

- 2004年発表分

プレスリリース

- その他の年のプレスリリース

2004年10月19日
関西電力株式会社



PDFをご覧頂くためには「Adobe Reader」が必要です。
無料ダウンロードサイトはこちらからどうぞ。

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取付管台からの漏えいの原因と対策）

大飯発電所3号機（加圧水型軽水炉 定格電気出力118万キロワット、定格熱出力342万 3千キロワット）は、平成16年4月20日から第10回定期検査を実施していますが、5月4日、原子炉容器上部ふたの管台70箇所の外観目視点検準備を行っていたところ、制御棒駆動装置取付管台1箇所（No.47）の付け根付近に白い付着物（1次冷却水に含まれるほう酸）を確認しました。ほう酸は当該管台の周囲にのみ認められたことから、当該管台からの漏えいであることが確認されました。

また、他の管台（69箇所）についても点検を行ったところ、5月5日、温度計取付管台1箇所（No.67）の側面および付け根付近にも、付着物が確認されました。

[平成16年5月6日 お知らせ済]

その後、制御棒駆動装置取付管台（No.47）の漏えい箇所を特定するため、漏えい経路として考えられる管台および上部ふたと管台との溶接部について、サーマルスリーブを切断して、ヘリウムリークテスト、渦流探傷検査（以下「ECT」）、浸透探傷検査（以下「PT」）、超音波探傷検査（以下「UT」）などの検査を行いました。その結果、ヘリウムリークテストにおいて、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ECTを実施したところ、溶接部の270°付近に有意な信号指示が確認されました。その箇所の手入れ等を行ってPT、スンプで確認したところ浸透指示模様位置に半径方向の割れが認められ、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、さらに手入れして確認したところ、その割れの長さは長くなり、一部の割れはつながっていることが確認されました。割れの形状としては、結晶粒界に沿った枝分かかれた割れが認められました。

以上のことから、制御棒駆動装置取付管台（No.47）での漏えいは溶接金属内での半径方向の割れが貫通し、漏えいに至ったものと推定しました。

温度計取付管台（No.67）については、ヘリウムリークテスト、管内面よりECT、UT検査を実施しましたが、漏えいや有意な信号指示は認められませんでした。また、点検記録を確認した結果、平成3年の建設試運転時において、上部のシール部で1次冷却水（ほう酸水）が漏えいした事象があり、その漏えいしたほう酸が十分に拭き取られず、漏えい跡が残っていた可能性が高いと推定しました。

[平成16年7月9日 お知らせ済]

その後、制御棒駆動装置取付管台（No.47）の溶接部の割れについて詳細に調査を行った結果は以下のとおりです。

1. No.47管台の割れの発生メカニズムの調査

溶接部表面を約0.5mm手入れ実施後割れを観察したところ、結晶粒界に沿った比較的直線状の割れが認められました。その後更に約0.5mm(合計約1mm)、引き続き約2mm(合計約3mm)手入れ実施後に観察された割れの特徴として、溶接金属表面よりも内部の方で割れが長く、結晶粒界に沿った割れであることが確認されています。

このことから、割れの発生は運転中に発生した1次冷却水中の環境下における応力腐食割れ(以下「PWSCC * 1」という)あるいは溶接欠陥等の可能性が考えられます。このため、割れの初期発生メカニズム究明のため、以下の調査を実施しました。

* 1:PWSCC:1次冷却水中の環境下で発生するPWRプラント特有の応力腐食割れ(材料の強度および腐食環境、発生応力の3要素が重なって発生する割れ)

(1)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の漏えい事例を調査した結果、米国における同様の事象は、管台母材部あるいは溶接金属部において、PWSCCもしくは、高温割れ等の溶接施工不良を起点として、PWSCCが進展し貫通したものであると推定されていることが確認されました。

(2)当該管台の調査等

当該管台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、他の部位と異なりグラインダ仕上げ後のバフ仕上げ * 2の跡が認められませんでした。

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、バフ仕上げを行った場合、表面の残留応力は圧縮応力になるが、グラインダ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ました。

当該溶接部の材料である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次冷却水中の環境下において、約300MPa程度の引張り残留応力でPWSCCが発生する可能性があることが確認されました。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、PWSCCの発生が確認されました。

* 2: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で、仕上げ研磨として細かな研磨を実施することをバフ仕上げという。

(3)まとめ

調査の結果、割れの特徴や海外事例調査等から、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についても否定できないものの、当該管台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残留応力が発生していたことにより、PWSCCが発生した可能性が高いことが確認されました。

2. No.47管台の割れの進展メカニズムの調査

管台溶接部内部において、PWSCCの特徴である結晶粒界に沿った枝分かれし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いました。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ました。

3. 管台の安全機能に与える影響評価

(1) No.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、管台の抜け出しについて、解析、UTの実施により評価した結果、安全機能に影響を与えるものではないと考えられます。

(2) No.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なった結果、管台が抜け出すことはないと考えられます。

4. 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PWSCCを起点として、1次冷却水中の環境下において溶接金属内を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ました。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についても否定できません。

5. 対策

(1) 原子炉容器上部ふたの補修等

- ・ 当該管台溶接部について、1次冷却材圧力バウンダリ*3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て管台溶接部全表面に溶接補修を実施することとし、そのための工事方法、構造健全性に関して国の安全性確認を受けるため、電気事業法に基づく許認可のための手続きを開始します。

- ・ 大飯3号機については、長期的な信頼性確保および保守性の観点から、次々回定期検査時に、管台部(溶接部および母材部)に耐食性に優れた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こととします。また、知見を拡充する観点から、原子炉容器上部ふた取り替え後、管台部をサンプリングし、詳細な調査を行います。

*3: 原子炉圧力容器や、1次系配管など、事故時に冷却水を高温・高圧に保持するための、圧力を

保持する器壁や管壁の総称

(2) 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り替えを行うまでの期間、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、漏えい監視装置を設置します。

- ・ 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、保温材を取り外して外観目視点検を行い、漏えいの有無を確認します。

(3) 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大飯4号機、高浜3号機、高浜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、漏えいがないことを確認しました。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します。

なお、管台部全数の外観目視点検については、当面の間、定期検査毎に実施します。

- ・ 高浜4号機および大飯4号機は今定期検査中に、また高浜3号機につい

ては次回定期検査時に、念のため、漏えい監視装置を設置し、漏えい監視の強化を図るとともに、690系ニッケル基合金を用いた原子炉容器上部ふたへの取り替えを計画します。

