

大飯発電所3号機の定期検査状況について
(原子炉容器上部ふた制御棒駆動装置管台からの漏えいの原因・対策)

このことについて、関西電力株式会社から下記のとおり連絡を受けた。

記

大飯発電所3号機(加圧水型軽水炉;定格電気出力118.0万kW)は、第10回定期検査中の5月4日、原子炉容器上部ふた管台全数(70箇所)の外観目視点検^{*1}を行うために、その準備作業を行っていたところ、制御棒駆動装置取付管台(47)の付け根付近に白い付着物が確認され、点検の結果、付着物の主成分はほう酸であり、当該管台からの漏えいであると判断した。

また、他の管台(69箇所)についても点検を行ったところ、新たに原子炉容器温度計測用素子ハウジング管台(67)の側面や付け根付近で付着物が確認されたが、残り68箇所については異常は認められなかった。この事象による環境への放射能の影響はない。

*1: 国内外のPWRプラントにおいて、600系ニッケル基合金を用いた1次冷却材系統の溶接部で応力腐食割れが発生した事例に鑑みた点検。

[47管台の調査結果]

- ・当該管台について、サーマルスリーブを切断し、ヘリウムリークテスト^{*2}、渦流探傷検査(ECT)、浸透探傷検査(PT)、超音波探傷検査(UT)等の詳細な調査を実施した結果、管台溶接部表面において、約270°(原子炉容器中心方向側)付近で漏えいの原因となる欠陥指示が確認された。また、上部ふた母材部および管台母材部では割れ等の欠陥は認められなかった。
- ・指示が認められた箇所について、金属組織観察(スンプ観察^{*3})を行った結果、約0.5mm手入れ後では、径方向の割れが7箇所認められ、形状は結晶粒界に沿った直線状の割れであった。さらに当初の表面より、約1mm、約3mmと表面の手入れを行った後、金属組織観察(スンプ観察)を行った結果、割れの長さは長くなり、一部の割れはつながっていた。割れの形状としては結晶粒界に沿った枝分かれした割れが認められた。
- ・以上のことから、当該管台での漏えいは溶接金属内での径方向の割れが貫通したことによるものと推定された。

*2 ヘリウムリークテスト: 漏えいの可能性のある部分の内面側の圧力を下げた状態にして、ヘリウムガスを外面から吹きつけ、内面の漏えい箇所から漏れ出てくるヘリウムガスを検知することで、漏えいの有無を確認する試験。

*3 スンプ観察: 金属組織を調べるため、金属の表面を磨いた後、検査面に膜(フィルム)を貼り付けて微小な凸凹を転写させ、転写した膜(フィルム)上の金属組織を光学顕微鏡で観察する方法。

*4 結晶粒界: 金属を構成する、結晶と結晶の境界。

[67管台の調査結果]

- ・ヘリウムリークテスト、渦流探傷検査および超音波探傷検査の結果、管台母材部および溶接部に、漏えいや有意な欠陥信号指示は認められなかった。
- ・当該管台の点検記録を確認した結果、試運転時（平成3年）において上部のシール部からの漏えいがあったため当該シールの増し締めを行ったことが確認された。このことから、今回認められた付着物は、当時の漏えい跡が残っていたものと推定された。

[以上、平成16年5月6日、7月9日記者発表済み]

[47管台の割れの発生メカニズムの調査]

溶接部表面で観察された割れの特徴として、溶接金属表面より内部の方で割れが長く、形状は結晶粒界に沿った直線状の割れであることが確認されており、代表的な応力腐食割れの特徴と異なることから、割れの発生メカニズム究明のため、以下の調査を実施した。

海外事例調査

- ・米国PWRプラントでの原子炉容器上部ふた管台部から漏えい事例を調査した結果、原因としては、管台母材部あるいは溶接金属部において、1次冷却水中の環境下における応力腐食割れ（PWSCC）の発生や、高温割れ等の溶接施工不良を起点として、応力腐食割れ（PWSCC）が進展したものであることが確認された。

