

平成 20 年 9 月 26 日

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の原因と対策について

定期検査中の関西電力株大飯発電所 3 号機（加圧水型：定格電気出力 118 万キロワット）において、平成 20 年 5 月 26 日に確認された原子炉容器 A ループ出口管台溶接部の損傷に関し、関西電力株は、本日（9 月 26 日）、原子力安全・保安院に対し、原因と対策に係る報告書を提出した。

1. 関西電力株からの報告書の要点

(1) 推定原因

原子炉容器 A ループ出口管台溶接部において、渦流探傷試験（以下、「ECT」という）※¹による有意な信号指示が認められた部位について、有意な信号指示が確認されなくなるまで切削を行った結果、深さ約 20.3 mm の傷であることが確認された。

原因に関する詳細調査の結果、原子炉容器の製作時、原子炉容器出口管台※²とセーフエンド部※³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※⁴が発生、進展したものと推定した。

※1：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

※2：管台

原子炉容器等の容器に配管等を接続するために設けられた部分。

※3：セーフエンド部

原子炉容器（低合金鋼）と 1 次冷却材管（ステンレス製）を接続するための短管。

※4：PWSCC（1 次冷却水環境における応力腐食割れ）

1 次冷却水中の環境下で 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、環境及び発生応力の 3 要素が重なって発生する割れ）

(2) 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（以下、「WJP」という）

※⁵を実施する。

なお、Aループ出口管台溶接部以外の出入口管台溶接部については、既にWJPを実施している。

更に、Aループ出口管台溶接部の接液部については、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。

※5：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。

(3) その他

今後の対応として、傷の深さが評価できなかったことを踏まえ、端部エコーに比べ、比較的検出が容易な傷の開口面からのエコーの活用を含め、端部エコーの検出能力向上による深さ評価技術の知見の拡充を図っていく。

2. 原子力安全・保安院の対応

原子力安全・保安院は、関西電力㈱から提出された原因調査結果と再発防止対策に係る報告書について、原因の推定及びこれらに対する対策等は妥当であると考えている。

また、設計・建設規格及び耐震設計技術指針に基づき、管台部の強度評価（通常運転時、事故時の圧力及び熱や地震によるもの）を行い、必要な強度を有していること、窪みが残存して当該部で流れに乱れが生じることにより浸食等が発生しないことを確認している。

なお、多屈折角探傷等の端部エコーの検出技術向上策の検討を検査技術評価ワーキンググループにおいて実施するとともに、事業者が行う知見拡充の状況について、当該ワーキンググループにおいて確認する。

(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

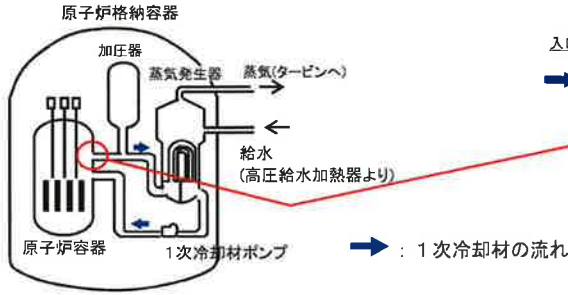
担当者：森下、高須

電話：03-3501-1511 (内線4911)

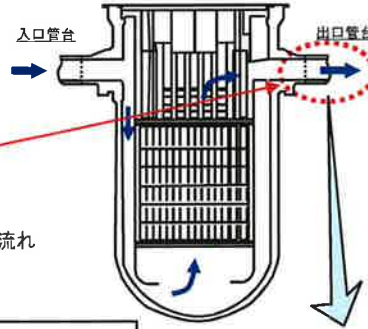
03-3501-1637 (直通)