（経済産業省によるINESの暫定評価）

基準1	基準2	基準3	評価レベル
-	-	0-	0-

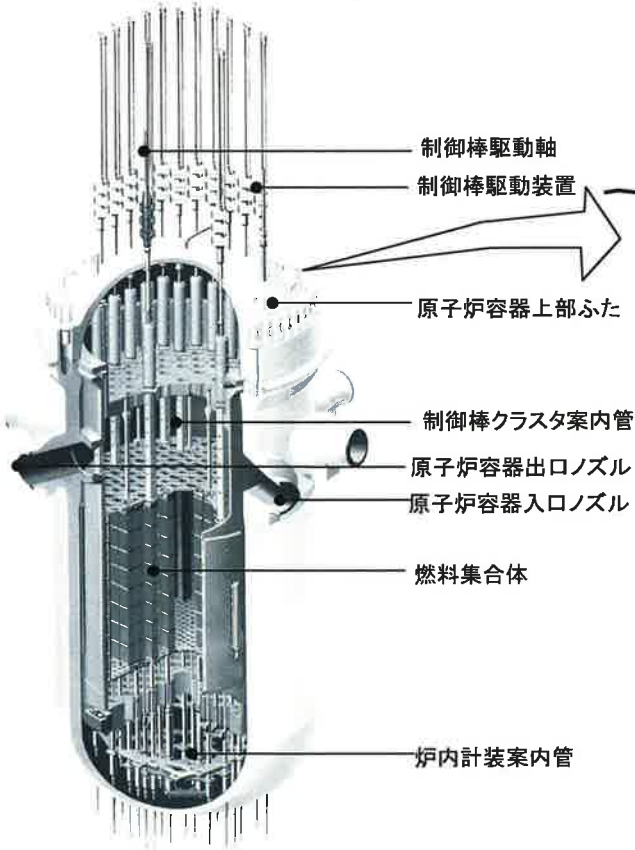
以上

[参考資料](#)

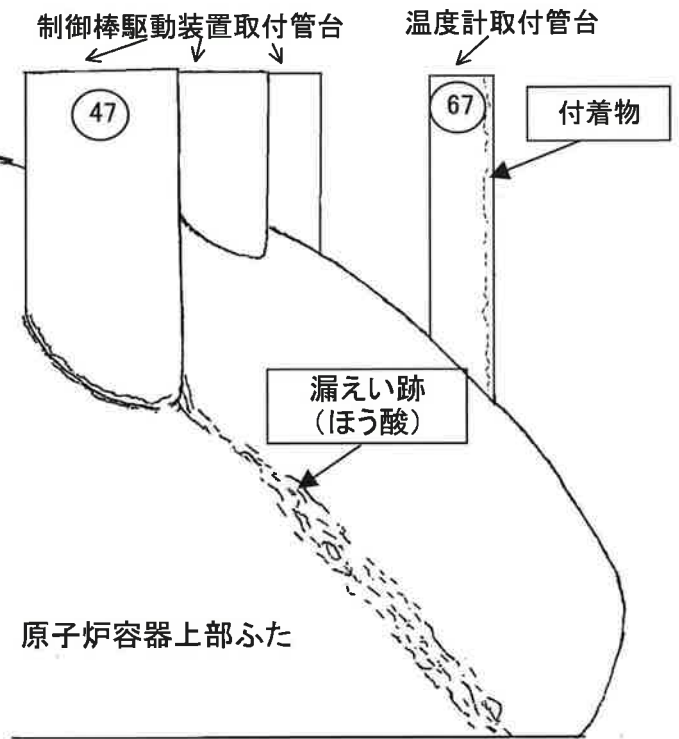
[▲ このページのトップへ戻る](#)

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

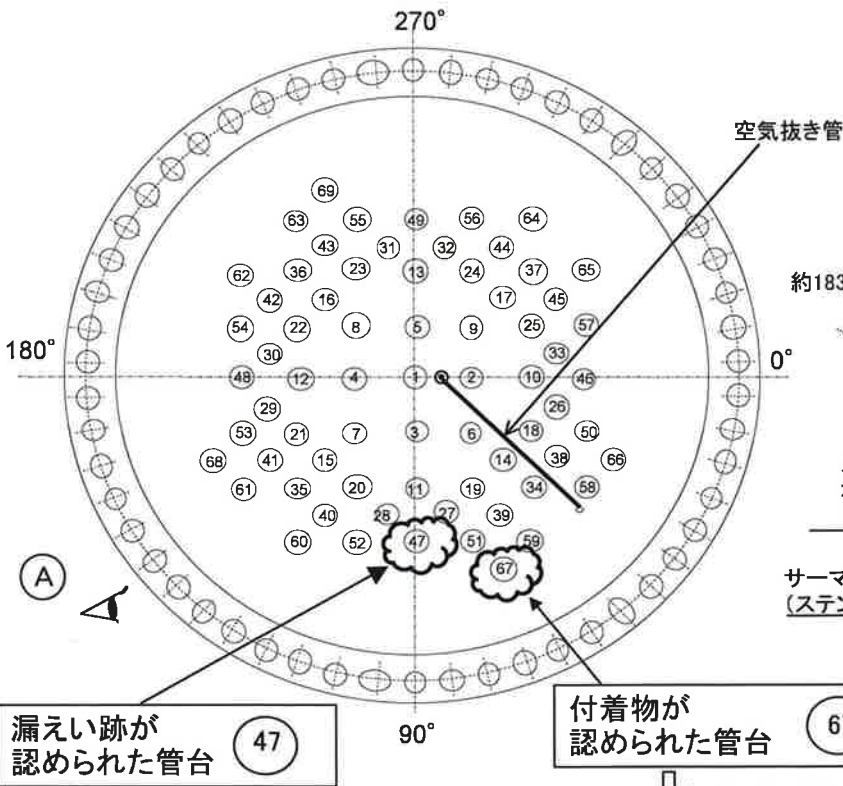
原子炉容器内構造図



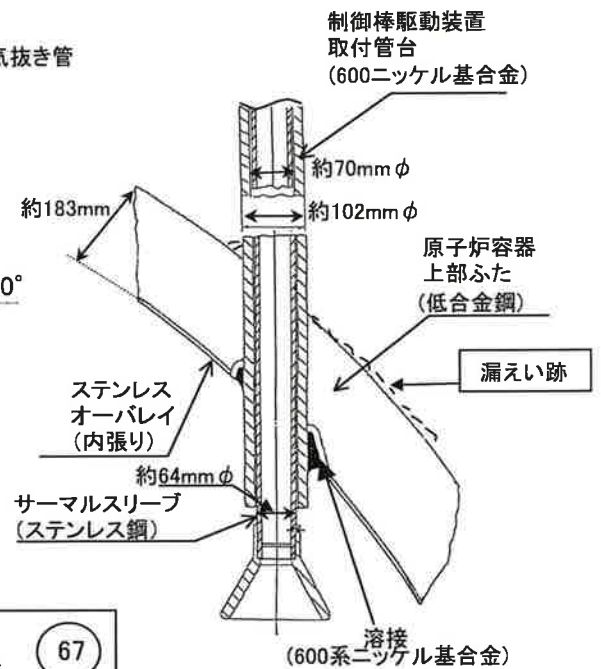
原子炉容器上部ふたの付着物状況図 (A)