当該管台の調査

- ・当該管台の溶接部の表面仕上げの施工状態を確認した結果、割れが認められた270°付近では、他の部位とは異なり、グラインダー仕上げ後のバフ仕上げ^{*5}の跡が認められなかった。
- ・当該管台溶接部を模擬した試験体を製作し、表面仕上げの施工状態の違いによる表面残留応力への影響を調査した結果、バフ仕上げをした場合、表面の残留応力は圧縮応力になるが、グラインダー仕上げだけの場合はごく表層部に、約770MPaと比較的大きな引張り残留応力が発生することが確認された。
- ・当該部の材料である600系ニッケル基合金の材料試験データを調査した結果、1次冷却材中の環境下において、約300MPa程度の引張り残留応力で応力腐食割れ（PWSCC）が発生する可能性があることが確認された。また、バフ仕上げを行わなかった試験体を用いた材料試験を行った結果でも、応力腐食割れ（PWSCC）が発生することが確認された。

まとめ

- ・調査の結果、割れの特徴や海外事例調査などから、初期に発生した割れは、溶接施工不良等による欠陥の可能性も否定できないが、当該管台の270°付近において溶接部の表面仕上げ（バフ仕上げ）が行われていなかったことに起因して、溶接部表面に比較的高い引張りの残留応力が発生していたことにより、応力腐食割れ（PWSCC）が発生した可能性が高いことが確認された。

*5 バフ仕上げ：

溶接した後は溶接部表面の手入れ加工（研磨）を実施するが、その際の粗研磨に用いるのがグラインダーで、仕上げ研磨として電動工具に取り付けた円形状のワイヤブラシ等（バフ）により細かな研磨を実施することをバフ仕上げという。

[47管台の割れの進展メカニズムの調査]

- ・溶接部内面において、応力腐食割れ（PWSCC）の特徴である結晶粒界に沿った枝分かれた形状の割れが認められていることから、大飯3号機の運転環境下において、割れが進展し貫通に至るかどうかの解析評価を行った。その結果、初期の割れが生じた状態においては、大飯3号機のプラント運転時間（約10万時間）でも割れが溶接部内部を進展し、貫通に至る可能性があることが確認された。

[管台の安全機能に与える影響]

47管台

- ・管台の安全機能である管台の強度、制御棒挿入性、1次冷却系保有水維持、管台の抜け出し防止について、超音波探傷検査（UT）や解析の実施により評価した結果、管台溶接部の割れを考慮しても安全機能に影響を与えるものではないことを確認した。

47管台以外の管台

- ・予備用管台（7管台）を除く62管台について、管台内面から超音波探傷検査（UT）を実施し、その結果をもとに、管台溶接部の周方向のき裂による管台抜け出しに関する評価を行った結果、管台が抜け出すことはないことを確認した。

[推定原因]

管台溶接部において、表面仕上げが不十分であったことに起因して発生した応力腐食割れ（PWSCC）を起点として、1次冷却材中環境下において溶接金属内を応力腐食割れ（PWSCC）が進展し、貫通に至ったことにより、漏えいが発生したものと推定された。なお、初期の割れについては、溶接施工不良等による欠陥の可能性も否定できない。

[対策]

原子炉容器上部ふたの補修等

- ・大飯3号機については、長期的な信頼性確保の観点から、次々回定期検査時に、原子炉容器上部ふたを、管台部について耐食性に優れた690系ニッケル基合金を用いたものに取替える。また、知見を拡充する観点から、上部ふた取替え後、管台部をサンプリングし、詳細な調査を行う計画である。
- ・当面の対策としては、当該管台溶接部について、1次冷却材圧力バウンダリとしての健全性を確保するとともに、応力腐食割れ（PWSCC）の拡大を防止するため、耐食性に優れた690系ニッケル基合金を用いて、溶接部内表面全面を溶接補修する。また、切断したサーマルスリーブについては復旧する。今後、補修に当たって、電気事業法に基づく許認可手続きを開始し、工事方法、構造健全性に関して、国の安全性確認を受けることとする。

今後の点検、漏えい監視の強化等

- ・原子炉容器上部ふたの取替えを行うまでの期間、原子炉運転中において、上部ふた管台部からの漏えいを早期検知するための、漏えい監視装置を設置す

- る。
- ・ 次回の定期検査時に、原子炉容器上部ふた管台部全数について、外観目視点検を行い、漏えいの有無を確認する。
原子炉容器上部ふた管台部に600系ニッケル基合金を使用している他プラント（大飯4号機および高浜3、4号機）の対応
 - ・ 現在、定期検査中の大飯4号機および高浜4号機については、管台部全数について外観目視点検を行い、漏えいが無いことを確認した。また高浜3号機については次回定期検査時に、管台部全数の外観目視点検を行い、漏えいの有無を確認する。なお、管台部全数の外観目視点検については、当面の間、定期検査毎に実施する。
 - ・ 大飯4号機および高浜4号機については今定期検査中に、高浜3号機については次回定期検査時に、念のため、管台部からの漏えいを早期検知するための漏えい監視装置を設置する。
 - ・ 大飯4号機および高浜3、4号機の3基についても、原子炉容器上部ふたの取替えを計画する。