大飯発電所3号機 原子炉容器Aループ出口管台溶接部の傷の原因と対策について

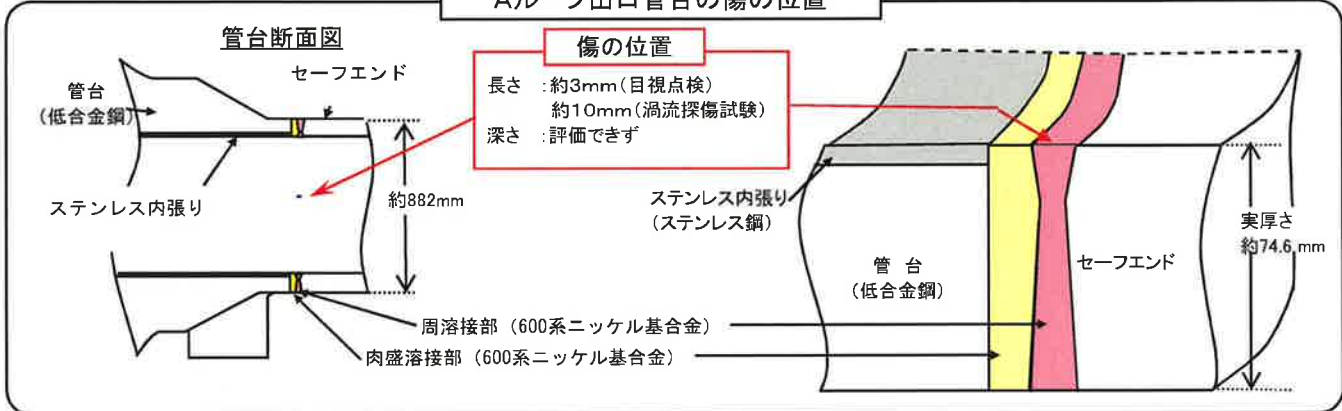
系統概略図



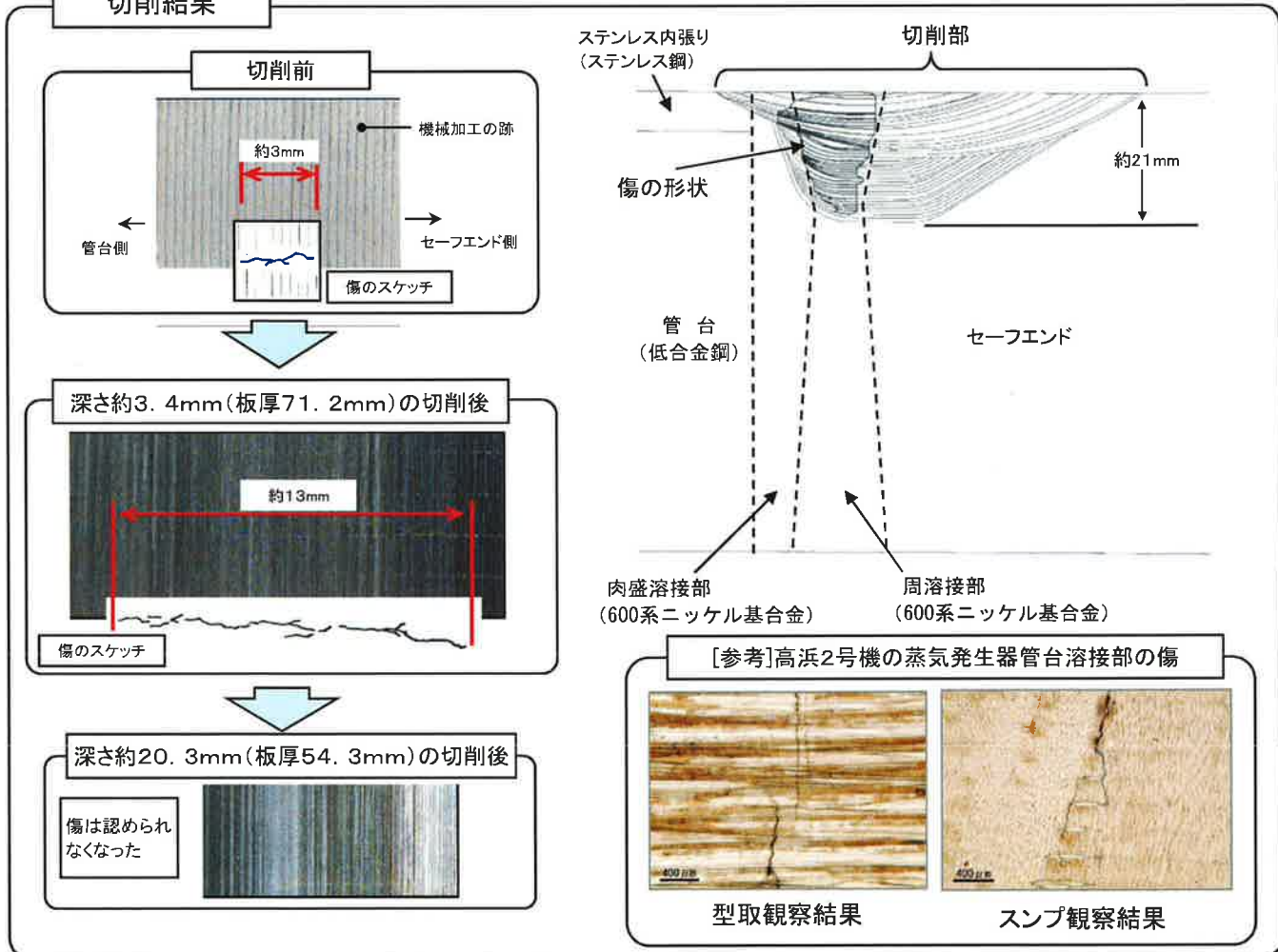
原子炉容器断面概要図



Aループ出口管台の傷の位置



切削結果



機械加工による影響調査

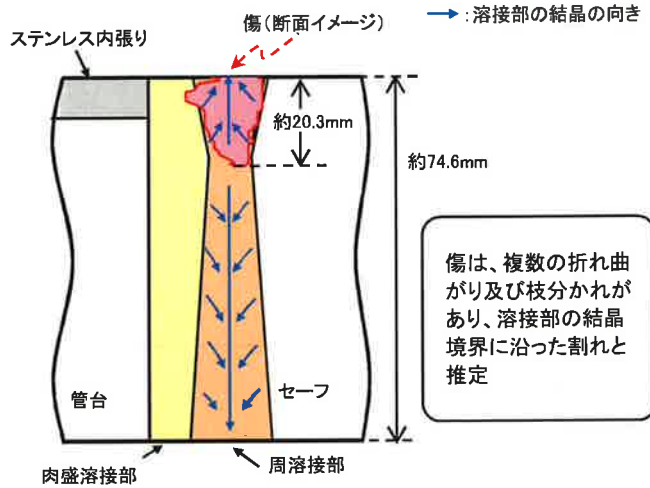
機械加工の再現試験



1mm

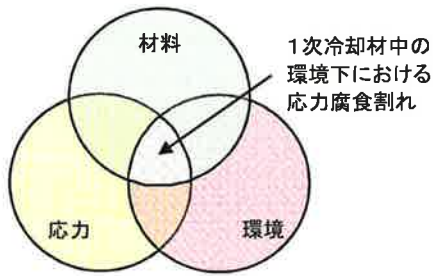
- 機械加工後の表面は、実機の水中カメラによる外観目視観察結果と同様の様相
- 機械加工後の表面から1次冷却材環境下における応力腐食割れが発生する可能性がある引張残留応力を確認

傷形状イメージ図



傷は、複数の折れ曲がり及び枝分かれがあり、溶接部の結晶境界に沿った割れと推定

推定原因

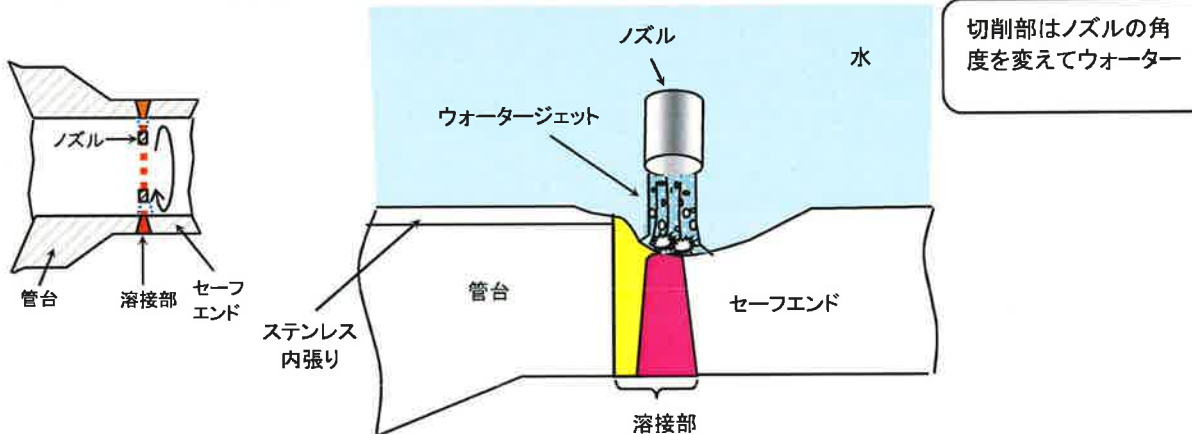


- ・環境: 高温の1次冷却材水質環境
- ・材料: 応力腐食割れの感受性がある600系ニッケル基合金

三因子が重畳し、応力腐食割れが発生したものと推定

対策

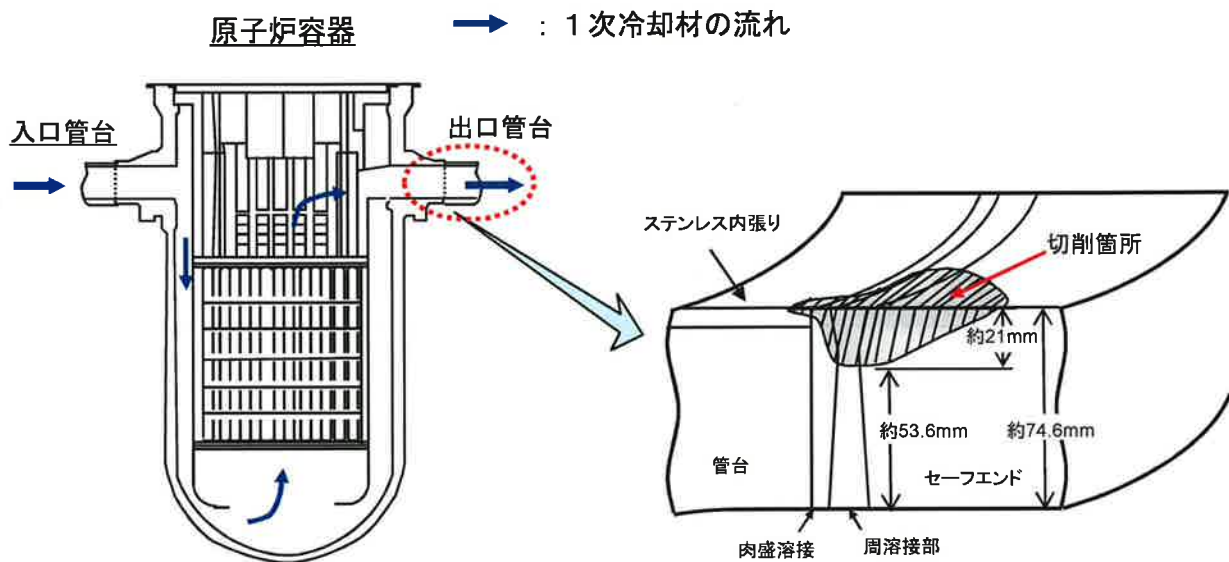
応力腐食割れの予防保全対策として、表面近傍の引張残留応力を圧縮応力に変えるため、ウォータージェットピーニング工事を施工する



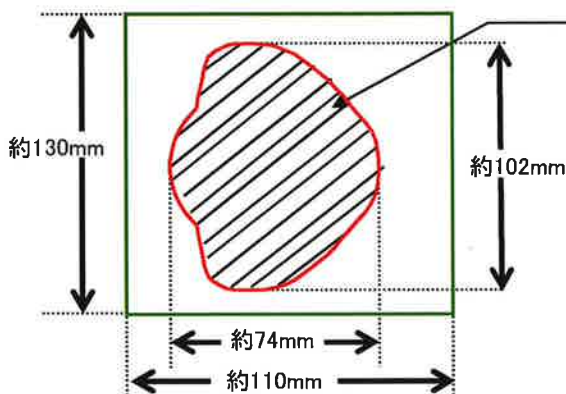
【説明】

水中で高圧ジェット水(約60MPa)をノズルから噴射すると気泡が発生する。この気泡は、高速のウォータージェット流に乗って流れ、金属表面近傍で崩壊する。その時に生じる衝撃力で金属表面をたたき(ピーニング)、金属表面近傍の引っ張り残留応力を圧縮応力に変化させる。

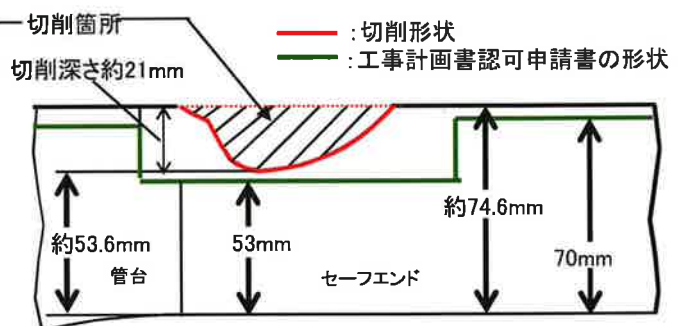
切削形状と工事計画認可申請書形状の比較



【上から見た切削形状】



【横から見た切削形状】



切削形状は、工事計画認可申請書の形状より小さい

工事計画認可申請書の評価内容

○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

窪みが残存して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。

注)本評価は、当初70mmの板厚を、評価を行い約110mmの幅で一樣に板厚64mmで工事計画届出書提出後、再度実施したものである。

説明資料(INES2003-006)

