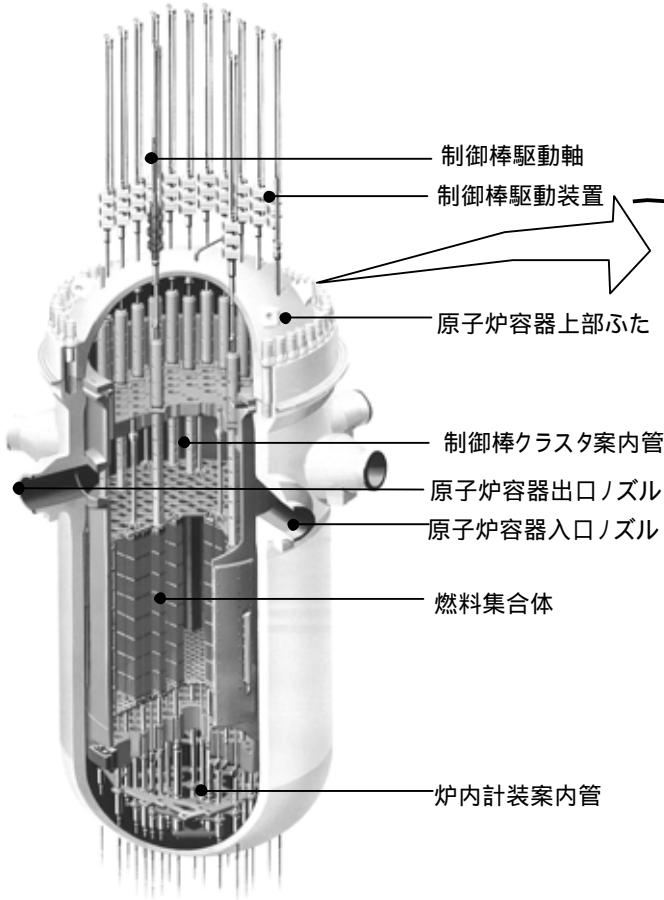
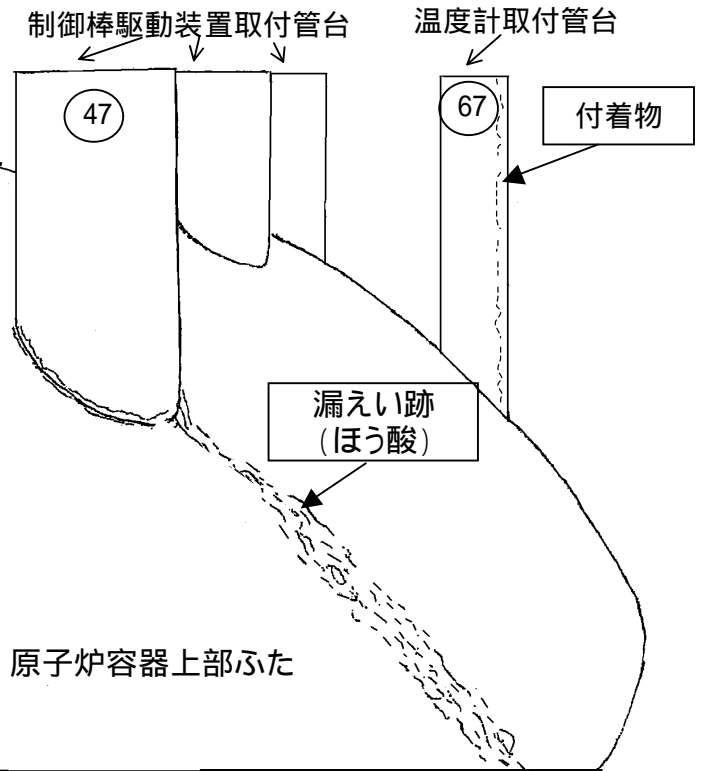