上部ふた管台配置図

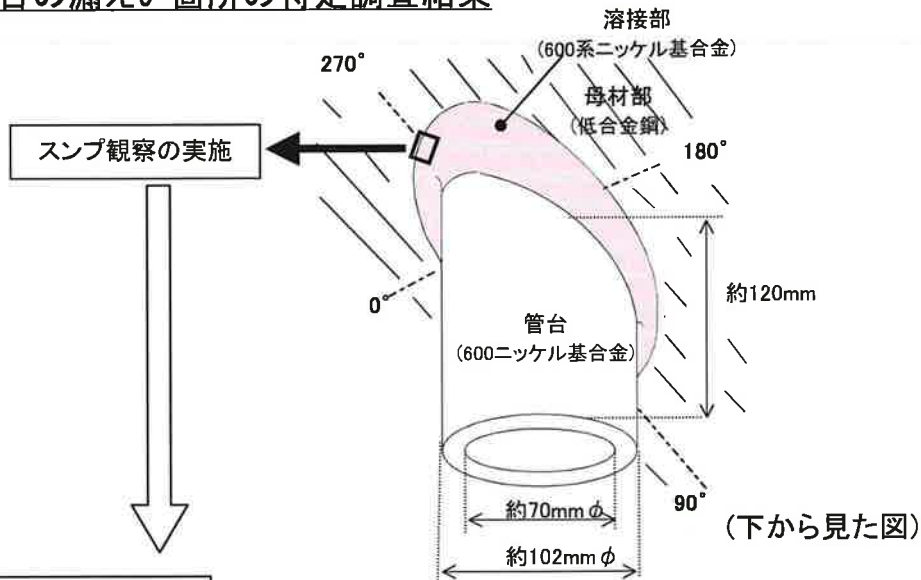


制御棒駆動装置取付管台構造図



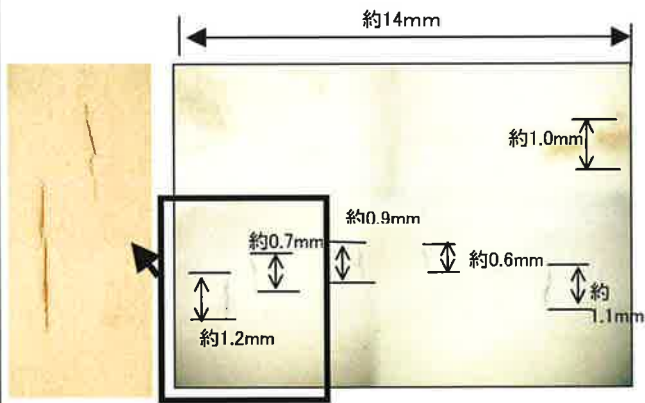
試運転時(平成3年)に上部シール部から漏えいした事象があり、その漏えい跡が残っていた可能性が高いと推定

No. 47管台の漏えい箇所の特定調査結果



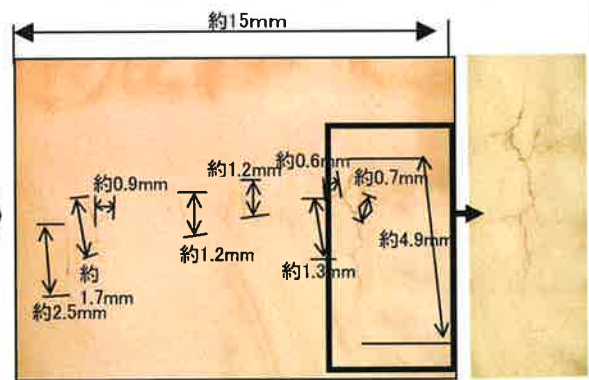
スンプ観察結果

●1回目(手入れ0.5mm):表層部



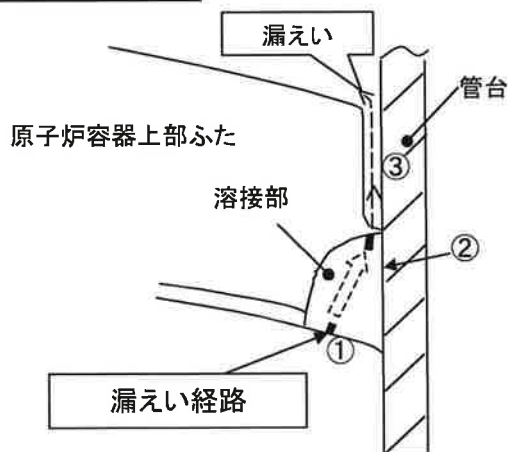
・結晶粒界に沿った直線的な形状

●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



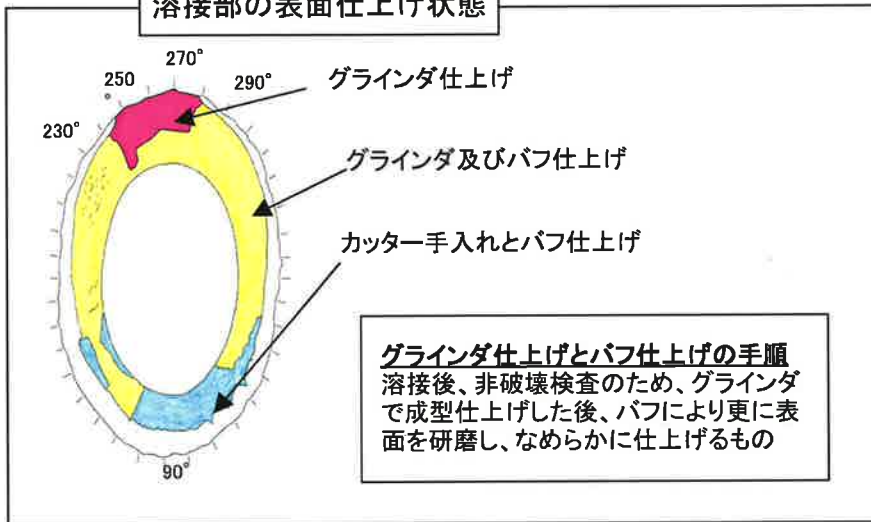
溶接部270°付近の①溶接部表面部から②溶接部上端部が割れの進展により貫通し、③管台と上部ふたのすき間を通じて漏えいしたものと推定

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

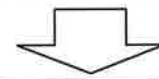
溶接部の表面仕上げ状態



グラインダ及びバフ仕上げの表面状態



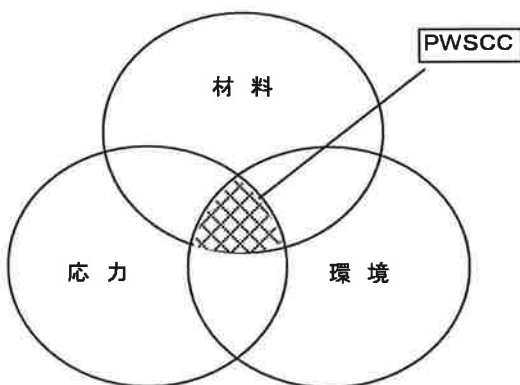
グラインダ仕上げの表面状態



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

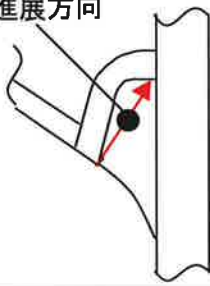
・約290°Cでも進展(運転中環境下)

