

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調査状況)

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<sup>\*1</sup>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。

[平成16年5月6日記者発表済み]

[ 47管台の調査結果 ]

- ・ヘリウムリークテスト<sup>\*2</sup>の結果、原子炉容器上部ふたと管台との溶接部で漏えいが確認されたことから、当該溶接部について渦流探傷検査(ECT)を実施した結果、溶接部約270度(原子炉容器中心方向側)付近に有意な信号指示が確認された。
- ・浸透探傷検査(PT)を実施した結果、当初は有意な指示模様が認められなかったが、ECTにより有意な信号指示が確認された付近について、約0.5mm程度表面を手入れ(切削)し、再度PTを行った結果、微小な線状および点状の指示模様が認められた。
- ・PTにより指示模様が確認された箇所を目張りし、再度ヘリウムリークテストを実施した結果、漏えいは認められなかった。このことから、漏えいは指示模様が確認された位置で発生したもので、それ以外に漏えいはないと判断された。
- ・PTにより指示模様が認められた箇所について、金属組織観察(スンプ観察<sup>\*3</sup>)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

- 1 mm、約 3 mm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。
- ・管台内面から ECT および超音波探傷検査（UT）を行った結果、管台母材部では割れは認められなかった。また UT により、割れが認められた約 270 度付近で径方向の欠陥と推定される信号指示が認められたほかは、有意な信号指示は認められなかった。さらに、上部ふた外表面より当該管台の周囲について超音波探傷検査を行った結果、上部ふた母材部で割れ等の欠陥は認められなかった。
  - ・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の結果、漏えいは認められなかった。
- ・管台内面より渦流探傷検査や超音波探傷検査を実施した結果、管台母材部および溶接部に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。

[ 今後の予定 ]

