

UME-202	資料の出典（資料名、著者、巻、号、頁など） プレスリリース 2008年9月26日（関西電力）		本資料の 作成者名
整理番号	資料のタイトル 原子炉容器出口管台（図1参照）溶接部の傷の原因と対策		梅村文夫.
失敗事例のタイトル 切削加工により金属表面には高い引張残留応力が発生する			一次原因（材料要素） 応力腐食割れ
機種 加圧水型原子力発電	部品 原子炉容器出口管台	材料 600系ニッケル基合 金	概略の寸法 外径 882 mm、厚さ 75 mm
<p>損傷発生時の状況 定期検査において、加圧型原子炉容器出口管台の600系ニッケル基合金（備考①）溶接部内面の渦流探傷試験を行ったところ、割れ（長さ約10mm）が確認された。割れの形状は複数に折れ曲がるとともに枝分かれしており、デンドライト境界（備考②）に沿ったものと判断された。割れの深さは、板厚74.6mmに対して、最大20.3mmに達していた。割れの周辺には、等間隔の切削加工跡が存在していた。切削加工は、溶接により発生する表面の凸凹を切除するとともに、溶接部の段差を無くすため、金属製の刃を周方向に回転させて行った。割れの発生した個所は、一次冷却水（原子炉水（高温脱気水））にさらされている。</p>			
<p>調査内容とその結果 切削加工による影響を確認するため、ステンレス配管に600系ニッケル基合金を溶接し、実物大の試験体を製作した。試験体の内面を切削加工し、点検したところ、機械加工後の表面に、当該管台と同様、等間隔の機械加工跡を確認するとともに、約300MPaを超える引張残留応力が確認された。600系ニッケル基合金は、この応力レベルで、1次冷却水環境（脱気高温水）下で、応力腐食割れ（PWSCC 備考③）を発生する可能性がある。</p>			
<p>損傷発生のシナリオ 容器製造時、600系ニッケル基合金溶接部に機械加工を行ったこと、並びに溶接時の残留応力により、内表面に高い引張残留応力が生じ、1次冷却水環境（脱気された高温水）下における応力腐食割れ（PWSCC 備考③）が発生し、運転時の応力も加わり、割れが進展した。</p>			
<p>対策（損傷発生時にとられた対策あるいは現在とるべきと考えられる対策） 600系ニッケル基合金溶接部の応力腐食割れに対する予防保全対策として、出口管台溶接部については、割れを研削で除去するとともに、研削部を含めた管台溶接部内表面に対して、水中での施工が可能なウォータージェットピーニング工事（備考④）を実施する。なお、次回点検時には、当該溶接部については、耐食性に優れた690系ニッケル基合金（備考⑤）を用いた肉盛溶接補修を実施する。</p>			
<p>教訓 金属製の刃を使用した切削加工では、高い引張残留応力が発生する。</p>			
<p>備考 ①600系ニッケル基合金：C,0.08% Cr,15.5% Fe,8% Ni,76% 1次冷却水環境（原子炉水：脱気された高温水）下で応力腐食割れ（PWSCC 備考③）感受性を持つ。 ②デンドライト境界：溶接部では、溶融した金属が固まる際にできる柱状の結晶（デンドライト結晶）ができ、その結晶組織の境界のことをデンドライト境界という。 ③PWSCC:Primary Water Stress Corrosion Cracking：加圧水型原子炉の一次冷却水（脱気高温純水）中で生じる、ニッケル基合金の粒界型応力腐食割れをPWSCCと呼ぶ ④ウォータージェットピーニング工事：金属表面に高圧ジェット水を吹き付けることにより、金属表面の引張残留応力を圧縮応力に変化させる。 ⑤690系ニッケル基合金：C,0.03% Cr,30% Fe,9.5% Ni,60% 600系ニッケル基合金の改良材で耐SCC性が極めて優れている。</p>			
主要因		教訓とすべき対象者	
チェックボックス		チェックボックス	
<input type="checkbox"/>	当時の技術レベルでは不可抗力	<input type="checkbox"/>	設計者
<input type="checkbox"/>	情報伝達不備・不足	<input type="checkbox"/>	製作者 / 建設担当者
<input type="checkbox"/>	担当者不勉強/教育不十分/意識不測	<input type="checkbox"/>	検査者
<input type="checkbox"/>	指示ミス	<input type="checkbox"/>	使用者
<input type="checkbox"/>	うっかり、ぼんやり	<input type="checkbox"/>	メンテナンス者
<input type="checkbox"/>	その他	<input type="checkbox"/>	その他

図1. 原子炉出口管台の模式図