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

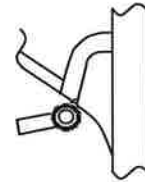


①溶接部内部に、PWSCCの特徴である結晶粒界に沿った枝分かかれた形状の割れあり。
(PWSCCの特徴)

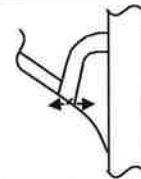
②解析評価にて、割れが進展し、約10万時間でも貫通に至る可能性があることを確認した

推定原因と進展メカニズム

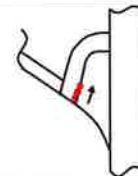
溶接部270°付近はグラインダ後にバフ仕上げ痕が認められなかったことから引張り残留応力が高いと考えられる。なお、溶接時にブローホール等が発生した可能性も否定できない



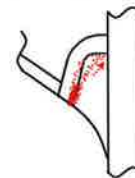
PWSCC(またはブローホール等)により開口が発生



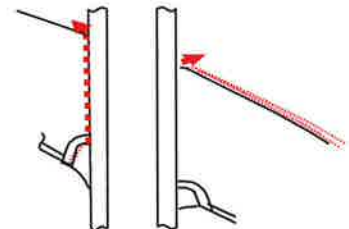
プラント運転中の環境でPWSCCにより、割れが溶接部表面から溶接金属内を半径方向(上方)へ進展



割れが溶接金属と管台の接合ルート部で貫通

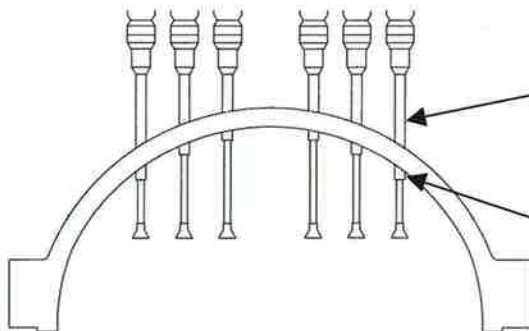


1次冷却水が漏えいし、ほう酸析出



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)

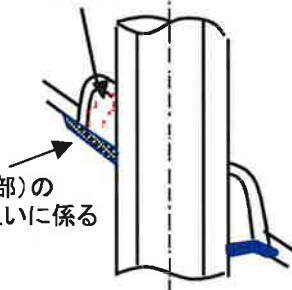
溶接部材料変更
600系ニッケル基合金 → 690系ニッケル基合金
(耐応力腐食割れ性の向上)

- 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。

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)

欠陥(推定)

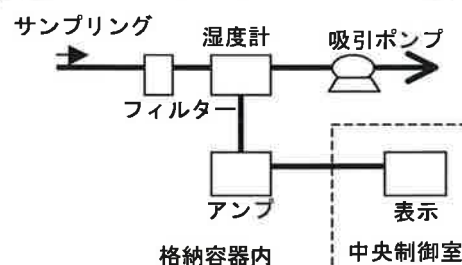
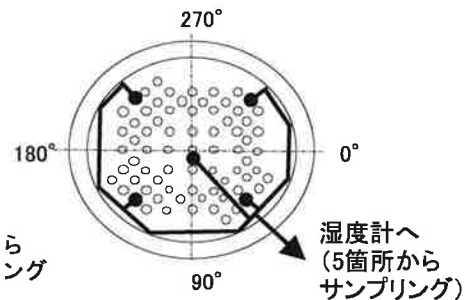
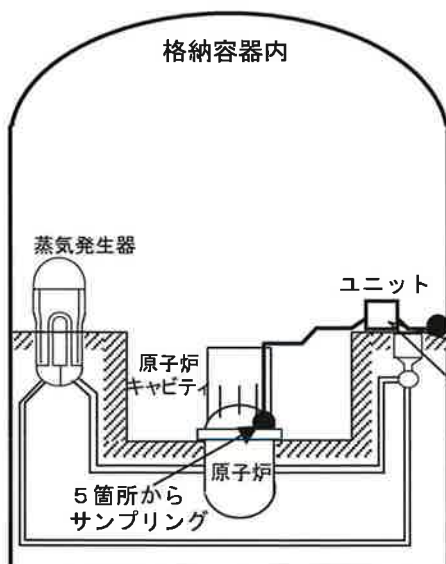


- ③ 原子炉容器上部ふた管台漏えい監視装置の設置

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)



プレスリリース

2008年5月26日

関西電力株式会社

大飯発電所3号機の定期検査状況について（原子炉容器Aループ出口管台溶接部で確認された傷について）

大飯発電所3号機（加圧水型軽水炉 定格電気出力118万キロワット、定格熱出力342万3千キロワット）は、第13回定期検査中であり、国内外で発生した600系ニッケル基合金溶接部での応力腐食割れ事象を踏まえ、原子炉容器出入口管台（計8箇所）の溶接部にウォータージェットピーニング工事^{※1}を実施する計画としています。

この工事のため、3月6日から3月10日にかけて、事前に当該溶接部内面の渦流探傷試験（ECT）^{※2}を行ったところ、Aループ出口管台の600系ニッケル基合金溶接部1箇所では有意な信号指示（長さ約10mm）を確認しました。なお、Aループ入口管台およびB、C、D各ループの出入口管台については、有意な信号指示は認められませんでした。

水中カメラにより詳細に点検したところ、傷の形状は複数に折れ曲がるとともに枝分かれました長さ約3mmの割れであり、1次冷却材環境下における応力腐食割れ^{※3}の特徴を有しており、傷の周辺では、引張応力が残留する可能性がある機械加工^{※4}跡を確認しました。これらのことから、1次冷却材環境下における応力腐食割れの可能性が高いと推定しました。

この部位について、超音波探傷試験（UT）^{※5}を行った結果、傷の深さは浅いものと考えられる信号指示でした。

ECTで有意な信号指示が確認されなくなるまで当該部表面の研削を行うこととして、4月22日より研削を開始しましたが、約3.6mm研削した時点で、外観目視観察で傷が確認でき、ECTにおいても有意な信号指示が認められている状況であり、さらに研削した場合、工事計画認可申請書^{※6}に記載している板厚（70mm）を下回る可能性があったことから、記載内容を変更する手続きを国に行い、手続き完了後、研削を再開することとしました。

[平成20年4月17日、5月16日 お知らせ済み]