47管台で認められた漏えいの発生メカニズムを究明するため、引き続き、原因調査を実施する。また現時点で、発電再開時期等の今後の定期検査工程については未定である。

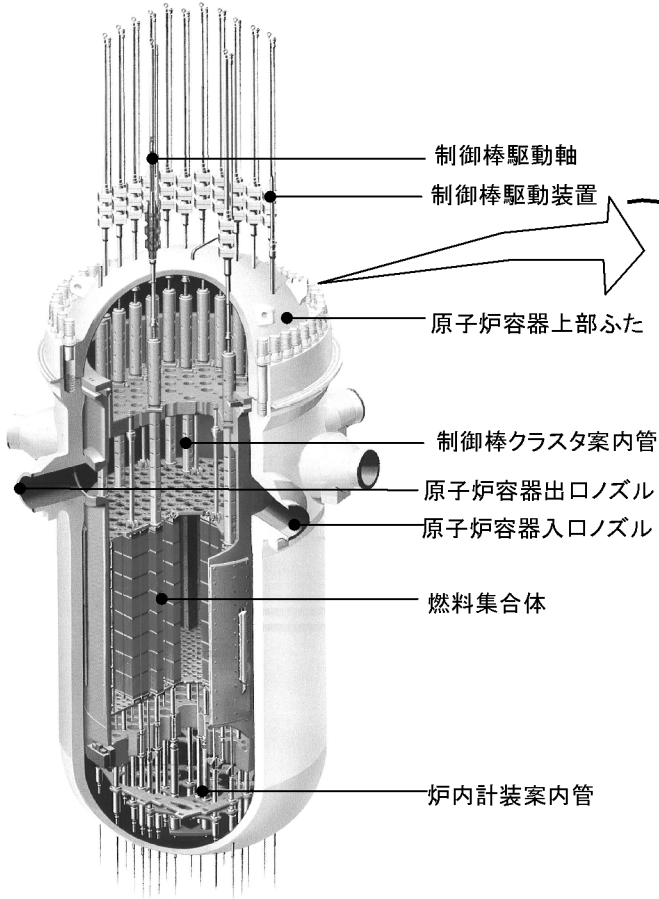
（経済産業省による I N E S の暫定評価尺度）

基準 1	基準 2	基準 3	評価レベル
-	-	0 -	0 -

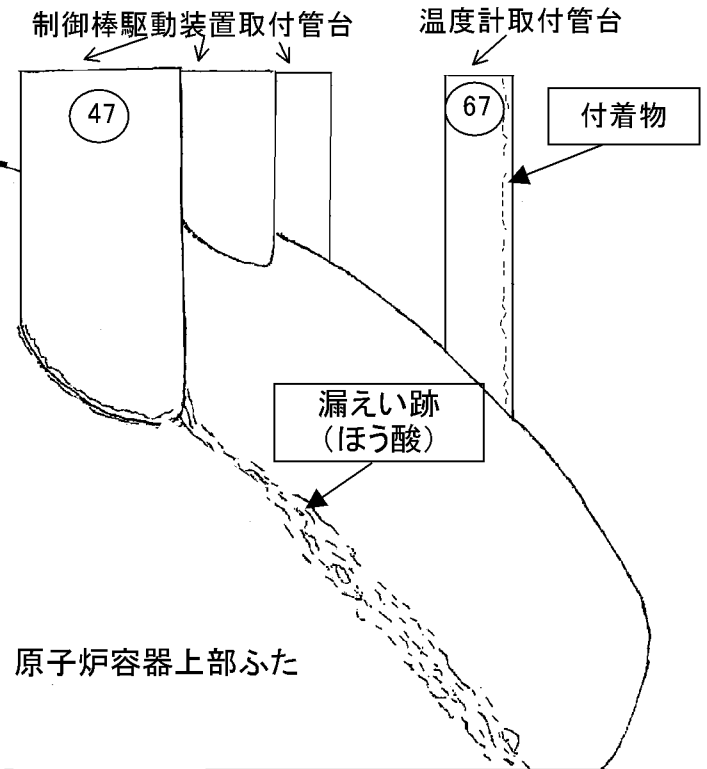
問い合わせ先(担当:嶋崎,小西)  
内線2354・直通0776(20)0314