関西電力(株)大飯発電所3号機

原子炉容器出口管台溶接部の損傷

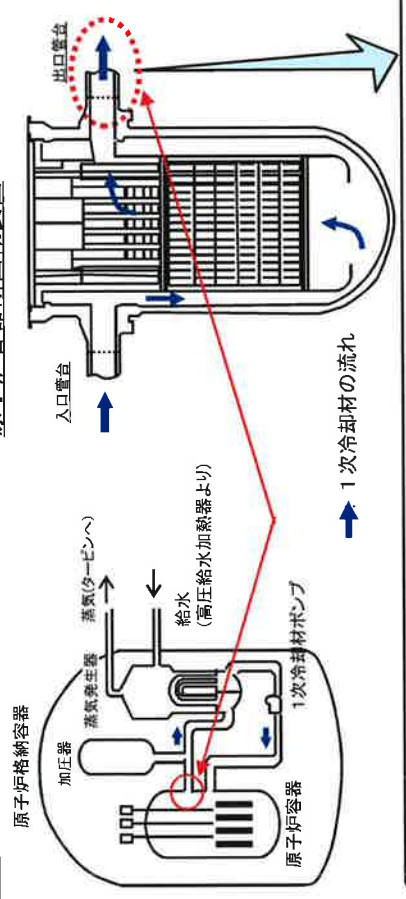
平成21年2月5日

経済産業省 原子力安全・保安院

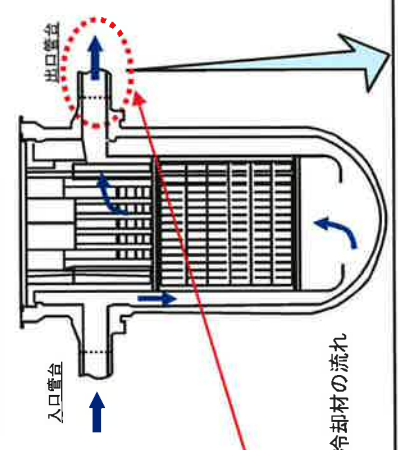
甲第 144 号証 a7

1. 事象の概要

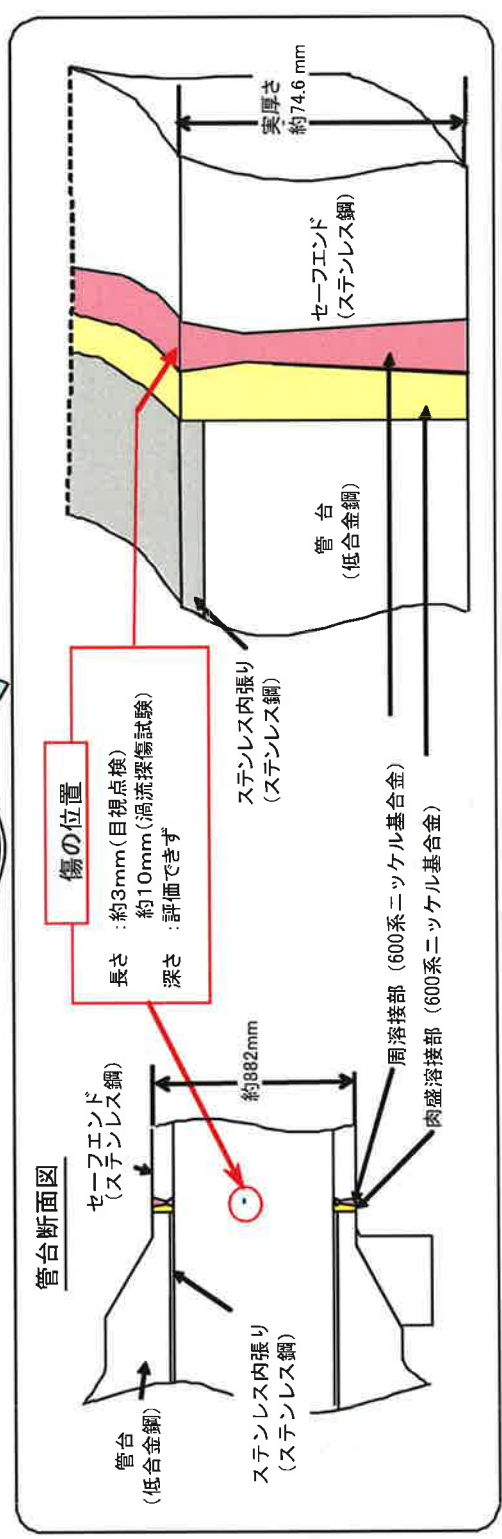
系統概略図



原子炉容器断面概要図



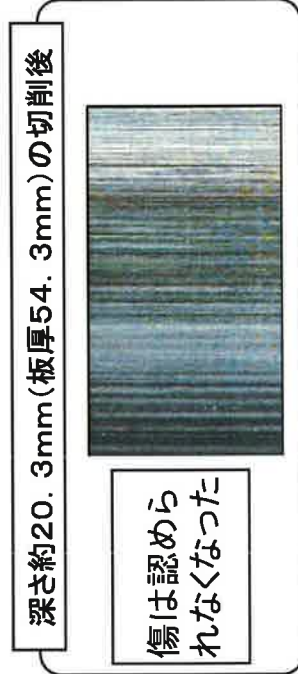
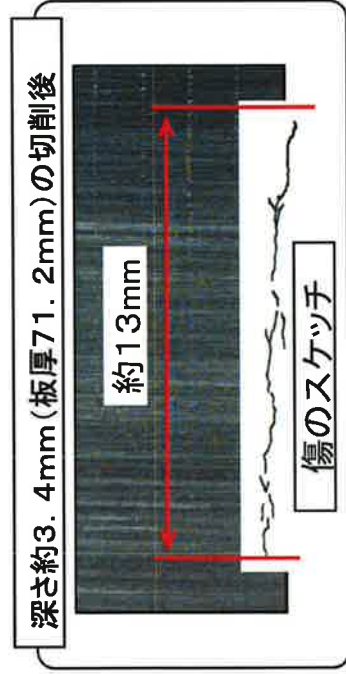
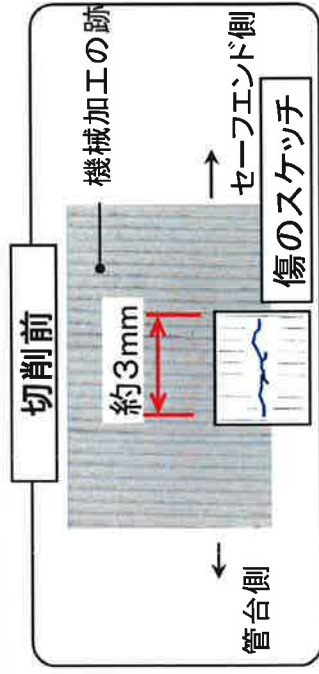
→ 1次冷却材の流れ



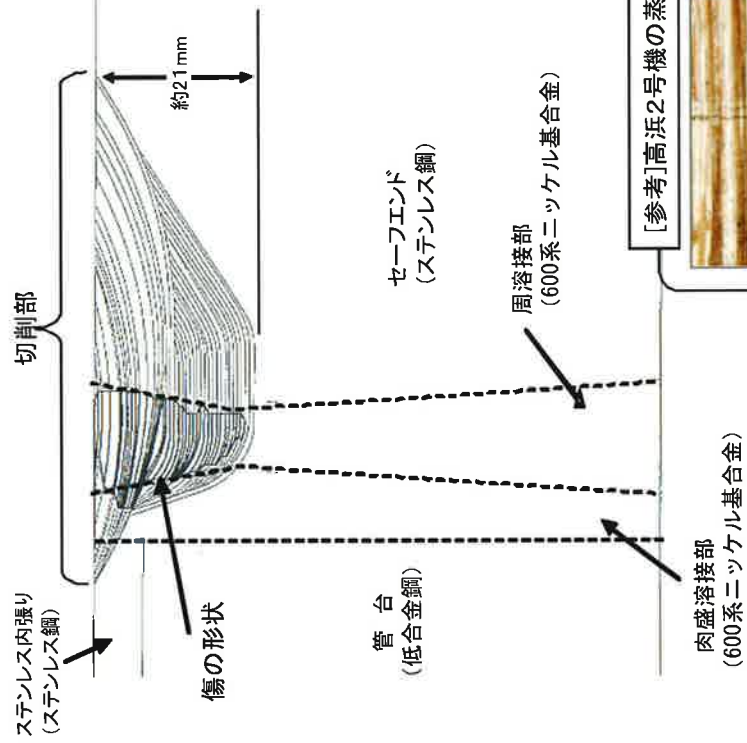
原子炉容器出口管台溶接部で確認されたき裂の発生箇所

定期検査中の大飯3号機において、渦流探傷試験(ECT)を実施した結果、原子炉容器Aループ出口管台溶接部で有意な信号指示が確認されたため、超音波探傷試験(UT)を実施したところ、傷の深さが評価できなかった。傷の深さを確認するため、切削しながら目視観察、ECTを実施した。

2. 切削結果



- ・当該傷はいづれの深さでも複数の折れ曲がり及び枝分かれがあり、デンドライト境界に沿ったものと推定。
- ・当該傷周辺に機械加工跡が確認されたことから、PWSCC発生の可能性があると考えられる約300MPaを超える引張残留応力が発生していたものと推定。
- ・ECTの結果から、当該傷はセーフエンド及び低合金鋼には達していないことを確認。



3. 推定原因・対策

推定原因

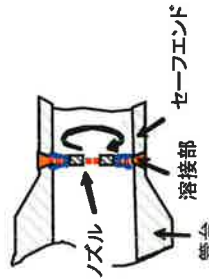
原子炉容器の製作時、600系ニッケル基合金で溶接し、溶接部に機械加工を行ったことにより、当該部に高い引張残留応力が発生し、その後、運転時の応力等を受けたことによりPWSCCが発生、進展したものと推定。

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、切削部を含めた管台溶接の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。
なお、次回定期検査に当該溶接部に当該溶接部については、690系ニッケル基合金を用いた肉盛溶接を実施する。