※1：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。

※2：渦流探傷試験（ECT）

高周波電流を流したコイルを対象となる配管等に接近させることで対象物に渦電流を発生させ、対象物の欠陥に起こった渦電流の変化を電気信号として取り出すことで欠陥を検出する検査。

※3：1次冷却材環境下における応力腐食割れ

1次冷却材環境下で600系ニッケル基合金に発生するPWRプラント特有の応力腐食割れ。（材料、環境および応力の3要素が重なって発生する割れ）

※4：機械加工

溶接により発生する表面の凸凹を切除するとともに、管台とセーフエンド部の段差を無くするため、金属製の刃を周方向に回転させ切削加工すること。

※5：超音波探傷試験（UT）

超音波を使って金属等の内部にある傷を検出する試験。

※6：工事計画認可申請書

発電所の建設工事を開始する前に機器の詳細設計内容について、国に提出する申請書。

傷の深さを確認するため、工事計画認可申請書に記載の板厚を変更（70 mmから64 mm）した後、変更前の工事計画認可申請書の板厚70 mmまで研削（総研削量約4.6 mm）しましたが、外観目視観察で傷が確認でき、ECTで有意な信号指示が認められていることから、当該箇所の板厚は、変更前の板厚70 mmを満足していないものと判断しました。

外観目視観察による傷の長さは、研削深さ約4.6 mmで約12.5 mmとなっていますが、今後、変更後の工事計画認可申請書の板厚64 mmまでの範囲内で、外観目視観察で傷が確認できなくなるとともに、ECTで有意な信号指示が確認されなくなるまで研削を行います。

なお、今後の定期検査工程は未定です。

本事象による周辺環境への影響はありません。

以 上

・添付資料

平成20年5月26日

関西電力㈱大飯発電所3号機 原子炉容器Aループ出口管台溶接部の損傷について

原子力安全・保安院は、本日（5月26日）、関西電力㈱から、大飯発電所3号機（加圧水型：定格電気出力118万キロワット）における、原子炉容器Aループ出口管台溶接部の損傷について、以下のとおり報告を受けた。

1. 関西電力㈱からの報告内容

定期検査中の大飯発電所3号機において、国内外で発生した600系ニッケル基合金溶接部での応力腐食割れ事象を踏まえ、原子炉容器出入口管台溶接部のウォータージェットピーニング工事^{※1}実施前の確認のため渦流探傷試験（以下、「ECT」という）^{※2}を実施したところ、Aループ出口管台溶接部に有意な信号指示が1箇所認められた。

当該溶接部においてECTで有意な信号指示が確認された箇所について、超音波探傷試験^{※3}を実施したところ、傷の深さが特定できない浅い傷と推定した。このため当該部表面約4.6mmまで研削したが、ECTを実施したところ有意な信号指示が確認されたことから、当該部周辺の板厚の実測値約74.6mmに対し、変更前の工事計画認可申請書に記載されている板厚70mmを下回る可能性がある傷と評価されたため、当該部において技術基準上必要な板厚を下回る部分があると判断した。

傷の深さを特定するため、届出された工事計画に記載されている板厚64mmを目途にECTで有意な信号指示が確認されなくなるまで研削を実施する。

なお、Aループ入口及びB～Dループ出入口管台溶接部においてはECTで有意な信号指示が出ていない。

また、本事象に伴う、施設内及び周辺のモニタリングポストの指示値に異常はなく、本事象による周辺環境及び作業員への影響はない。

※1：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工事。

※2：渦流探傷試験（ECT）

高周波電流を流したコイルを対象となる配管等に接触することで対象物に渦電流を発生させ、対象物の欠陥により起こった渦電流の変化を電気信号として取り出すことで欠陥を検出する試験

※3：超音波探傷試験（UT）

超音波を使って金属などの内部にある有害な傷を検出する試験

2. 原子力安全・保安院の対応

本件は、安全上重要な機器等が、技術基準に適合していないと認められたことから、法令に基づく報告を受けたもの。

今後、法令に基づき事業者が行う原因究明及び再発防止策について、確認してまいりたい。

（INESによる暫定評価）

基準 1	基準 2	基準 3	評価レベル
—	—	0—	0—

（本発表資料のお問い合わせ先）

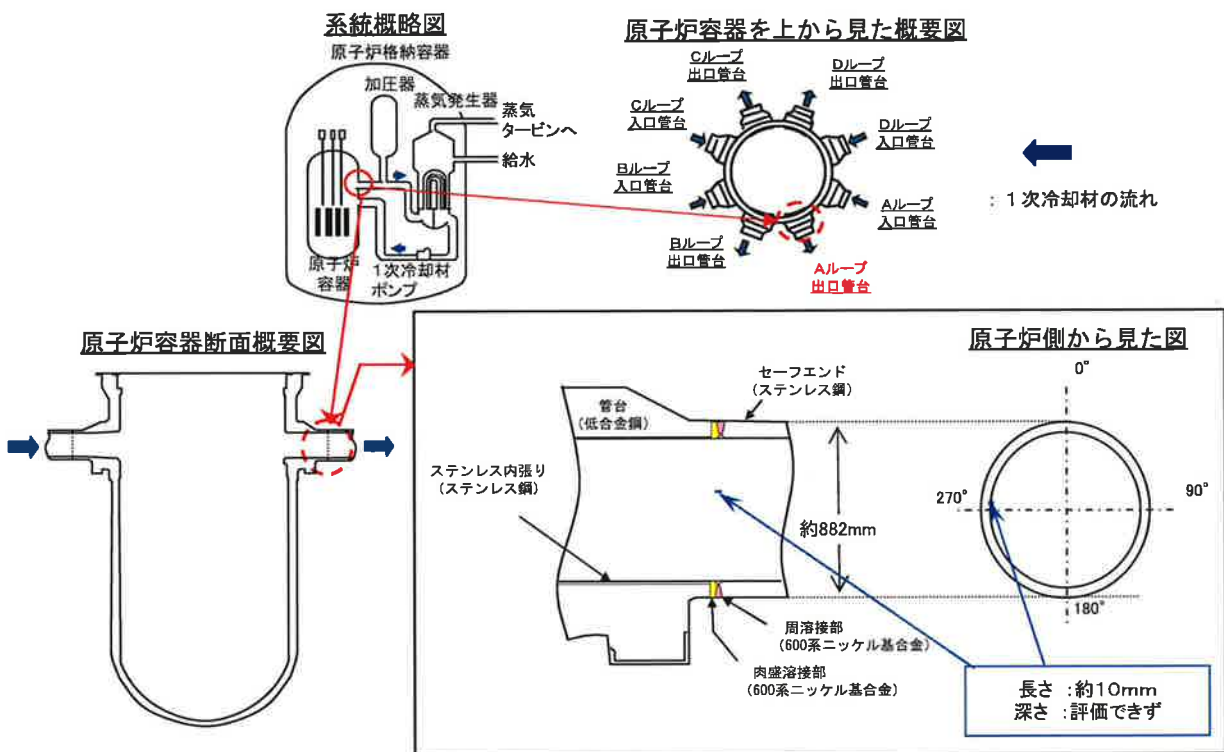
原子力安全・保安院 原子力事故故障対策室

担当者：森下、高須

電話：03-3501-1511（内線4911）

03-3501-1637（直通）

大飯発電所3号機の定期検査状況について
 (原子炉容器Aループ出口管台溶接部で確認された傷について)