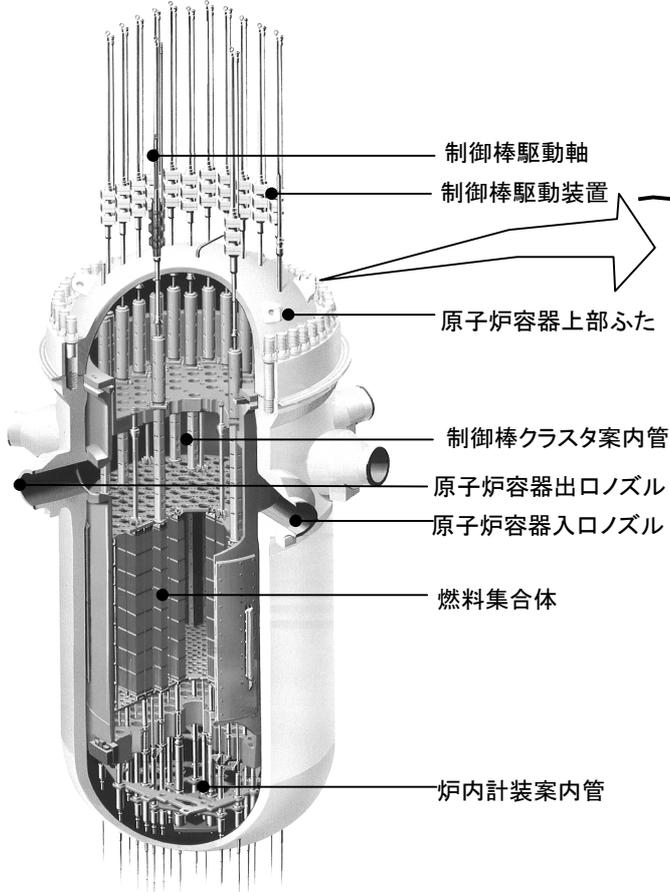
（経済産業省による I N E S の暫定評価尺度）

基準1	基準2	基準3	評価レベル
-	-	0 -	0 -

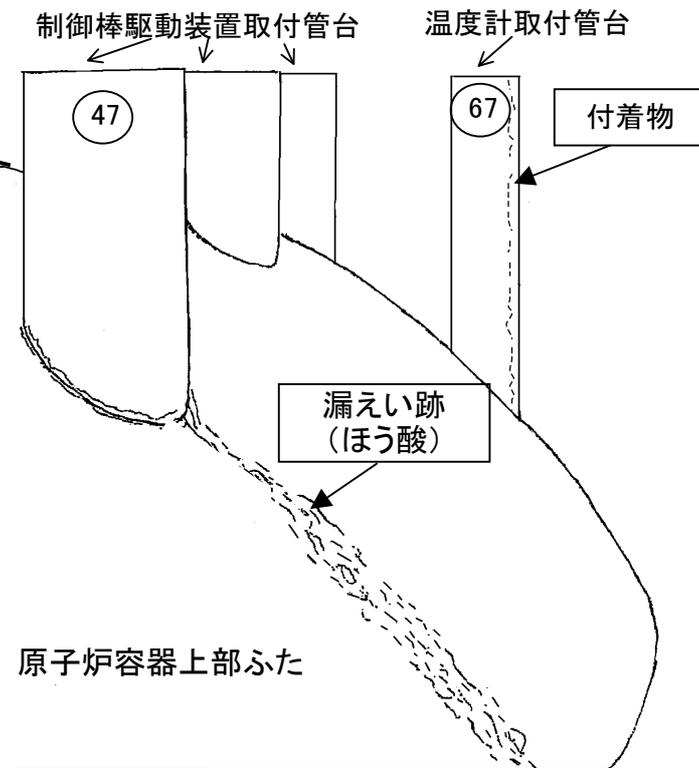
問い合わせ先(担当：嶋崎) 内線2352・直通0776(20)0314