《今定期検査で実施》

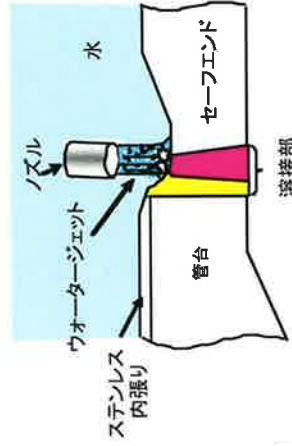
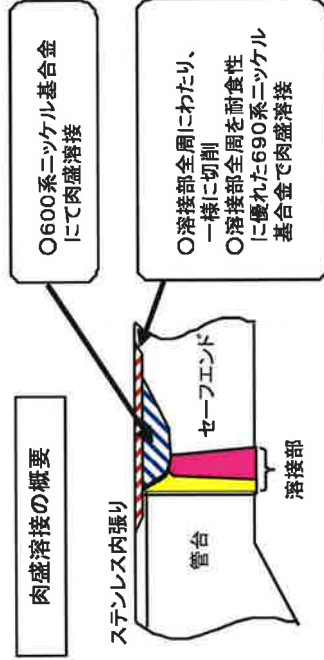
応力腐食割れの予防保全対策として、表面近傍の引張残留応力を圧縮応力に変えるため、ウォータージェットピーニング工事を施工した



研削部はノズルの角度を変えてウォータージェットを吹き付ける

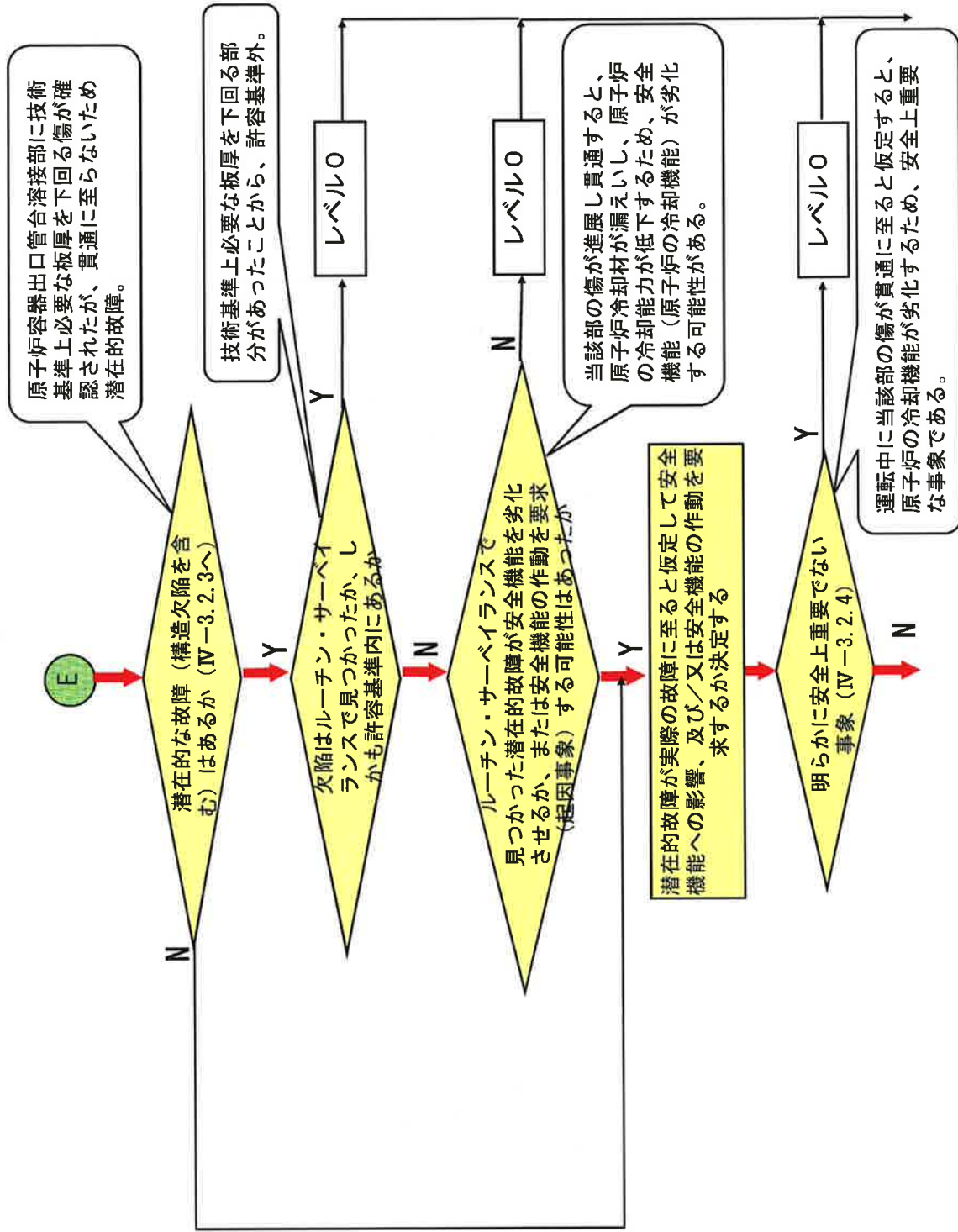
《次回定期検査で実施》

肉盛溶接の概要



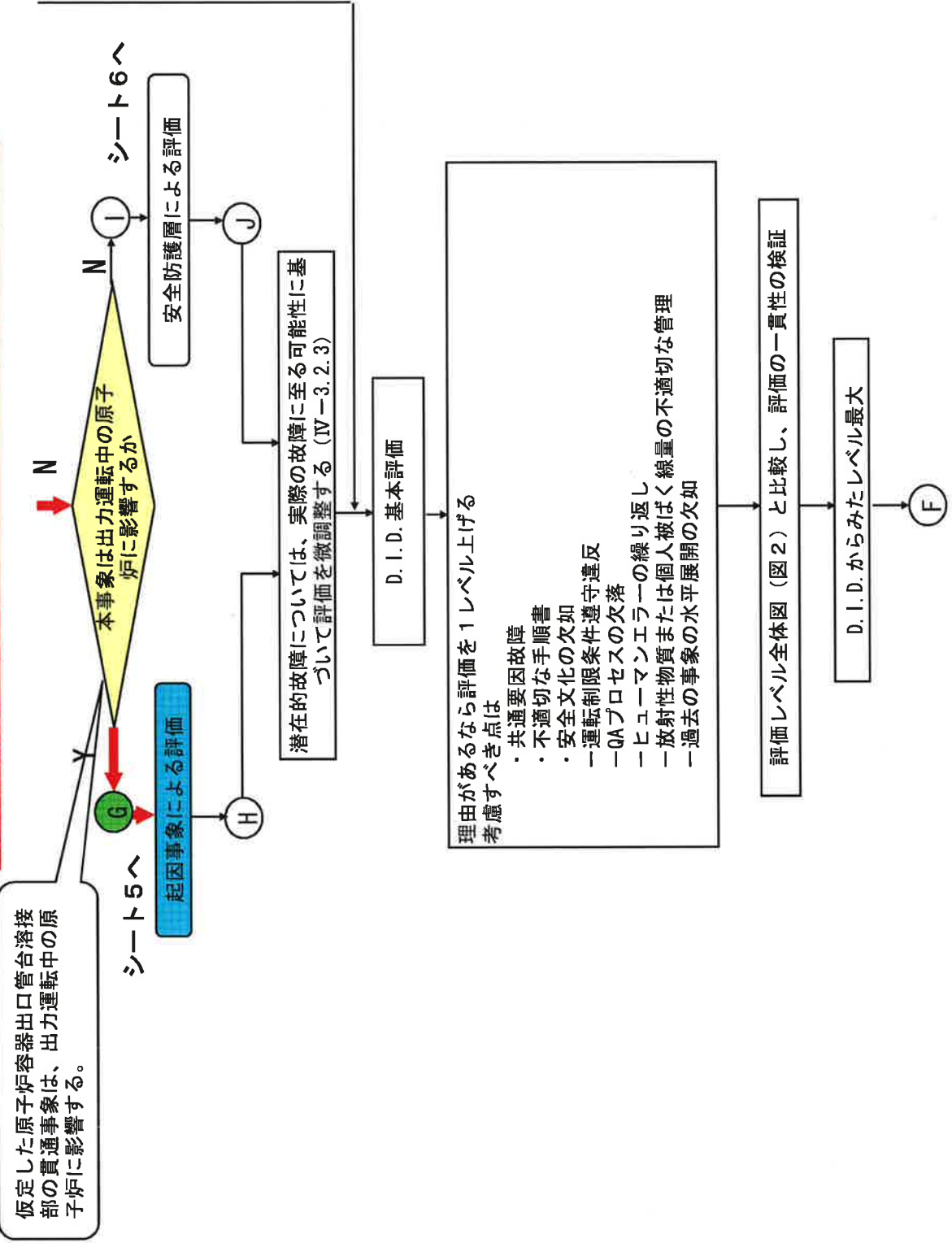
4. 評価①

深層防護の劣化基準による評価手順(1)



