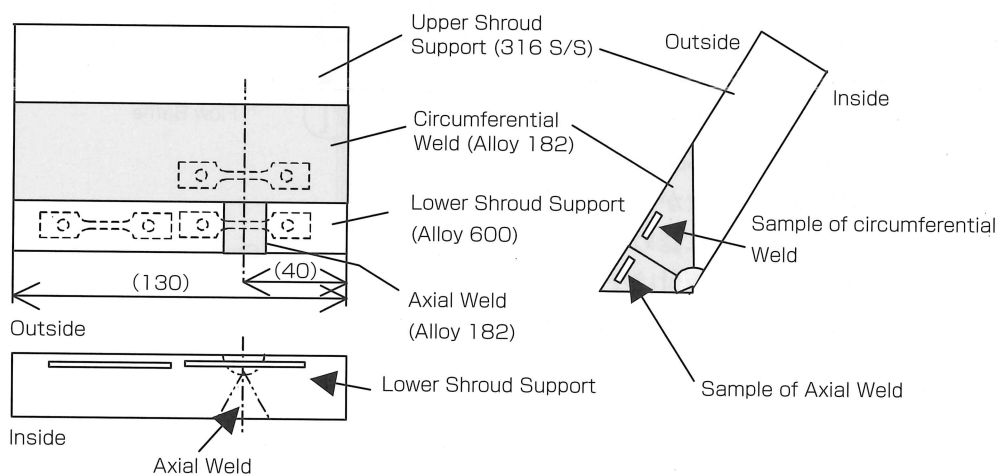


Fig.2 Location of specimen sampling

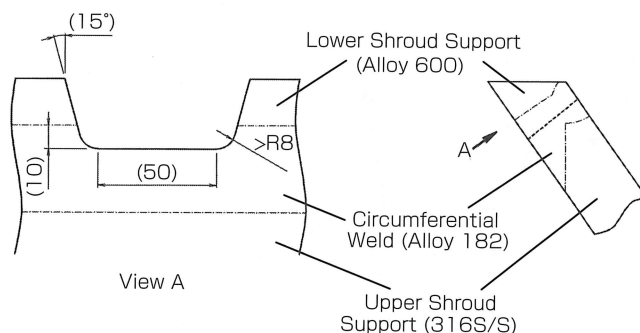


Fig.3 Location of weldability test and test groove

- ①き裂部断面のマクロ観察・光学顕微鏡ミクロ観察
  - ② 破面のSEM観察
  - ③ 微小ピッカース硬さ計による硬さ測定
  - ④ 使用材料の化学成分分析
- (3) 製造履歴、運転履歴調査
- ① 製造履歴調査  
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）を調査した。
  - ② 運転履歴調査  
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、製造時から定格運転時までの各段階における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.4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。ここで評価対象としたのはL2-L3間（内面）及びL6-L7間（外面）の溶接部で、き裂は大部分が縦方向であり、全てのき裂が内面側にも認められた。他の部位も全周に渡ってこれとほぼ同様な状況で、き裂は総数228個であった。

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を繰り返すことにより調査した。Fig.5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の底部を示す。き裂は全て溶接金属内または低合金鋼肉盛材と