# 原子炉容器上部ふた制御棒駆動装置取付管台の点検状況

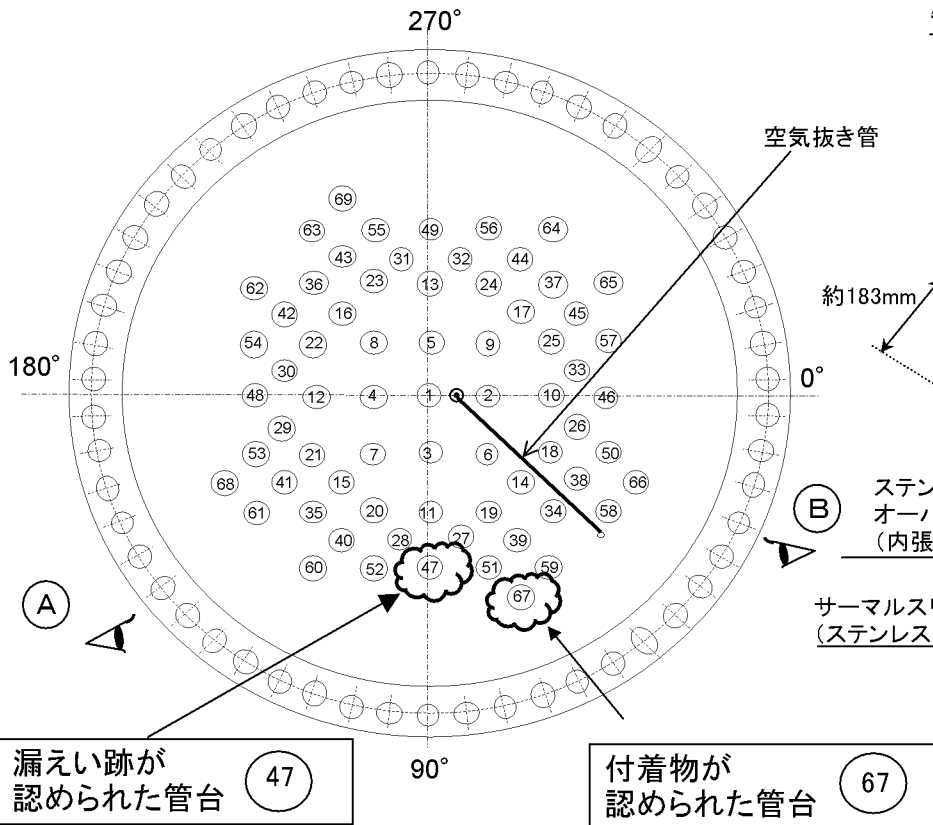
原子炉容器内構造図



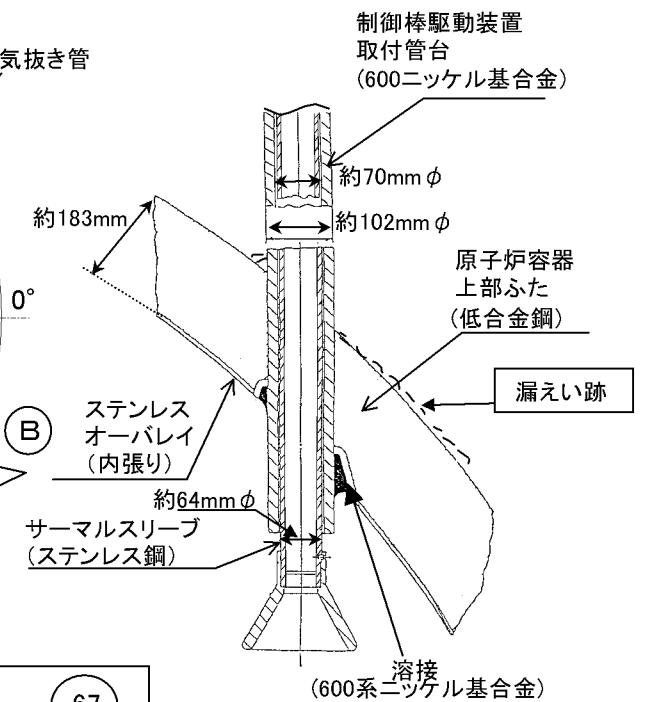
原子炉容器上部ふたの付着物状況図 (A)