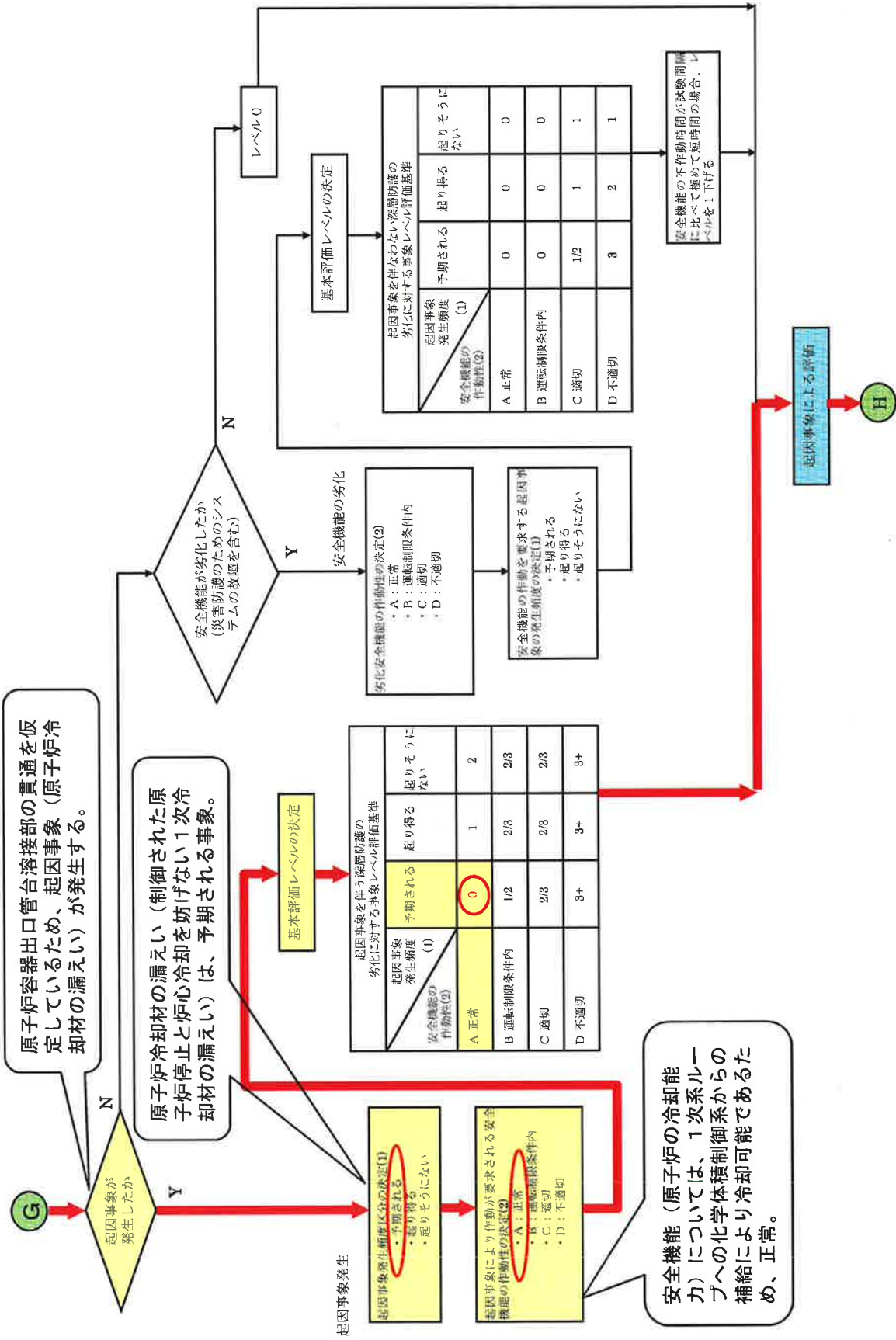
4. 評価②

深層防護の劣化基準による評価手順(2)



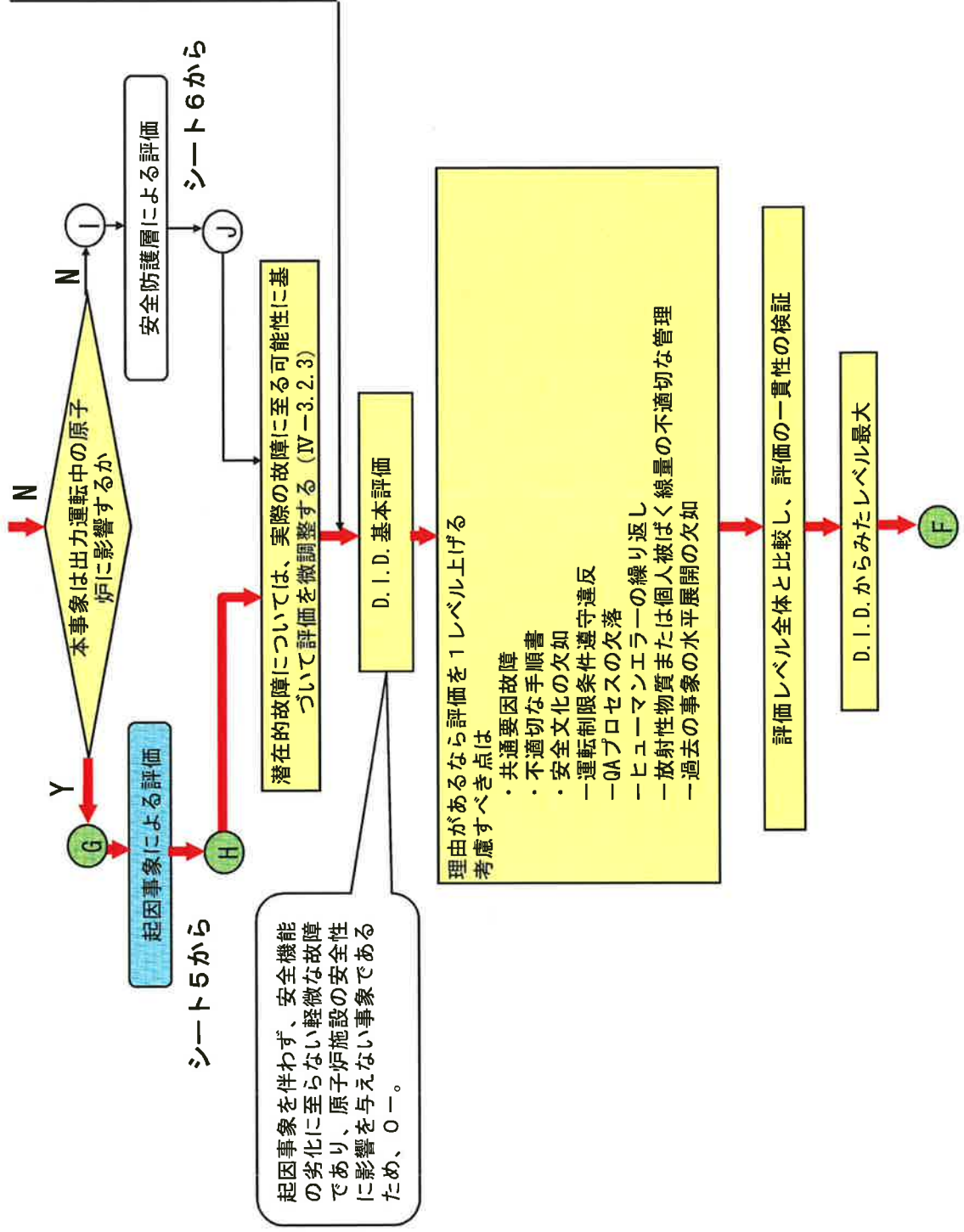
4. 評価③

起因事象による評価



4. 評価④

深層防護の劣化基準による評価手順(3)



4. 評価⑤

評価結果及び判断根拠

(1) 基準1:－

【判断根拠】発電所外における放射性物質の影響はなく、評価に関係しない。

(2) 基準2:－

【判断根拠】発電所内における放射性物質の影響はなく、評価に関係しない。

(3) 基準3:レベル0－

【判断根拠】本事象は、PWSCCにより、原子炉容器出口管台溶接部に損傷が発生したものであるが、原子炉施設の安全性に影響を与えない事象であるので、レベル0－と評価される。

(4) 評価結果

[基準1:－、基準2:－、基準3:レベル0－]の結果として、レベル0－

大飯 3 号機上蓋管台漏洩部調査に基づく PWSCC き裂進展速度について

A concern about the crack propagation rate of PWSCC which obtained from the investigation on primary coolant leakage portion of the reactor vessel head in Ohi 3

戸塚 信夫 (Nobuo Totuka)*¹ 福村 卓也 (Takuya Fukumura)*¹

要約 2008 年発行の INSS JOURNAL に記載した論文「原子炉容器上蓋管台部の 1 次冷却材漏洩経路等調査」について、PWSCC き裂進展速度が従来知見より速くなるとした内容であるとの誤解を与える可能性のある記述があったため、要約の一部を修正するとともに、論文の内容について再度概説する。

キーワード 600 合金, 応力腐食割れ, 一次冷却水, PWSCC, SCC, 上蓋管台, J 溶接

Abstract There will be some concern about the content presented in the paper entitled "Primary Coolant Leakage Path Research of Reactor Vessel Head Penetration" published in INSS JOURNAL of 2008, which may lead to misunderstanding about the PWSCC crack propagation rate, that is, the rate written in the paper seems to be faster than those reported by the previous studies. It is considered that such misunderstanding will be due to a sentence in the abstract of the paper. Therefore, we will revise a part of the abstract and explain about the outline of the paper again.