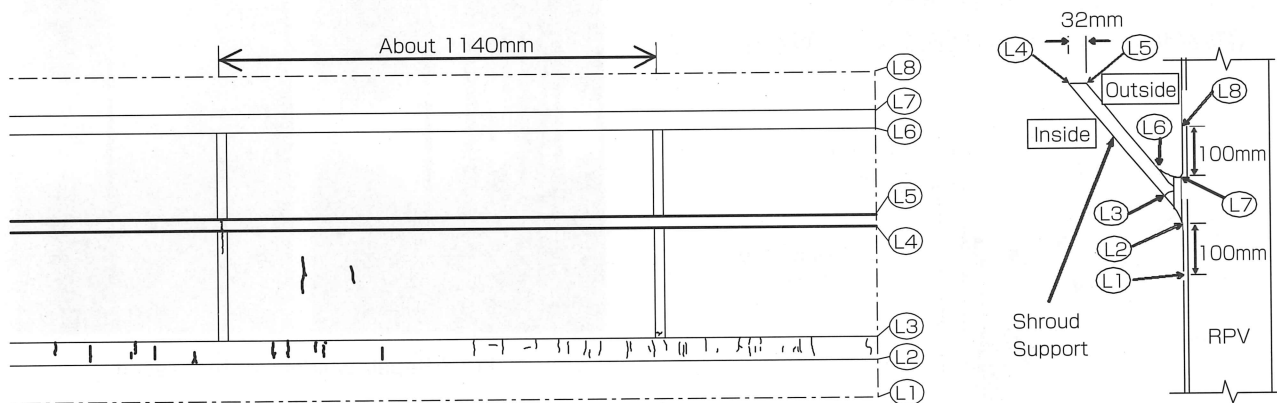


Fig.4 Partial sketch of crack distribution in lower shroud support

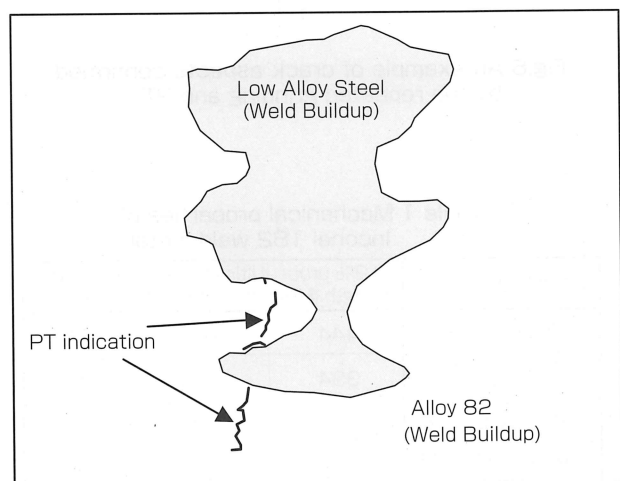


Fig.5 Typical example of PT indication after removing the cracks by grinding

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. 6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。溶接金属の強度および伸びの値は規格値を満足している。すなわち、約30年の運転後でも溶接金属部は母材以上の強度を保ち、機械的特性面の劣化は生じていないことを示している。

Fig. 7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) スクープサンプル調査の結果

溶接部サンプルのき裂部断面をマクロ観察及び光学

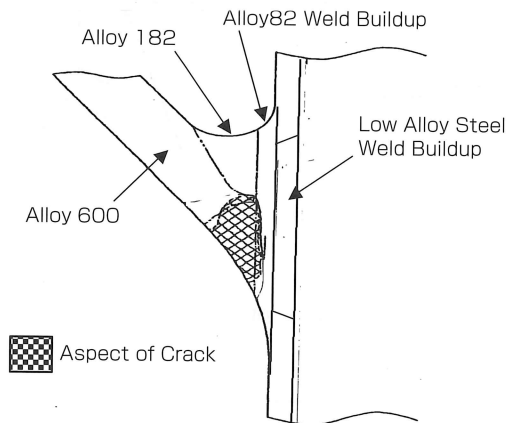


Fig.6 An example of crack aspects confirmed by the repeated grinding and PT

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

顕微鏡観察した結果の例をFig. 8に、破面SEM観察の例をFig. 9に示す。割れは、インコネル182溶接金属から発生し、インコネル82肉盛材に進展したと考えられ、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。なお、当該溶接金属の化学成分分析値はインコネル182の規格範囲内であった。

(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。また発見されたき裂は全て製造時の溶接部やその近傍に位置

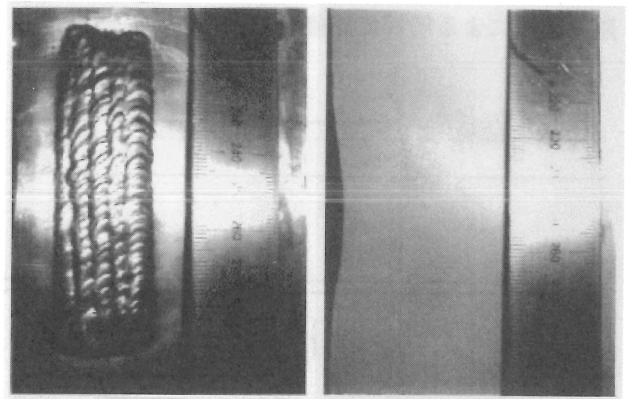


Fig.7 Repair weldability test result

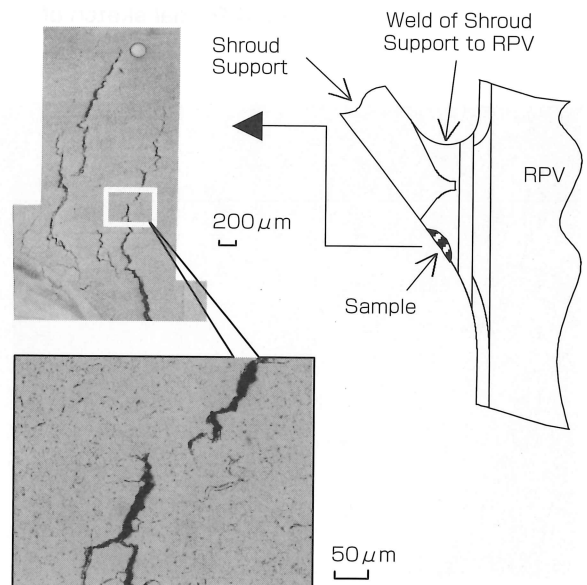


Fig.8 Optical microscope observation on cross section of a scoop-sample.