--

原子炉容器上部ふた制御棒駆動装置取付管台の漏えいについて

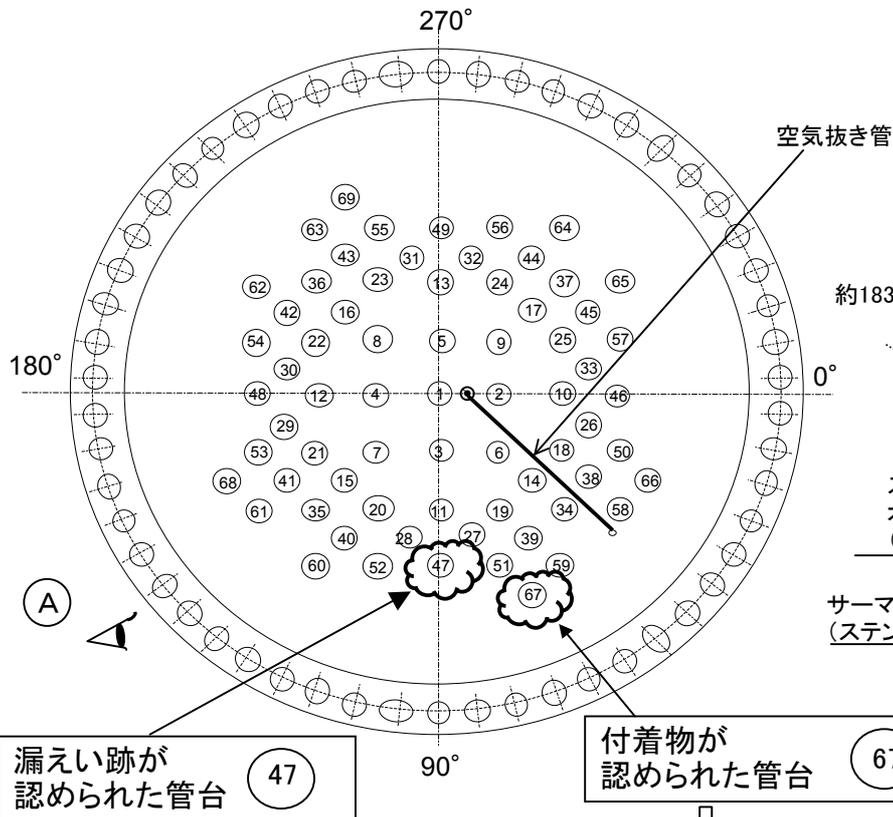
原子炉容器内構造図



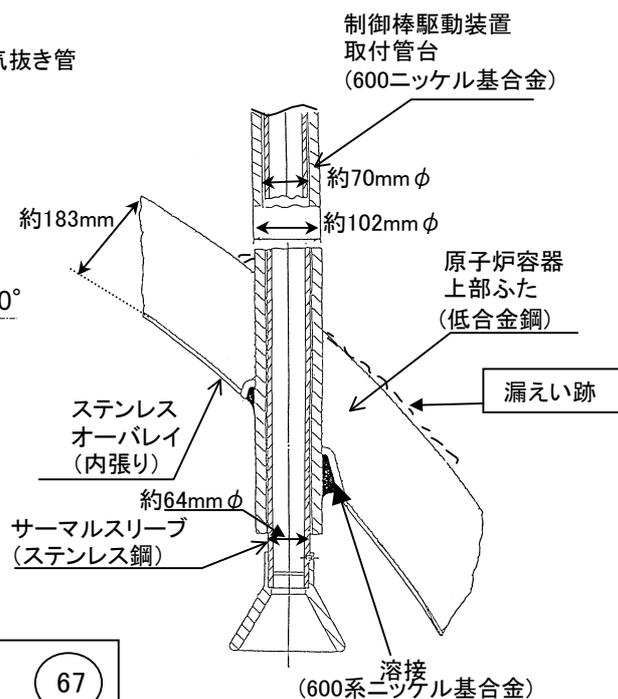
原子炉容器上部ふたの付着物状況図 (A)