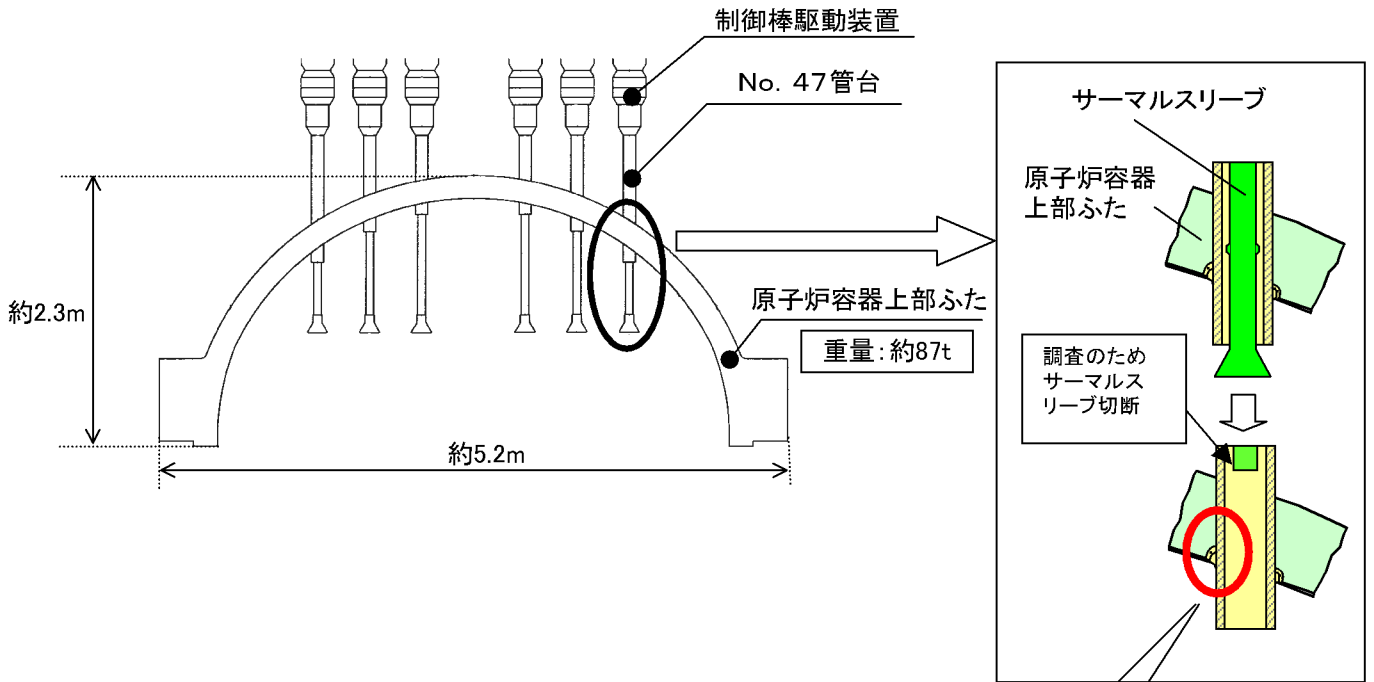
上部ふた管台配置図



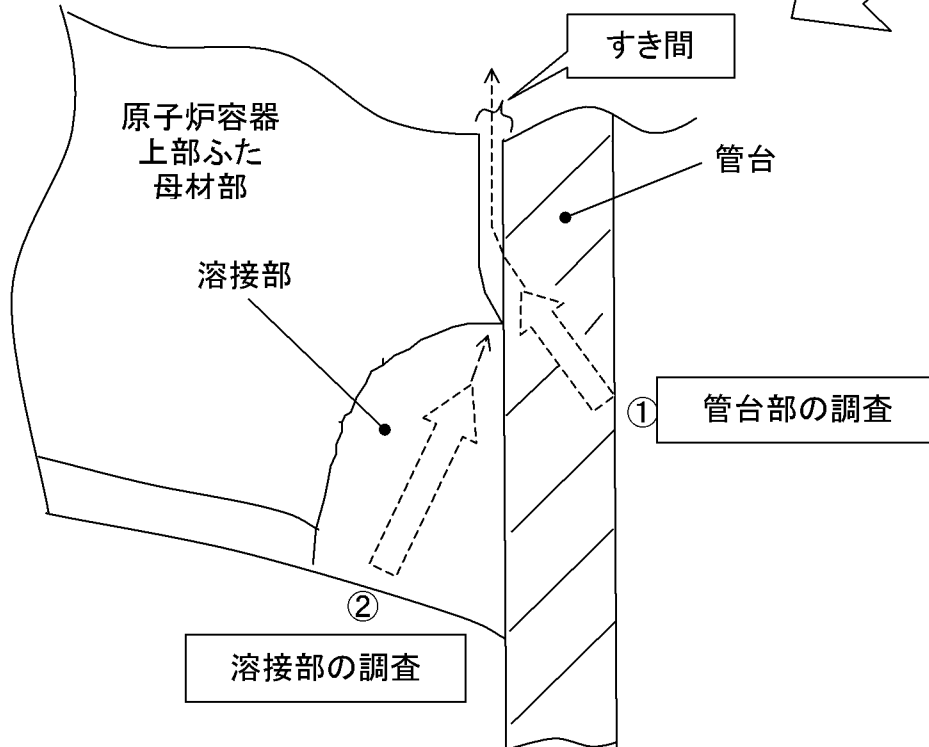
制御棒駆動装置取付管台構造図



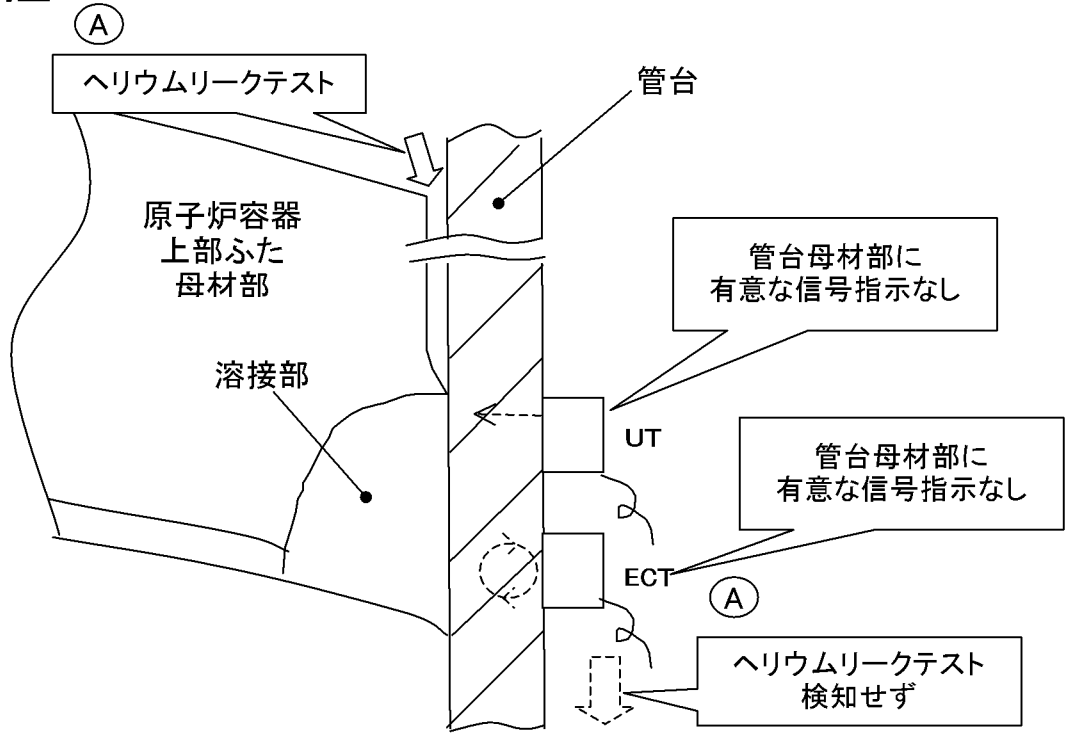
# 原子炉容器上部ふた概要図



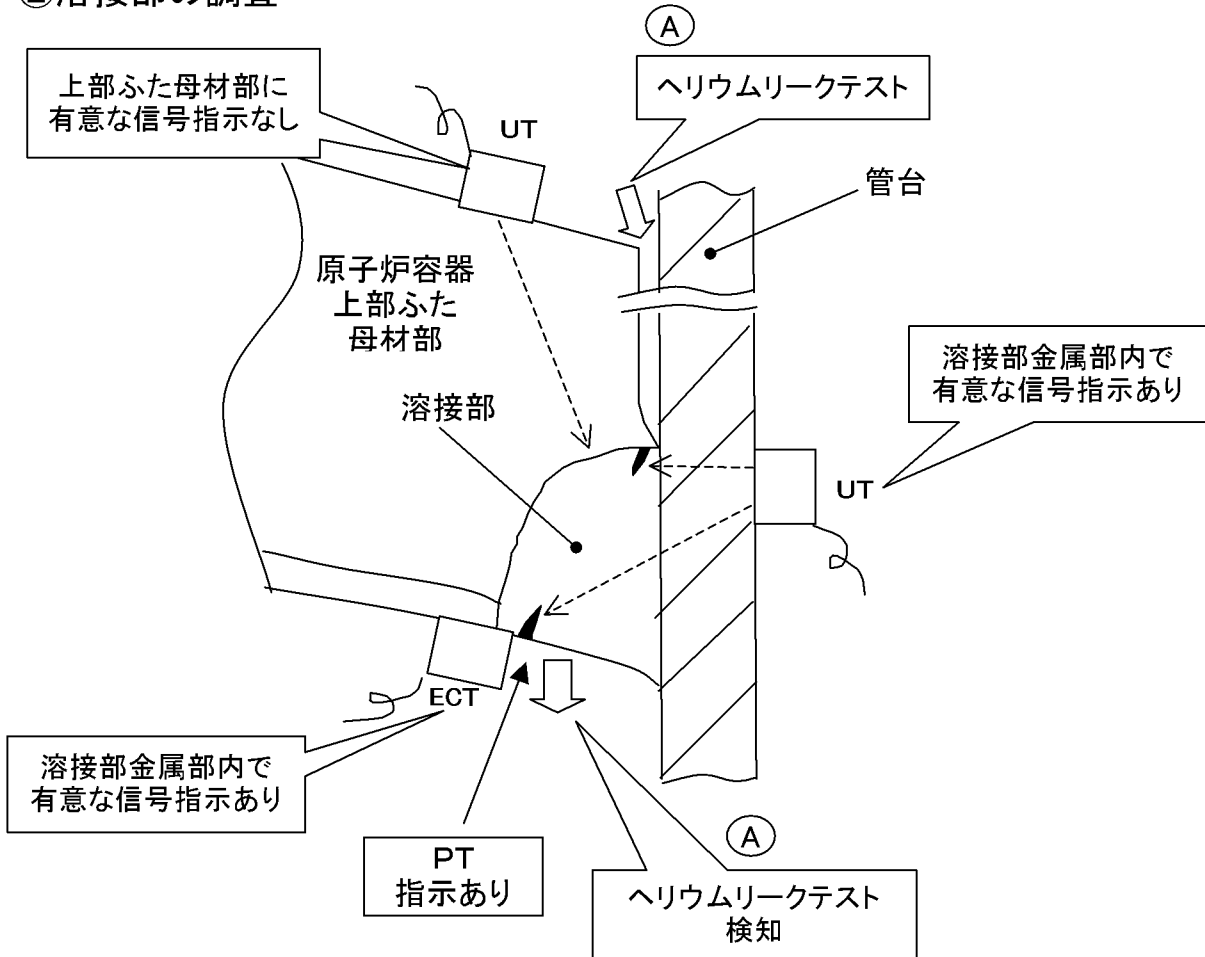