Keywords alloy 600, stress corrosion cracking, primary water, SCC, PWSCC, vessel head penetration, J-groove weld

1. はじめに

平成 16 年 5 月 4 日、関西電力大飯発電所 3 号機第 10 回定期検査時に No.47 上蓋管台からの漏洩が発見され、発電所での調査の結果、漏洩箇所は管台と上蓋の溶接部 (J ウェルド部) であることが確認された。また J ウェルド漏洩部表面を手入れ (最終研磨量は内表面側から約 3mm) してスンプ法にて割れ部の拡大観察を行った結果、き裂は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、溶接金属内を PWSCC が進展したものと推定された。なお、初期の割れについては溶接欠陥等の可能性も否定されていない。その後切り出した当該管台をニュークリア・デベロップメント株式会社 (NDC) へ輸送し、関西電力 (三菱重工) および原子力安全システム研究所 (以下「INSS」という) がそれぞれ破面観察等の調査を行った。INSS での調査結果については 2008 年発行の INSS JOURNAL

に「原子炉容器上蓋管台部の 1 次冷却材漏洩経路等調査」として報告⁽¹⁾した。当該報告では 1~3mm 程度の初期欠陥を仮定すれば従来の PWSCC き裂進展速度で当該部に貫通き裂が成長しうることを述べているが、後述する論文の概要に一部誤解されやすい表現があったため、読者の一部に、当該論文では PWSCC き裂進展速度が従来の速度より大きくなっているとの誤解を与えた。当該論文で述べているのは、初期の割れとして、ある程度の大きさのものを想定した評価による当該事象の説明であり、溶接内部の欠陥により PWSCC き裂進展速度が増大する訳ではないため、以下に要約の修正と当該論文の論旨を概説するものである。

2. 概要の修正について

当該論文の概要は以下のとおりであるが、読者に誤解を与えた原因は、末尾部分に「1 次冷却材応力

* 1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

腐食割れ進展速度を増大させ」との記述があるためと考えられる。この記述は発生期のき裂進展速度を論じたつもりであったが、「発生期の・・・」の記述が欠落し、かつ前段の文章も分かりにくかったため誤解を招いたものと考えられる。このため、この概要の部分を以下のように修正することとした。(下線部が修正箇所)

修正前概要：

ごく微量の1次冷却材漏洩を経験した関西電力大飯発電所3号機の上蓋管台部を破壊調査し、1次冷却材の漏洩経路および漏洩原因等を調査した。1次冷却材の漏洩経路は当初の推定どおり、J-groove溶接の表面から1次冷却材応力腐食割れが進展し、管台と上蓋の隙間に到達して漏洩にいたったことを確認した。また、上蓋部に米国 Davis Besse 発電所で見られたような顕著なほう酸腐食が起こっていないことを確認した。このことは1次冷却材の漏洩が少量であったことを示唆すると考えられる。また、J-groove 溶接部、補修溶接部ともに1次冷却材応力腐食割れの発生は観察されなかった。また、外観、ミクロ、成分および硬度の観点から経年による特段の劣化は観察されなかった。また、J-groove 溶接部には製造時から存在していたと考えられる空隙が観察された。このような初期欠陥が溶接部表面近傍に存在することにより、1次冷却材応力腐食割れ進展速度を増大させ、漏洩にいたるまでの時間が比較的短時間となった原因の一つである可能性がある。

修正版：

ごく微量の1次冷却材漏洩を経験した関西電力大飯発電所3号機の上蓋管台部を破壊調査し、1次冷却材の漏洩経路および漏洩原因等を調査した。1次冷却材の漏洩経路は当初の推定どおり、J-groove溶接の表面から1次冷却材応力腐食割れが進展し、管台と上蓋の隙間に到達して漏洩にいたったことを確認した。また、上蓋部に米国 Davis Besse 発電所で見られたような顕著なほう酸腐食が起こっていないことを確認した。このことは1次冷却材の漏洩が少量であったことを示唆すると考えられる。また、J-groove 溶接部、補修溶接部ともに1次冷却材応力腐食割れの発生は観察されなかった。また、外観、ミクロ、成分および硬度の観点から経年による特段の劣化は観察されなかった。また、J-groove 溶接部には製造時から存在していたと考えられる空隙等の

溶接欠陥が観察された。当該部にはグラインダー仕上げのままの表面が残され、この強加工面を起点としてPWSCCの発生が促進される可能性も報告されており、これが溶接欠陥と同様、初期欠陥として作用することも考えられる。このような初期欠陥が溶接部表面近傍に存在することが、漏洩にいたるまでの時間が比較的短時間となった原因の一つである可能性がある。

3. 当該論文の記載内容について

INSSでは従来からPWSCCのき裂進展挙動について、発生期と伝播期に分けて考え研究してきた。本調査では発電所における調査で表面から約3mmまでは削られており、発生についての情報は得られないので、き裂の伝播速度をEPRIのき裂進展速度式⁽¹⁾から計算し、応力が200~400MPaの一定荷重であったと仮定すると、当該部で貫通き裂が生成する(25mmのき裂が生成する)ためには1~3mmの初期欠陥が必要となる。すなわち1~3mmの初期欠陥があれば従来のき裂進展速度で当該溶接部に漏洩が発生することを明らかにしたものである。(図1⁽¹⁾参照)なお、き裂進展速度の温度補正には当社の研究⁽²⁾で求めた溶接金属のき裂の活性化エネルギー値を使用した。初期欠陥については溶接欠陥その他の可能性が考えられるが特定していない。

4. 結言

以上当該論文では適当な初期欠陥(溶接欠陥あるいは表面強加工層において通常よりも短時間で発生・進展したPWSCCである可能性を含む。)の存在を仮定すれば、従来のき裂進展速度線図で当該部

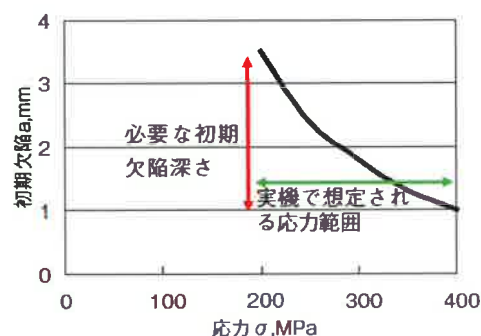


図1 10万時間で漏洩に至るのに必要な初期欠陥深さと応力との関係(600合金溶接)

の漏洩を合理的に説明できることを示したものであり、関西電力のプレス発表⁽³⁾と整合するものである。なお評価で使用した EPRI のき裂進展速度式は JNES で求められているデータ⁽⁴⁾と大差ないものである。なお関西電力のプレス発表にあるように当該き裂発生箇所は、たまたま表面の研磨仕上げが荒かった箇所と一致しており、さらに当該溶接部の断面観察の結果⁽¹⁾複数の溶接欠陥の存在も確認されている。

したがって当該事象は、初期の割れとして、溶接欠陥あるいは表面仕上げ不良に起因する PWSCC である程度の大きさのものを想定すれば、き裂進展が一定値で継続するとする簡便な評価により、当該事象（10 万時間程度での漏洩）に必要な応力と初期欠陥寸法が評価されるものである。

文献

- (1) 福村卓也, 戸塚信夫, “原子炉容器上蓋管台部の 1 次冷却材漏洩経路等調査”, INSS JOURNAL, Vol. 15, p. 113 (2008).
- (2) 西川嘉人, 戸塚信夫, 有岡孝司, “600 合金系溶接金属の PWSCC に及ぼす温度の影響”, INSS JOURNAL, Vol. 10, p. 136 (2003).
- (3) 関西電力, “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)” プレスリリース, 2004 年 10 月 19 日
- (4) 原子力安全基盤機構, “平成 17 年度 Ni 基合金応力腐食割れ (SCC) 進展評価技術調査 (定荷重試験) に関する報告書” 2005 年

原子炉容器上蓋管台部の 1 次冷却材漏洩経路等調査

Primary Coolant Leakage Path Research of Reactor Vessel Head Penetration

福村 卓也 (Takuya Fukumura)* 戸塚 信夫 (Nobuo Totsuka)*

要約 ごく微量の 1 次冷却材漏洩を経験した関西電力大飯発電所 3 号機の上蓋管台部を破壊調査し、1 次冷却材の漏洩経路および漏洩原因等を調査した。1 次冷却材の漏洩経路は当初の推定どおり、J-groove 溶接の表面から 1 次冷却材応力腐食割れが進展し、管台と上蓋の隙間に到達して漏洩にいたったことを確認した。また、上蓋部に米国 Davis Besse 発電所で見られたような顕著なほう酸腐食が起こっていないことを確認した。このことは 1 次冷却材の漏洩が少量であったことを示唆すると思われる。また、管台、J-groove 溶接部、補修溶接部ともに 1 次冷却材応力腐食割れの発生は観察されなかった。また、外観、ミクロ、成分および硬度の観点から経年による特段の劣化は観察されなかった。また、J-groove 溶接部には製造時から存在していたと考えられる空隙が観察された。このような初期欠陥が溶接部表面近傍に存在することにより、1 次冷却材応力腐食割れ進展速度を増大させ、漏洩にいたるまでの時間が比較的短時間となった原因の一つである可能性がある。

キーワード 加圧水型原子炉, 原子炉容器上蓋管台, 経年劣化, J 溶接, ニッケル基合金, 応力腐食割れ

Abstract The Ohi nuclear power plant unit 3 was the first plant in Japan to suffer a small amount of primary coolant leakage from the reactor vessel head. After replacing the vessel head, the old vessel head was investigated to clarify the leakage path of the primary coolant, cause of the leakage, etc. The leakage path confirmed that primary water stress corrosion cracking had propagated from the first surface of the J-groove welding and reached the cold shrink fit between the nozzle and the vessel head as initially assumed. Moreover, it was confirmed that the remarkable boric acid corrosion observed in the Davis Besse power plant in the United States had not happened in the Ohi vessel head. This suggests that the amount of leakage of primary coolant at Ohi unit 3 was small. Moreover, no more primary water stress corrosion and no special aged deterioration were observed in the nozzle stub, the J-groove weld, or the repair weld. But, small cavities caused by the J-groove weld were observed. The fact that such an initial defect existed adjacent to the weld surface is thought to be one of the reasons why the primary water stress corrosion cracking accelerated the propagation and caused leakage in a relative short period.