図-2 大飯発電所3号機 原子炉容器上部ふた制御棒駆動装置取付管台の漏えいについて

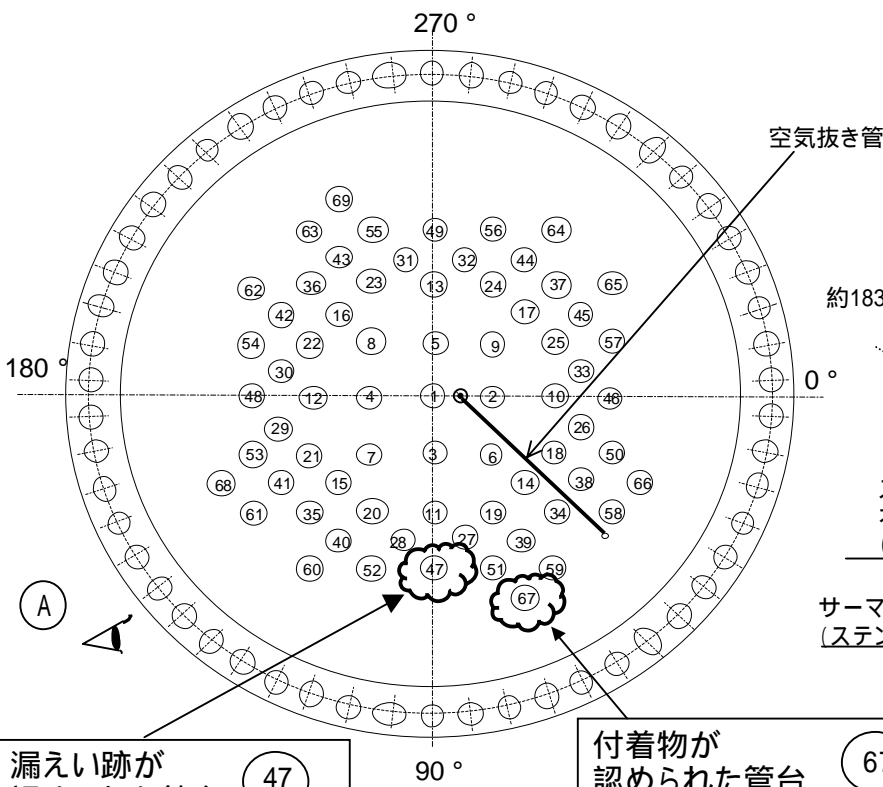
原子炉容器内構造図



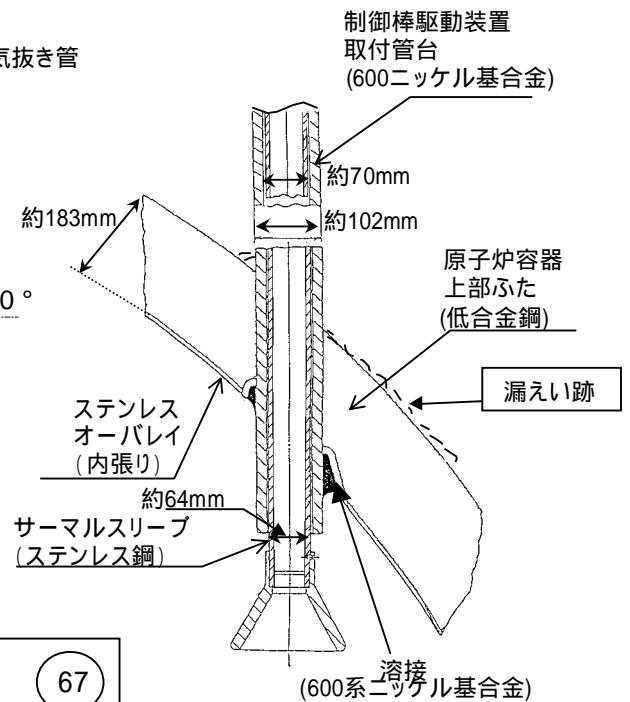
原子炉容器上部ふたの付着物状況図 (A)