# No.47管台の漏えい部位の調査



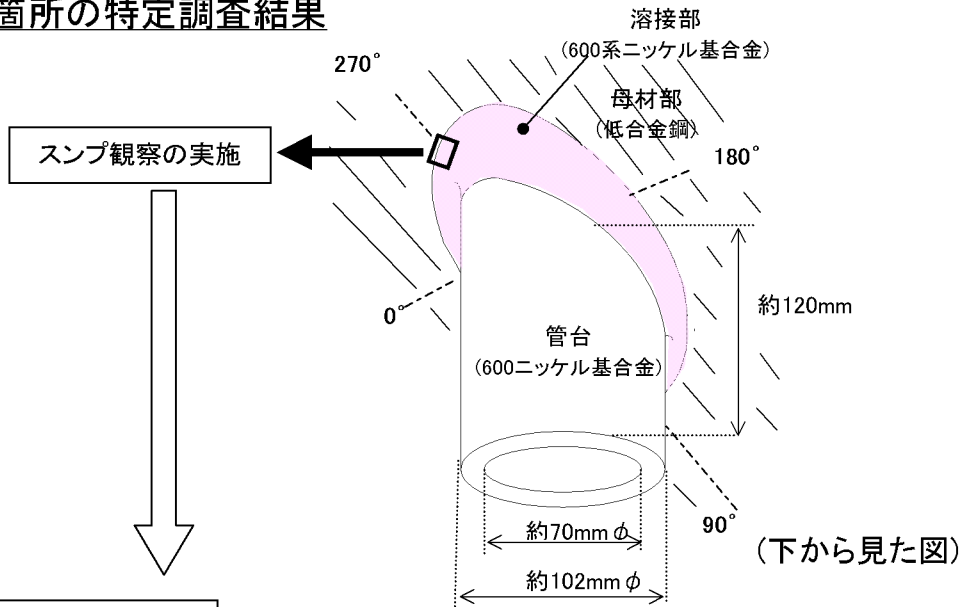
# ①管台部の調査



# ②溶接部の調査

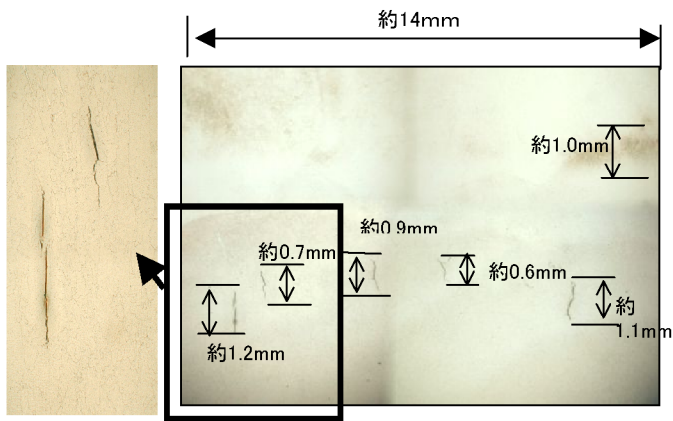


# 漏えい箇所の特定調査結果



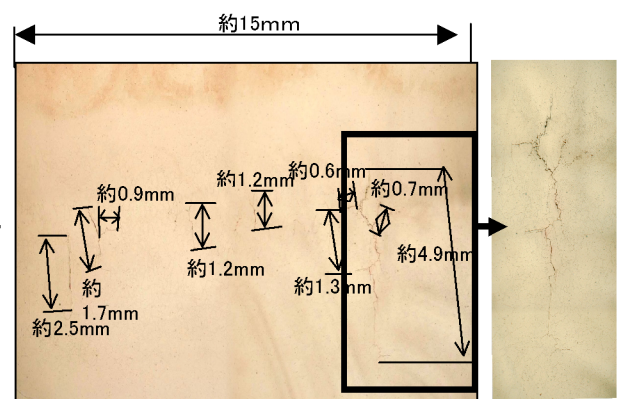