Keywords PWR, vessel head penetration, ageing, J-groove weld, Ni base alloy, stress corrosion cracking

1. はじめに

わが国では 2008 年 3 月末時点で 55 基の原子力発電所が稼動しており、その内 23 基が加圧水型原子炉 (pressurized water reactor, PWR) である。PWR の原子炉容器 (reactor vessel, RV) はその内部に原子燃料を有し、核分裂連鎖反応を発生させる最も重要な部位の一つである。上部は燃料交換時に開閉できる構造となっており、RV 上蓋 (図 1) と呼ばれる。この RV 上蓋には核反応を制御する制御棒を駆動するための装置が管台 (図 1) と呼ばれる部位を

介して多数 (29~69, プラントにより異なる) 取り付けられている。用いられている材料としては、RV がステンレス鋼を内張りした低合金鋼、管台が 600 系ニッケル基合金 (600 合金) であり、RV と管台は同じニッケル系の溶接金属で接合されている。

海外ではこの RV 上蓋管台部の損傷がいくつか報告されている⁽¹⁾。特に 2002 年米国 Davis Besse 発電所の事例は 1 次冷却材漏洩を伴い、この漏洩した 1 次冷却材により、管台周囲の RV 上蓋低合金鋼部に顕著なほう酸腐食が発生した。この 1 次冷却材漏洩は管台 600 合金の 1 次冷却材応力腐食割れ (prim-

* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

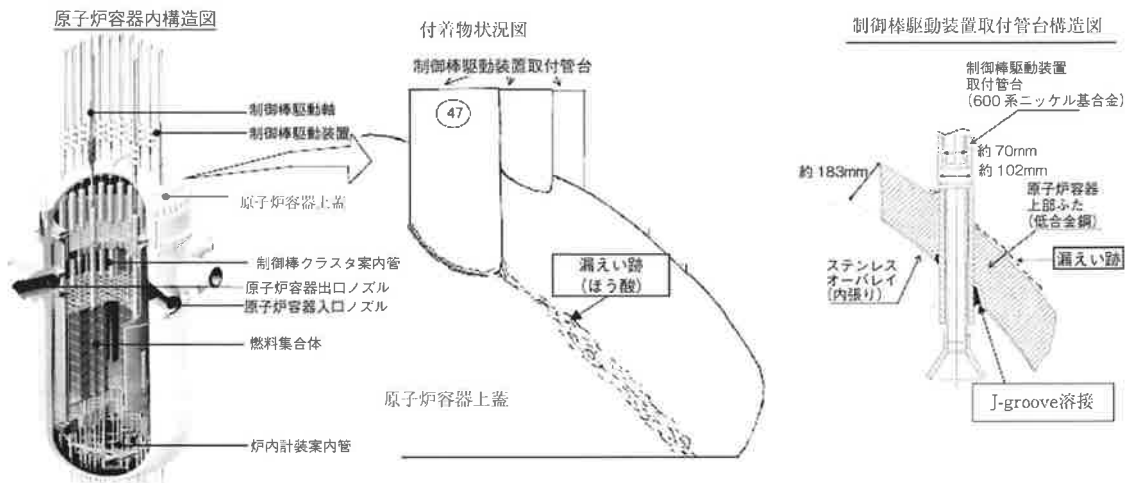


図1 大飯3号での1次冷却材漏洩状況⁽³⁾

ary water stress corrosion cracking, PWSCC) が原因である⁽²⁾。

わが国では RV 管台部での漏洩事象は、2004 年 5 月 4 日関西電力株式会社（関西電力）大飯発電所 3 号機（大飯 3 号）で定期検査中に発見された 1 件⁽³⁾のみである。この時の漏洩状況を図 1 に示す。No.47 管台から 1 次冷却材漏洩に伴うほう酸の析出跡が確認された。その後の調査⁽³⁾で RV 上蓋と管台を接合する溶接（その開先形状が J の形をしていることから J-groove 溶接と呼ばれる）部位の 1 次冷却材に接する内表面側を起点として PWSCC が進展し、RV 上蓋と管台のすきま部に到達し、漏洩にいたったものと推定された。この時の対応として、関西電力は PWSCC 発生部位を調査のために数 mm 削った後に、耐 PWSCC 性により優れた 690 系ニッケル基合金（690 合金）にて補修溶接を行い、1 サイクル運転後、RV 上蓋の 600 合金を 690 合金に材料を変更して耐 PWSCC 性を向上させた RV 上蓋に交換した。

この漏洩に関しては PWSCC が原因であることおよび J-groove 溶接から管台と上蓋間隙部に至る漏洩経路が推定されている。

そのため関西電力では交換した旧 RV 上蓋について、漏洩経路とその原因等を確認すべく、破壊調査することとし、われわれもそれに協力した。

2. 調査内容

2.1 調査対象、内容および分析項目

調査対象としては、1 次冷却材漏洩のあった No.47 管台および漏洩はなかったものの、超音波探傷検査（ultrasonic testing, UT）で指示のあった No.69 管台の 2 本を対象とした。それぞれの管台における調査対象、内容および分析項目を表 1 に示す。1 次冷却材のリークパスとその原因を確認するために J-groove 部の主き裂を解放して走査型電子顕微鏡（scanning electron microscope, SEM）等による破面調査、Davis Besse 原子力発電所で見られたほう酸腐食の状況を確認するために RV 上蓋と管台の間隙部（冷やし嵌め部）のデジタルマイクロスコブ等による腐食状況調査、PWSCC に関する知見を拡充するために管台内表面および溶接部の SEM 等による健全性調査および UT 指示の原因を確認するために UT 指示部等を切断し光学顕微鏡等による欠陥の調査等を行った。

2.2 漏洩のあった上蓋からの供試体の切断および採取

分析にあたり、RV 上蓋から必要な供試体を切り出す必要がある。2006 年の大飯 3 号の定期検査時に旧 RV 上蓋から調査対象の 2 本の管台を引き抜いた。引き抜きの様子を図 2 に示す。大型のボール盤で管台周囲に穴を開けていく手法を採用した。引き抜い

表1 調査対象, 内容および分析項目

対象	内容	分析項目
47 管台破面	リークパス確認	外観, 組織, ミクロ, 成分, 硬度
47 管台冷し嵌め部	ほう酸腐食状況確認	外観, 成分
47 管台補修溶接部, 管台内表面	健全性確認	外観, 組織, ミクロ, 成分, 硬度
69 管台 UT 指示部等	UT 指示原因確認, 健全性確認	外観, 組織, ミクロ, 成分

た管台は大型のカッターで粗切断を行なった。その後ホットラボへ輸送し、切断、樹脂埋め、研磨等により供試体へ仕上げた。粗切断した管台を供試体へ分割した手順の1例を図3に示す。なお、分割して

できた供試体の数量が多いため、個々の供試体と分析箇所への対応は一部省力する。

3. 調査結果

3.1 リークパスおよび漏洩原因の確認

No.47 管台の J-groove 溶接部の主き裂破面解放後の外観をデジタルマイクروسコープで観察した結果および SEM で破面形態を観察した結果を図4に示す。破面は内表面側から放射状にほぼ J-groove 溶接全面に広がり、冷やし嵌め部に達している。破面の多くに溶接部の PWSCC 特有のデンドライト破面が観察された。また一部には擬へき開状の破面の混在が確認された。