研削状況

水中カメラによる目視点検の結果

当該部の断面図

研削前

深さ約3.6mmの研削後の目視点検結果

深さ約4.6mmの研削後の目視点検結果

約74.6mm (工事計画認可申請書記載値:70mm※)
 ※今回、当該部の強度計算を再度行い、工事認可申請書の記載板厚を64mmに変更している。

約3mm

機械加工の跡

傷のスケッチ

管台側

セーフエンド側

約13mm

傷のスケッチ

約12.5mm

傷のスケッチ

管台 (低合金鋼)

セーフエンド (ステンレス鋼)

周溶接部 (600系ニッケル基合金)

肉盛溶接部 (600系ニッケル基合金)

ステンレス内張り (ステンレス鋼)

約882mm

長さ: 約10mm
 深さ: 評価できず

0°

90°

180°

270°

1次冷却材の流れ

事対2045・007

関西電力(株)大飯発電所3号機

原子炉容器Aループ出口管台溶接部の
損傷について

平成20年12月17日
原子力安全・保安院

甲第(44号証)5

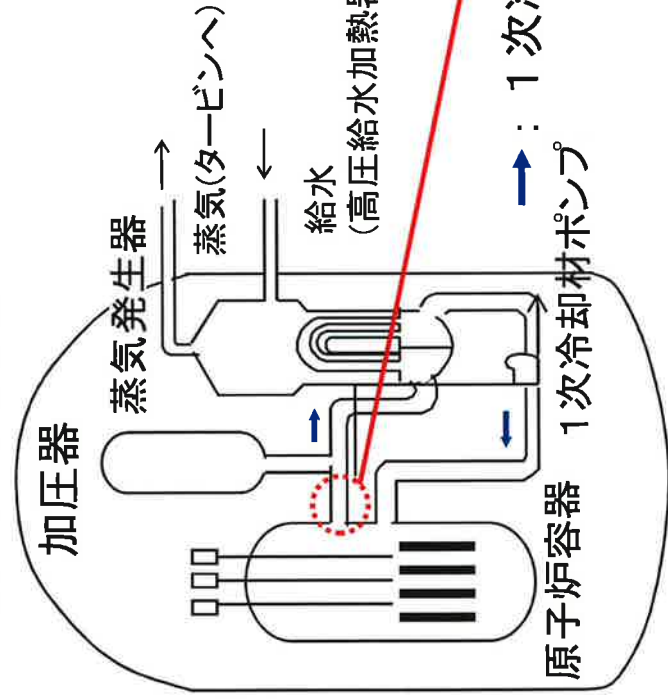
1. 事象の概要①

大飯3号機は、第13回定期検査において、国内外で発生した600系ニッケル基合金溶接部での応力腐食割れ事象を踏まえ、原子炉容器出入口管台の溶接部にウォータージェットピーニング工事を実施する計画としていた。

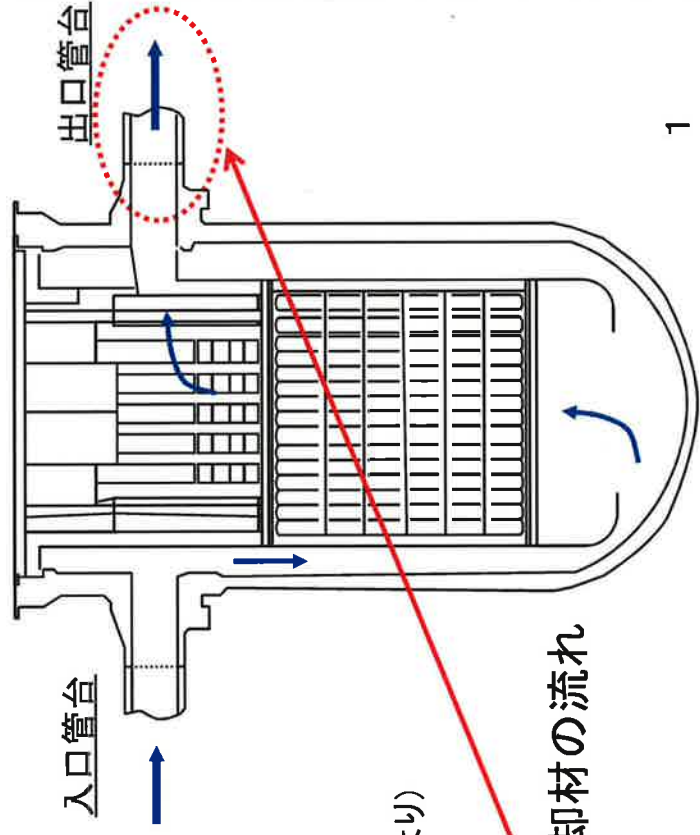
この工事のため、事前に原子炉容器出入口管台溶接部の渦流探傷試験を実施したところ、Aループ出口管台溶接部に有意な信号指示が1箇所認められた。