上部ふた管台配置図



制御棒駆動装置取付管台構造図



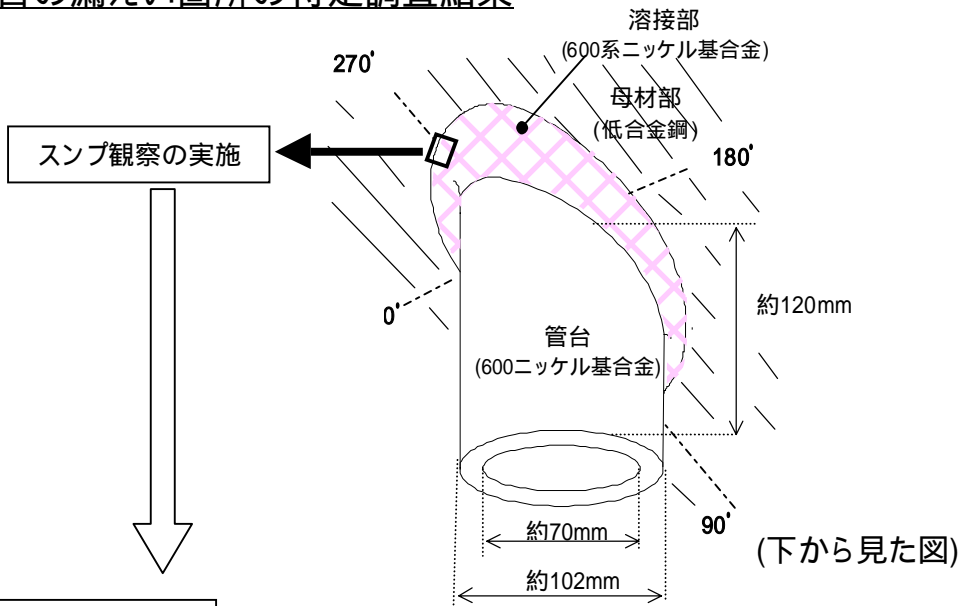
漏えい跡が認められた管台 47

付着物が認められた管台 67

調査

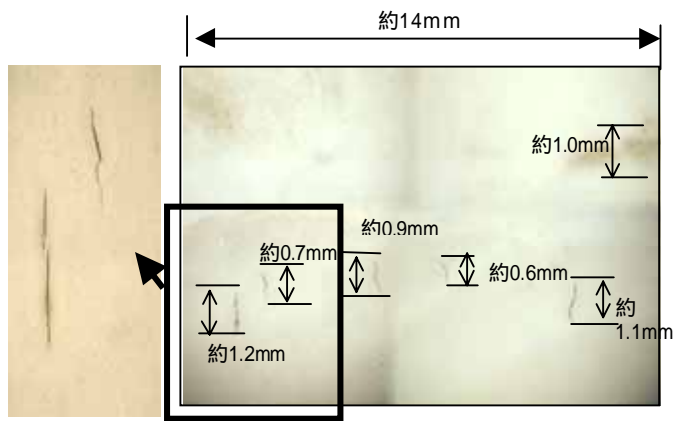
試運転時(平成3年)に上部シール部から漏えいした事象があり、その漏えい跡が残っていた可能性が高いと推定

No. 47 管台の漏えい箇所の特定制調査結果



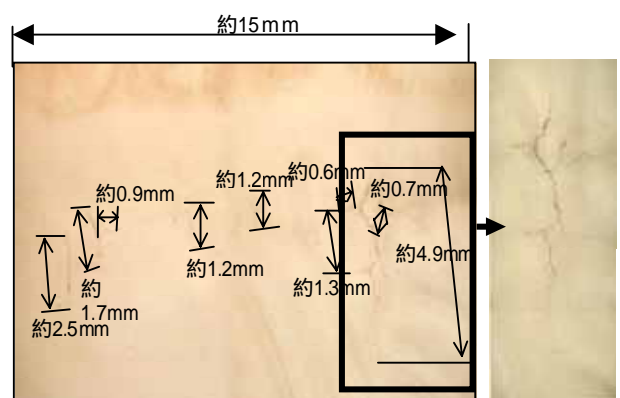
スンプ観察結果

1回目 (手入れ0.5mm) : 表層部



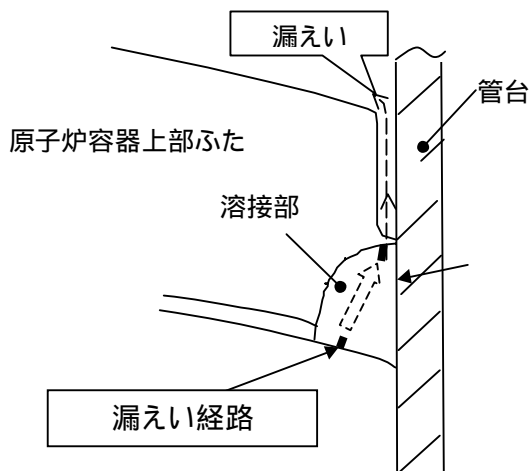
・結晶粒界に沿った直線的な形状

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



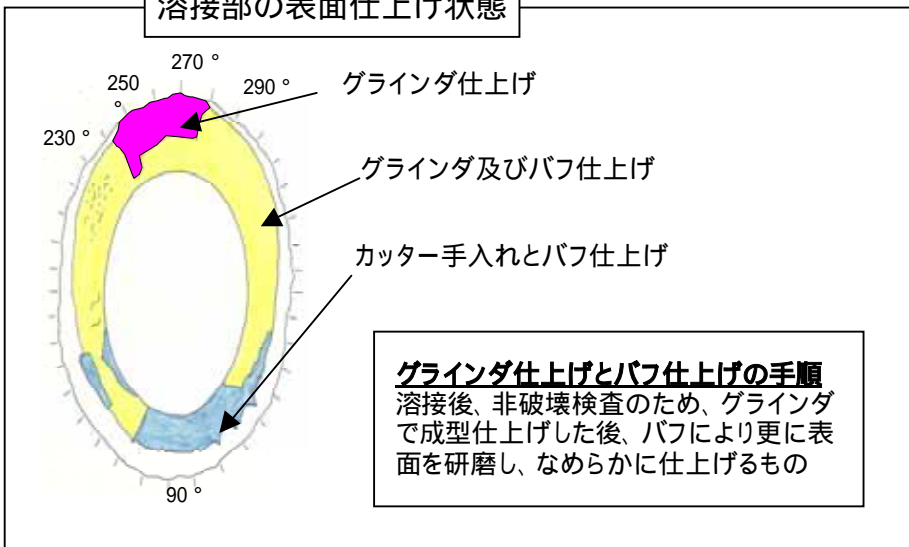
溶接部270°付近の 溶接部表面部から溶接部上端部が割れの進展により貫通し、管台と上部ふたのすき間を通じて漏えいしたものと推定