## スンプ観察結果

●1回目(手入れ0.5mm):表層部



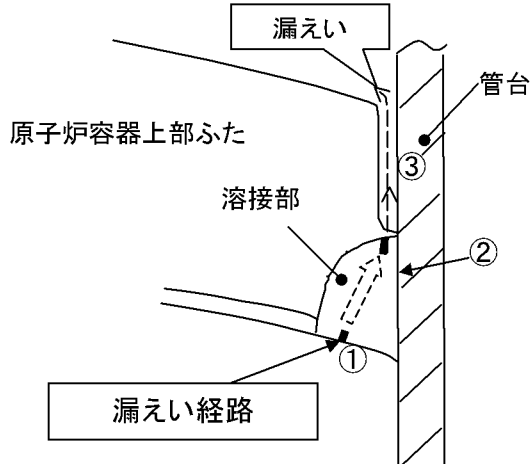
・結晶粒界に沿った直線的な形状

●3回目(手入れ計3mm):内面部



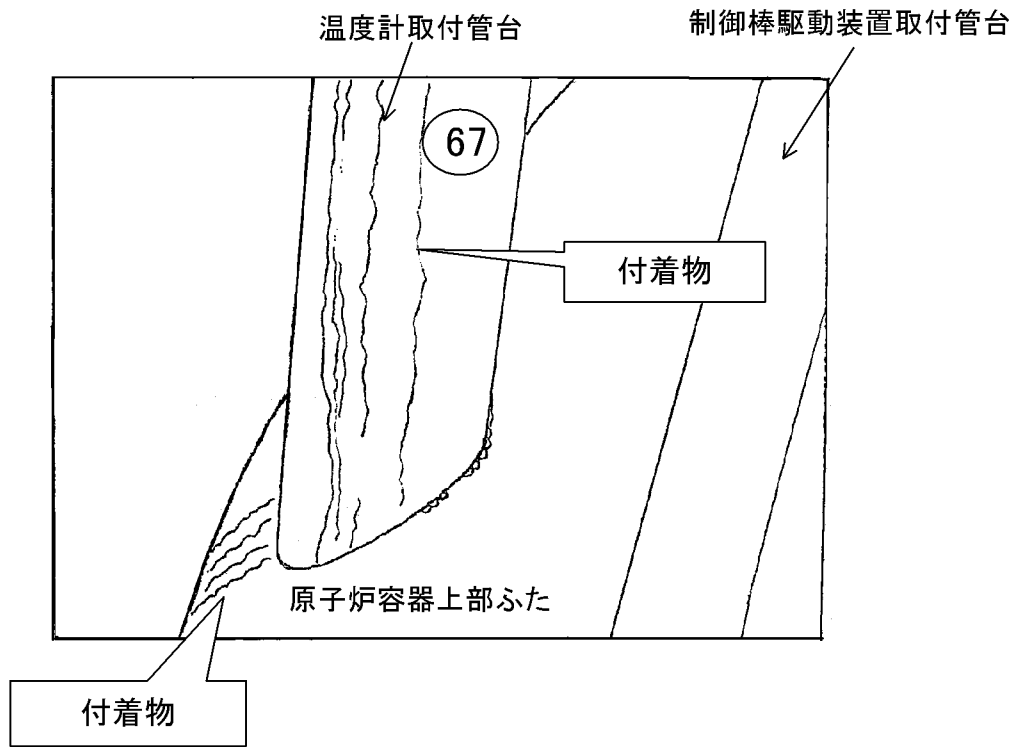
・結晶粒界に沿った枝分かれの形状  
・内面にいくほど長くなっている

## 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、き裂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

# 原子炉容器上部ふたの付着物状況図(No.67管台) (B)



## NO.67温度計取付管台の調査結果