系統概略図

原子炉格納容器

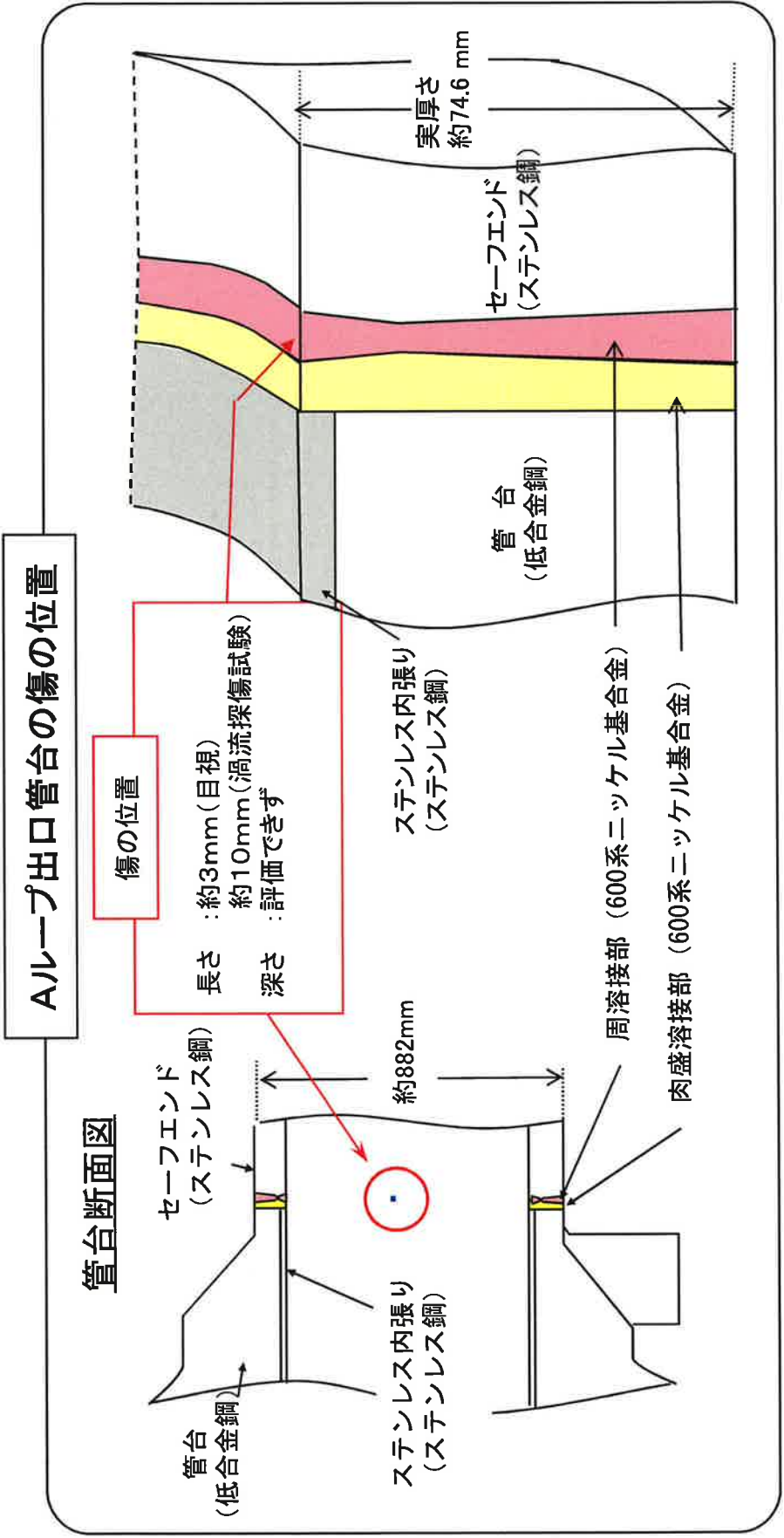


原子炉容器断面概要図

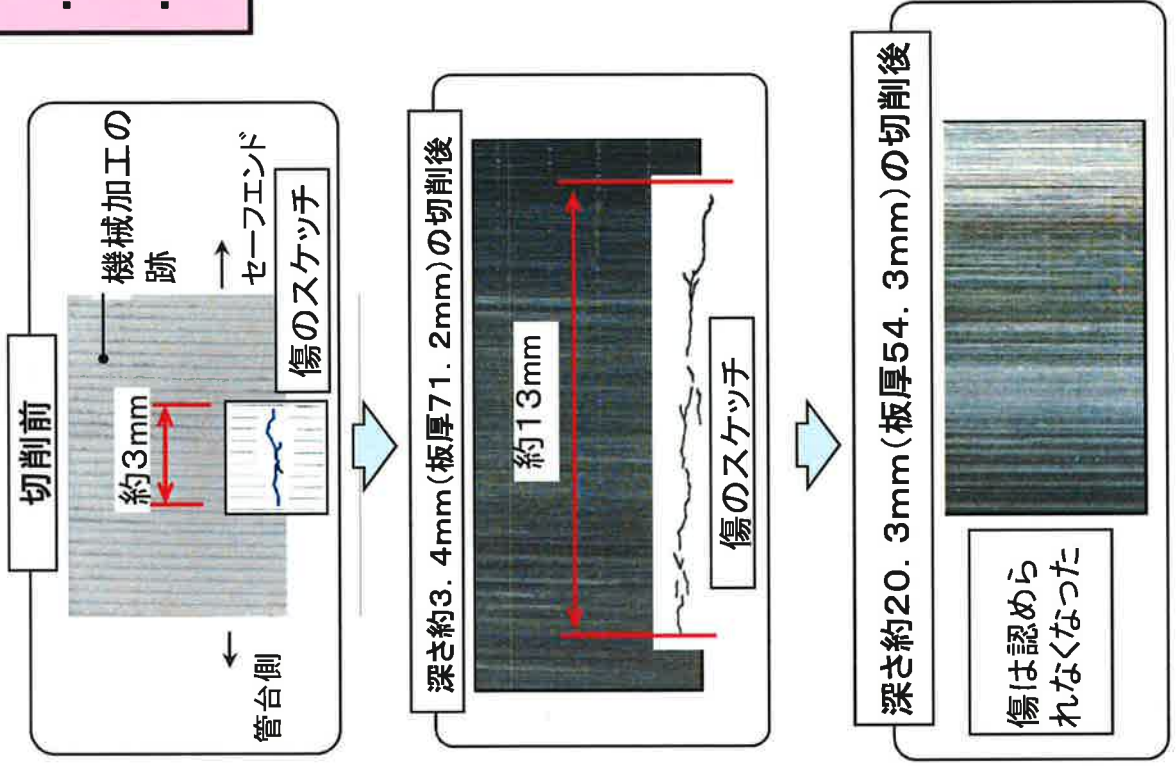


1. 事象の概要②

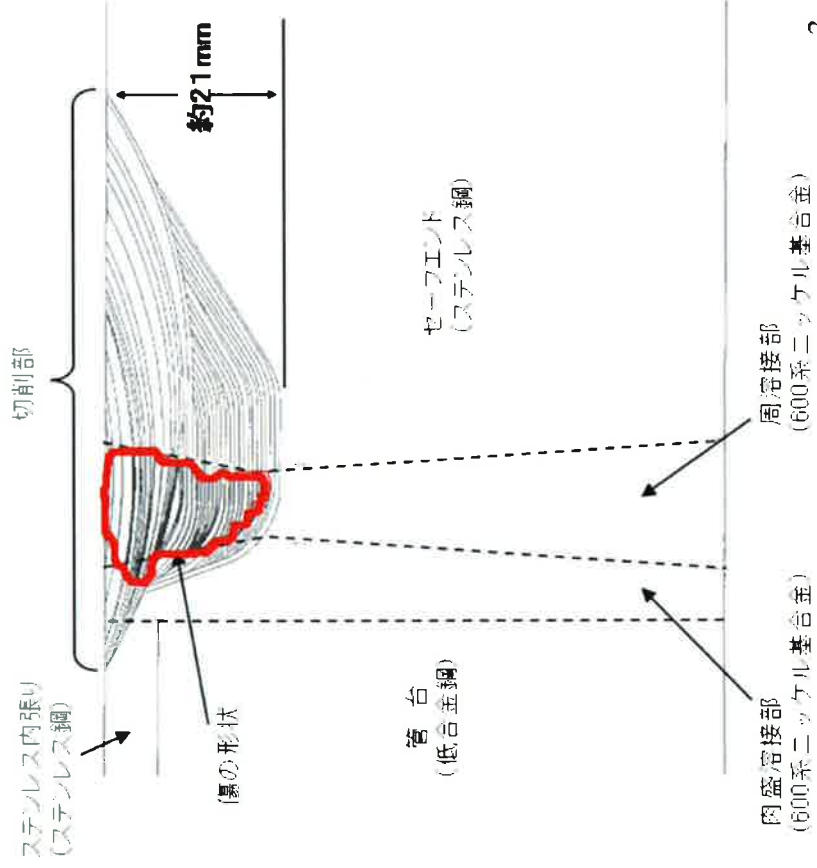
- ・超音波探傷試験を実施したが、傷の深さは評価できなかった。
- ・傷の深さを確認するため、切削しながら目視観察を実施した。