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 手入れにより極表面の観察不可
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



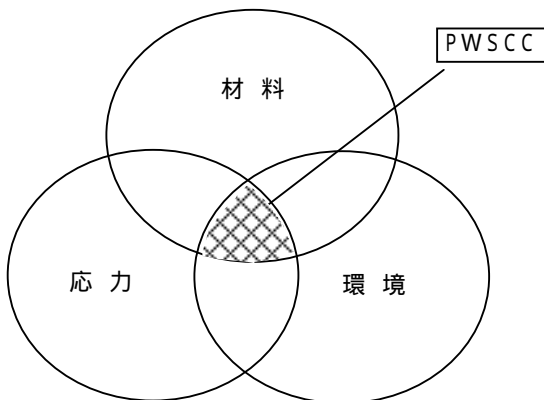
グラインダ仕上げの表面状態



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

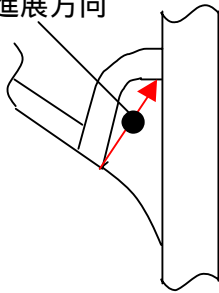
材料試験データ



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

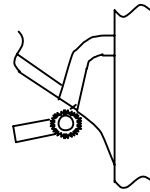


溶接部内部に、PWSCCの特徴である結晶粒界に沿った枝分か裂した形状の割れあり。
(PWSCCの特徴)

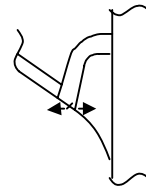
解析評価にて、割れが進展し、約10万時間でも貫通に至る可能性があることを確認した

推定原因と進展メカニズム

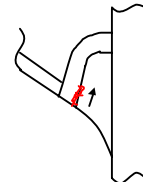
溶接部270°付近はグラインダ後にバフ仕上げ痕が認められなかったことから引張り残留応力が高いと考えられる。なお、溶接時にブローホール等が発生した可能性も否定できない



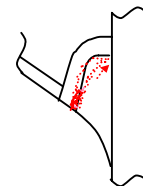
PWSCC (またはブローホール等) により開口が発生



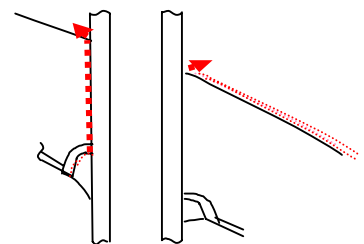
プラント運転中の環境でPWSCCにより、割れが溶接部表面から溶接金属内を半径方向(上方)へ進展



割れが溶接金属と管台の接合ルート部で貫通

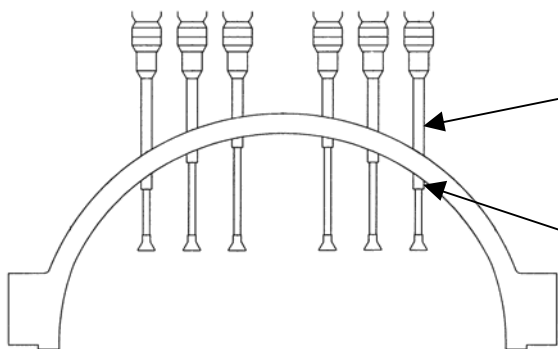


1次冷却水が漏えいし、ほう酸析出



対 策

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。

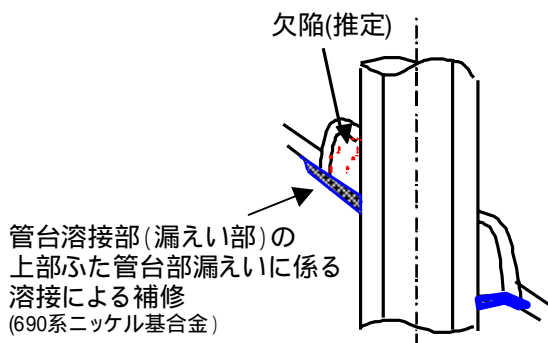


管台本体材料変更
600ニッケル基合金 → 690ニッケル基合金
(耐応力腐食割れ性の向上)

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)

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、PWS C C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。



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)