上部ふた管台配置図



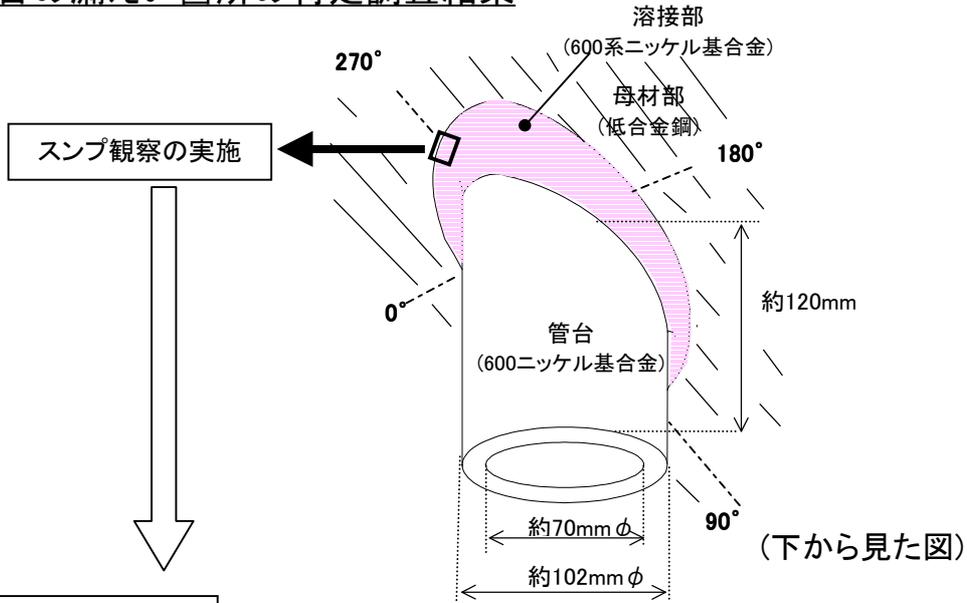
制御棒駆動装置取付管台構造図



調査

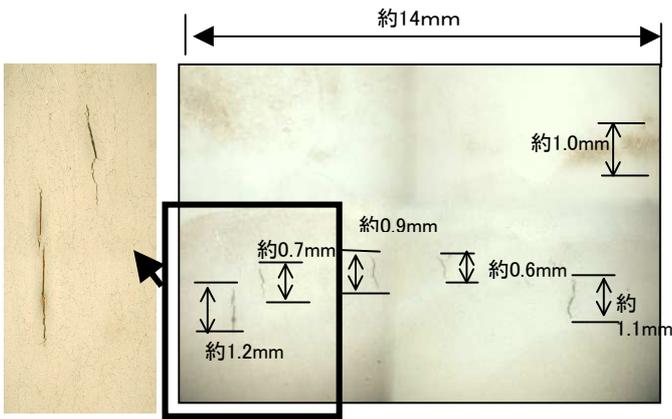
試運転時(平成3年)に上部シール部から漏えいした事象があり、その漏えい跡が残っていた可能性が高いと推定