2. 切削結果①



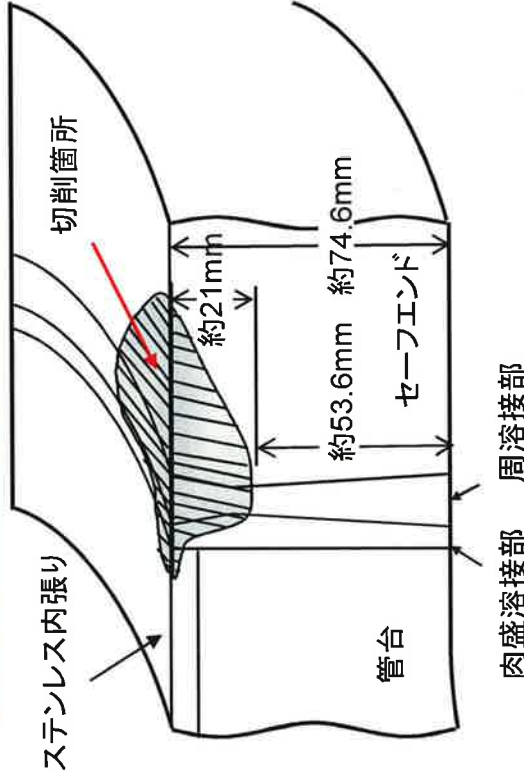
- 当該傷はいずれの深さでも軸方向で、複数の折れ曲がりおよび枝分かれした形状であった。
- 当該傷の周辺に、引張応力が残留する可能性がある機械加工跡を確認した。
- 渦流探傷試験結果から、当該傷はセーフエンドおよび低合金鋼には達していないことを確認した。



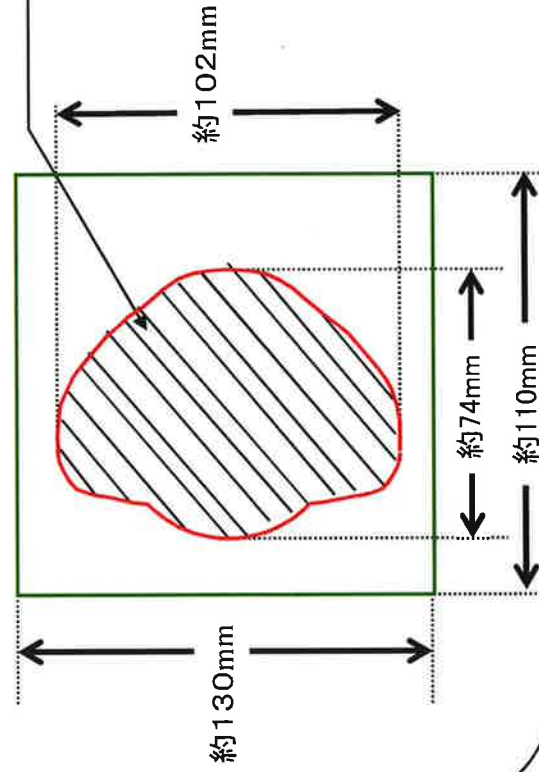
2. 切削結果②

工事計画届出書に対する審査内容

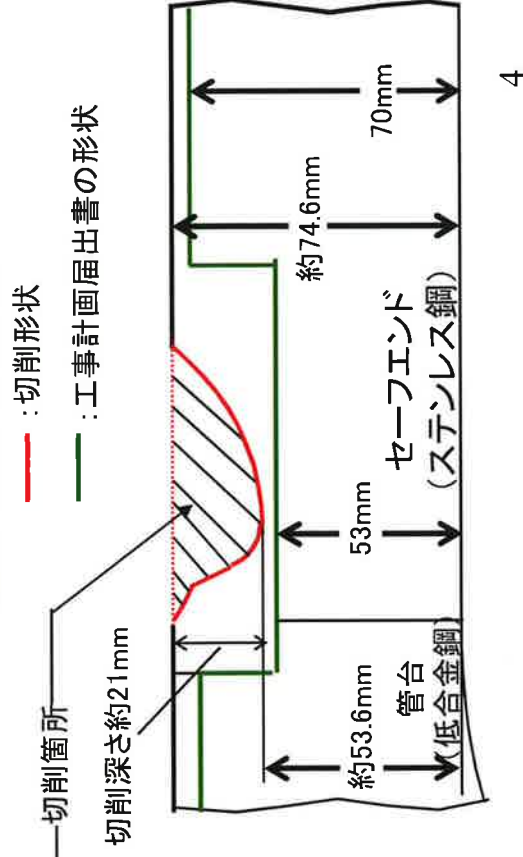
- 局所切削モデル（箱型形状）を用いて以下の評価を実施
 - ・強度評価：設計・建設規格に基づき、管台部の強度評価（通常運転時、事故時の圧力及び熱等によるもの）を行い、国の技術基準に適合していることを確認。
 - ・耐震評価：耐震設計技術指針に基づき、管台部の耐震評価を行い、国の技術基準に適合していることを確認。
- その他
 - ・残存している当該部で流れに乱れが生じることによる侵食等の可能性についても評価を行い、発生しないことを確認。



【上から見た切削形状】



【横から見た切削形状】



4. 推定原因及び対策

推定原因

原子炉容器の製作時、原子炉容器出口管台とセーフエンド部を600系ニッケル基合金で溶接し、機械加工を行ったことにより、高い引張残留応力が発生し、その後、運転中の環境下で応力を受けたことによりPWSCCが発生、進展したものと推定。

対策

600系ニッケル基合金溶接部のPWSCCに対する予防保全対策として、Aループ出口管台溶接部については、切削部を含めた管台溶接部内表面にウォータージェットピーニング工事を実施した。

更に、当該接液部については、切削部も含め600系ニッケル基合金溶接部の応力腐食割れに対する更なる信頼性向上のため、690系ニッケル基合金を用いた肉盛溶接補修の具体的工法等を検討し、次回定検に実施する。