Fig.9 SEM observation on fracture surface in a scoop-sample

していることが分かった。

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程度であることが分かった。

(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.10 (Fig.4を90°左回転)に示す。図には示していないが、シュラウドサポート溶接直後では周方向応力は内面側で400~450MPa、外面側で約490MPaであり、外面側の方が大きな引張応力となっていた。しかしながら、その後の製造時耐圧試験(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、溶接後の状態とは逆転して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な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。<sup>[3]</sup>

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。

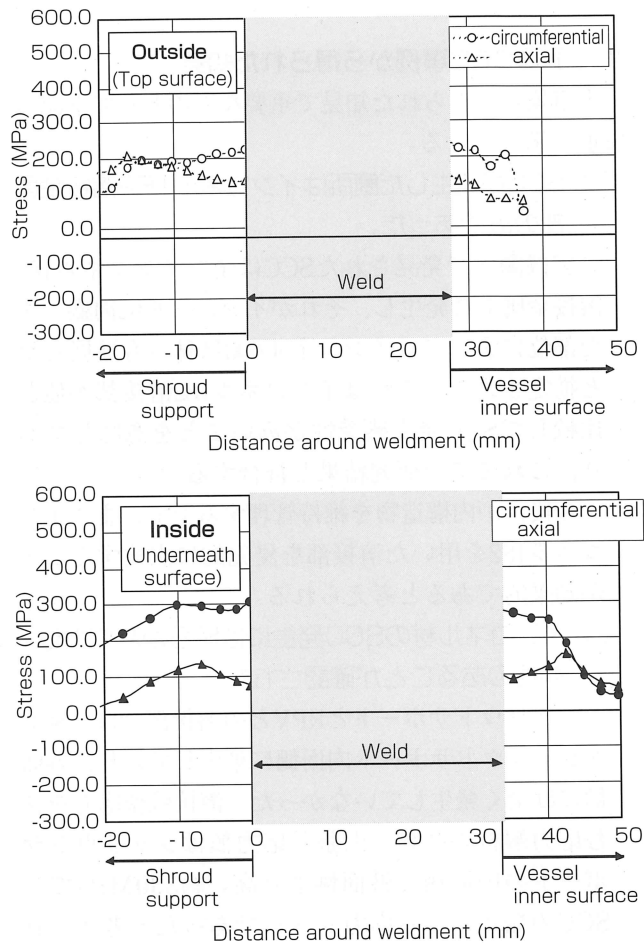


Fig.10 Analytical results of stress distribution around the welds

- (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、SCCの3要素である材料、環境、応力が重畳し、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、主に軸方向の粒界型SCC(以下、単にSCCと略す)がシュラウドサポート内側に発生したと推定される。

### 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、また部位によってはインコネル600母材へも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。<sup>[4]</sup>

今後、炉内構造物を維持管理する上で、まずインコネル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と考えられる。

(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330MPa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<sup>[3]</sup>、実機でのSCC発生挙動により裏付けられたという点で、注目すべき事項である。なぜなら、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ているからである。機器の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、運転開始後の場合はウォータジェットピーニング (WJP) 工法<sup>[5]</sup>などの予防保全工法の適用で表面残留応力を低減し、SCCの発生を回避できると考えられる。

(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、良好な溶接性を示す結果が得られた。試験に用いた長期使用材の強度および溶接性は、一般材と比較して有意な差がなく、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おらず、従って当然RPVの強度部材である低合金鋼に達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<sup>[6]</sup>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<sup>[7]</sup>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ことが多いことが、詳細な評価により技術的に確認されている。<sup>[8]</sup> 従って軽度なき裂などに対しては局部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やすくなる懸念される。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、局部補修溶接が可能である。またWJP等を適用することにより、作用応力を一定値以下に抑えれば、SCCの予防保全も可能である。

## 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、主としてシュラウドサポート軸方向に生じた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、一部がインコネル82溶接金属、あるいはインコネル600母材部にも進展したと考えられる。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、低合金鋼が比較的高い耐SCC性を有すること、また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] 日本機械学会、発電用原子力設備規格 維持規格 (2002年改訂版) JSME S NA1-2002
- [2] 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)
- [3] P. Andresen, Corrosion 84(New Orleans)1984, Paper 177
- [4] 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
- [5] 齊藤昇ほか6名、噴流工学、Vol.20, No.1, 2003, pp.4-12
- [6] 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
- [7] 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)
- [8] 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

(平成17年1月25日)