No. 47管台の漏えい箇所の特定期調査結果



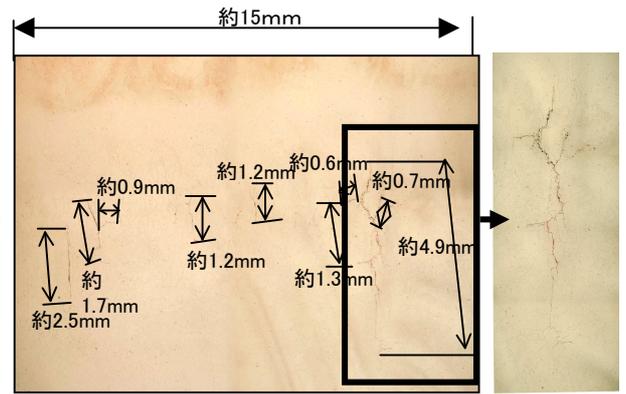
スンプ観察結果

●1回目(手入れ0.5mm): 表層部



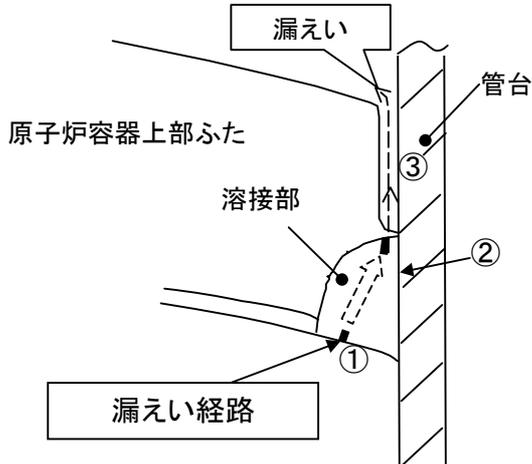
・結晶粒界に沿った直線的な形状

●3回目(手入れ計3mm): 内部



・結晶粒界に沿った枝分かれの形状
・内部にいくほど長くなっている

漏えい推定経路



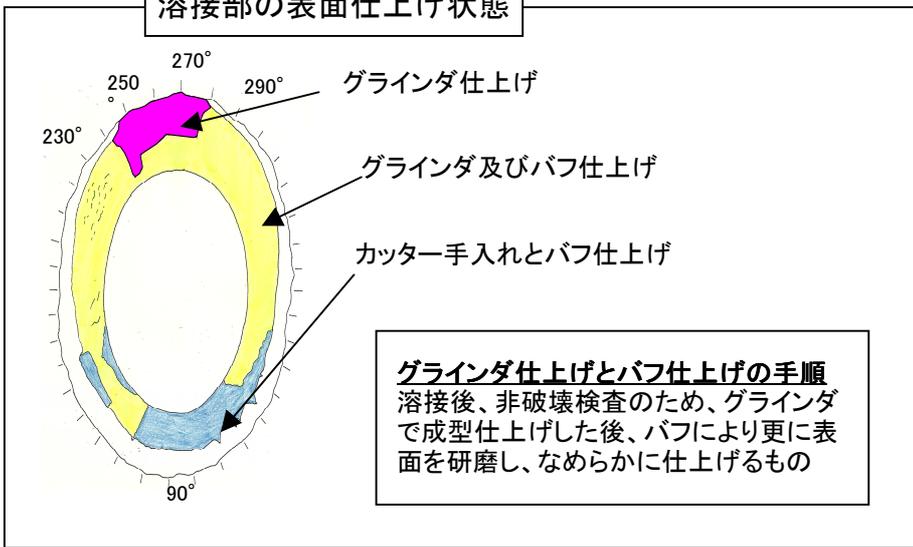
溶接部270°付近の①溶接部表面部から②溶接部上端部が割れの進展により貫通し、③管台と上部ふたのすき間を通じて漏えいしたものと推定

海外事例調査結果

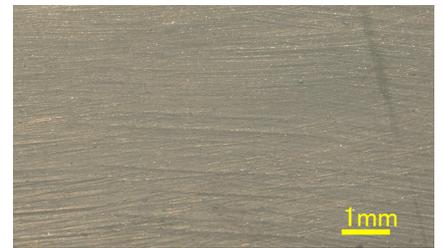
	海外の事例	No. 47管台溶接部観察結果
発生	○PWSCC(残留応力大) あるいは ○高温割れ等の溶接欠陥	○表面手入れ前で指示なし ○0.5mm手入れで、結晶粒界に沿った直線状の割れ ○手入れにより極表層の観察不可
進展	○PWSCC	○3mm手入れ後、結晶粒界に沿った枝分かかれ状の割れ

当該管台の調査

溶接部の表面仕上げ状態



グラインダ及びバフ仕上げの表面状態



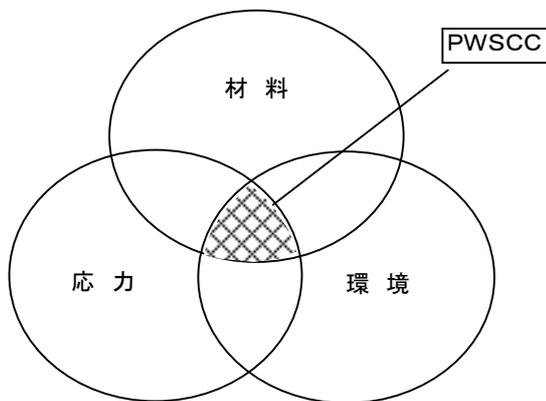
グラインダ仕上げの表面状態



初期割れ発生の原因は、溶接施工によるブローホール等の可能性も否定できないが、溶接部の表面仕上げ(バフ仕上げ)が行われなかったことに起因して、引張り残留応力が発生したことにより応力腐食割れが発生した可能性が高い

グラインダ仕上げの場合は、ごく表層部に約770MPaと比較的大きな引張り残留応力の発生を確認

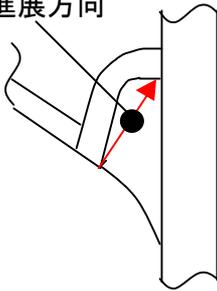
材料試験データ



材 料(600系ニッケル基合金)
高温水中でのPWSCC発生試験
・約300MPa以上でSCC感受性あり
応 力
応力解析
・溶接部内部は引張り応力
環 境
PWSCC発生に関する温度影響確認試験
・約290℃でも進展(運転中環境下)
材料・応力・環境ともPWSCC発生領域
進展はPWSCC

割れの進展評価

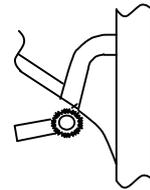
き裂の進展方向



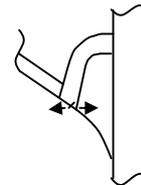
- ①溶接部内部に、PWSCCの特徴である結晶粒界に沿った枝分かれた形状の割れあり。
(PWSCCの特徴)
- ②解析評価にて、割れが進展し、約10万時間でも貫通に至る可能性があることを確認した

推定原因と進展メカニズム

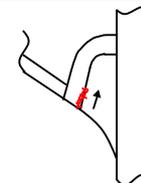
溶接部270°付近はグラインダ後にバフ仕上げ痕が認められなかったことから引張り残留応力が高いと考えられる。なお、溶接時にブローホール等が発生した可能性も否定できない



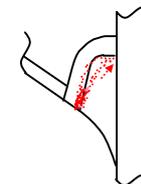
PWSCC(またはブローホール等)により開口が発生



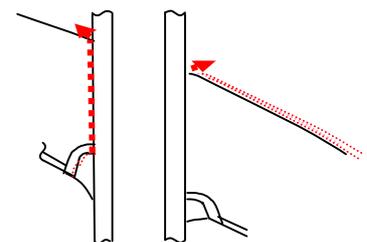
プラント運転中の環境でPWSCCにより、割れが溶接部表面から溶接金属内を半径方向(上方)へ進展



割れが溶接金属と管台の接合ルート部で貫通

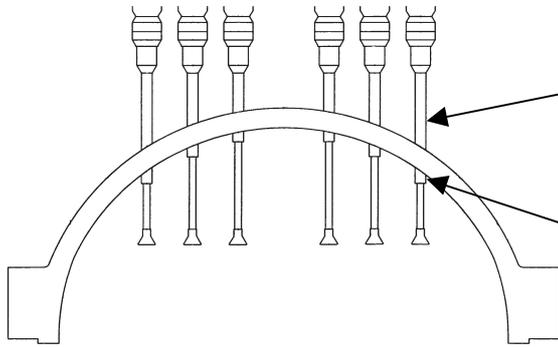


1次冷却水が漏えいし、ほう酸析出



対 策

- ① 次々回定期検査時に、管台部を耐食性に優れた690系ニッケル基合金を用いた原子炉容器上部ふたに取り替える。



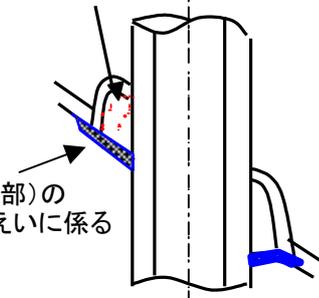
管台本体材料変更
600ニッケル基合金 → 690ニッケル基合金
(耐応力腐食割れ性の向上)

溶接部材料変更
600系ニッケル基合金 → 690系ニッケル基合金
(耐応力腐食割れ性の向上)

- ② 当該管台部の溶接による補修

1次冷却材圧力バウンダリとしての健全性を確保するとともに、PWSCCの進展を防止するため、耐食性に優れた690系ニッケル基合金を用いた溶接補修を実施する。

欠陥(推定)



管台溶接部(漏えい部)の上部ふた管台部漏えいに係る溶接による補修
(690系ニッケル基合金)

- ③ 原子炉容器上部ふた管台漏えい監視装置の設置

原子炉運転中において、原子炉容器上部ふた管台部からの漏えいを早期検知するための、漏えい監視装置(漏えいに伴う湿度の上昇を監視)を設置する。

漏えい検知レベル: 1リットル/時以上
(保安規定運転制限値230リットル/時以上)

原子炉容器上部ふた(上からみた図)