図2 管台引抜作業の様子

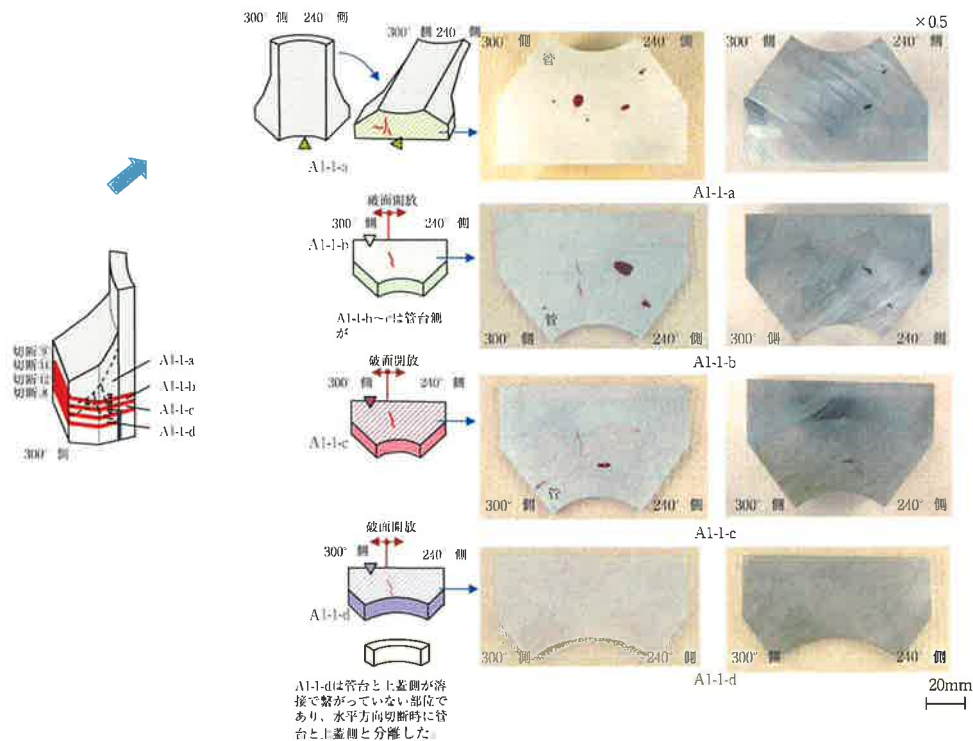


図3 供試体分割手順例

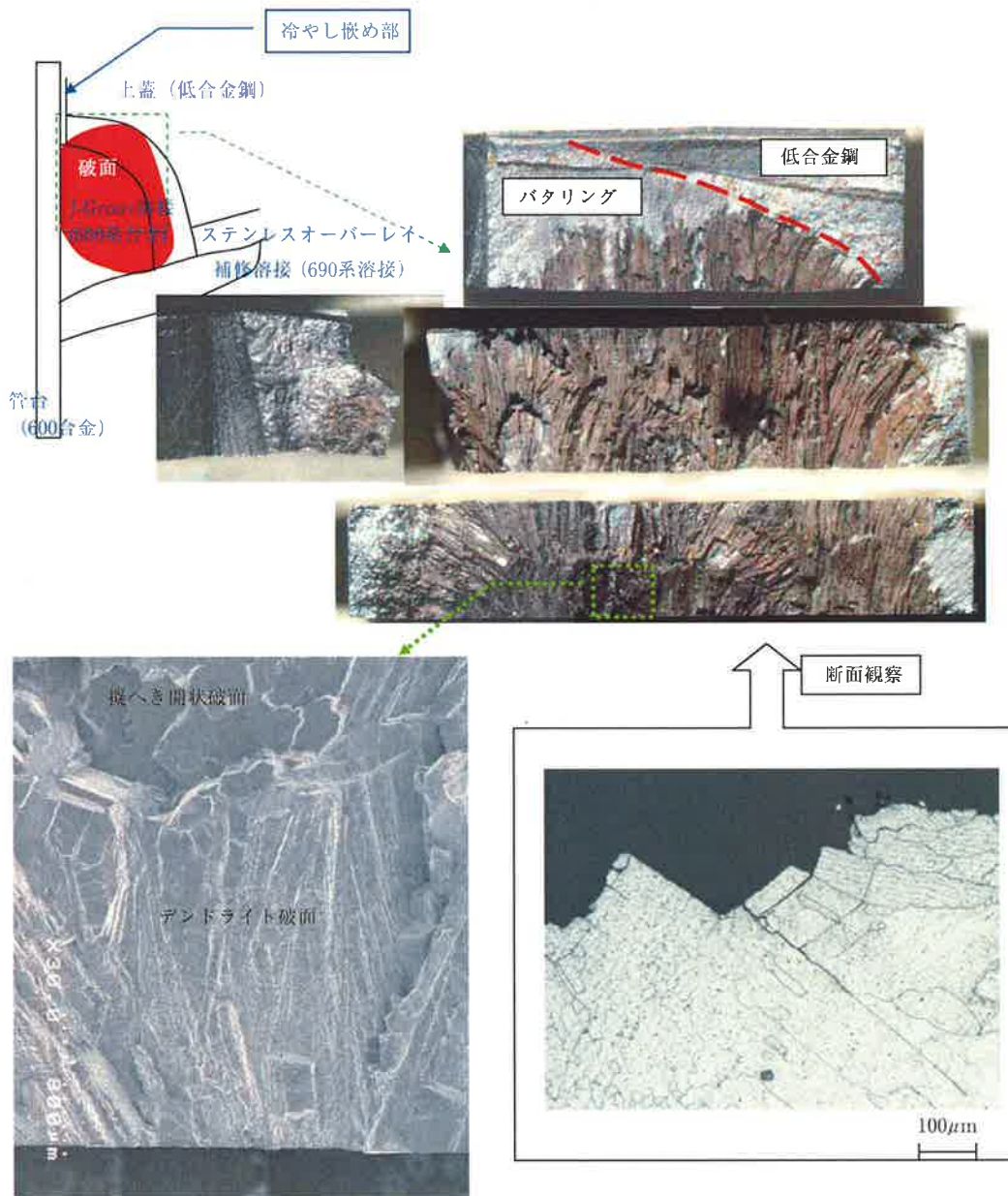


図4 主き裂解放後の破面観察結果 (No.47 管台)

補修により起点の情報は失われているものの、リークパスとしてはJ-groove 溶接内表面側からPWSCCがJ-groove 溶接内を進展し、冷やし嵌め部のすきまに到達したものと考えられる。

3.2 ほう酸腐食状況の確認

No.47 管台の冷やし嵌め部を開放し、外観観察した結果を図5に示す。黒色および褐色の皮膜に覆われ、機械加工跡も見られ、ほう酸腐食は確認されな

かった。このことは1次冷却材の漏洩量が少なかったことを示唆しているものと考えられる。

3.3 管台等のPWSCCの調査

管台における経年劣化状況の知見を拡充すべく、管台内表面、漏洩が起こった場所以外のJ-groove 溶接部および690 補修溶接部の観察を行なった。

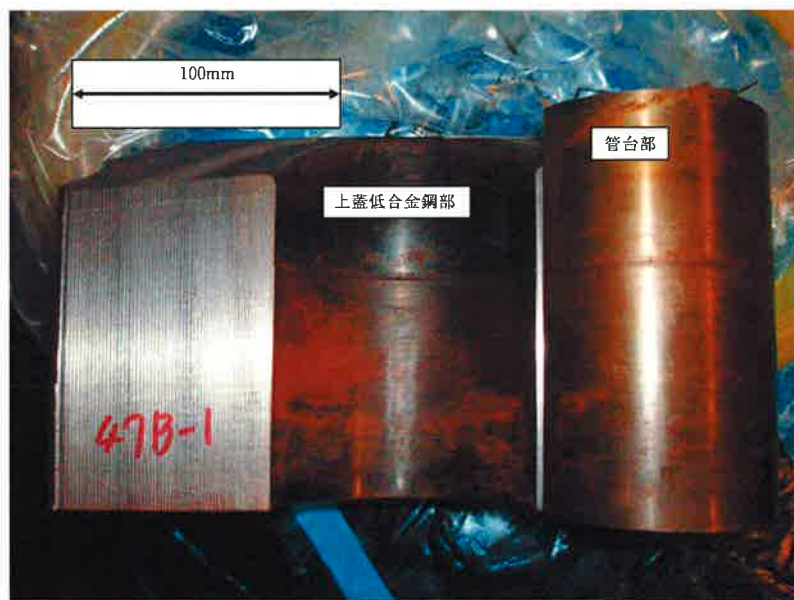


図5 冷やし嵌め部の外観観察結果 (No.47 管台)

3.3.1 管台内表面のPWSCCの調査

管台内表面およびその断面をデジタルマイクロスコープで観察した1例を図6および図7に示す。特段の経年劣化は観察されなかった。

3.3.2 J-grooveのPWSCCの調査

1次冷却材漏洩を経験していないNo.69管台 J-groove 溶接表面のデジタルマイクロスコープによる観察を図8に、SEMによる観察を図9に、断面の

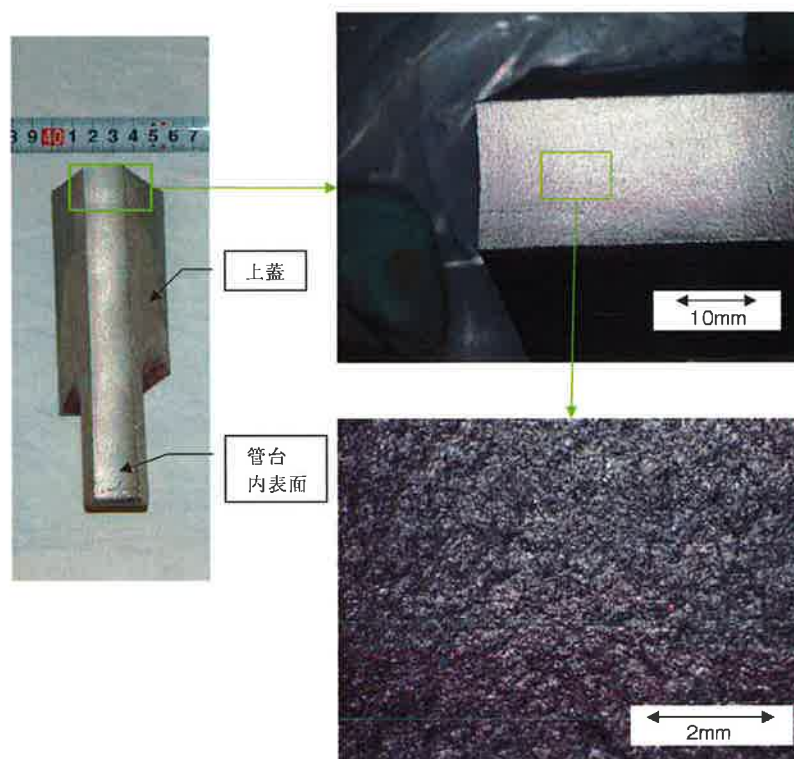


図6 管台内表面観察結果 (No.47 管台)

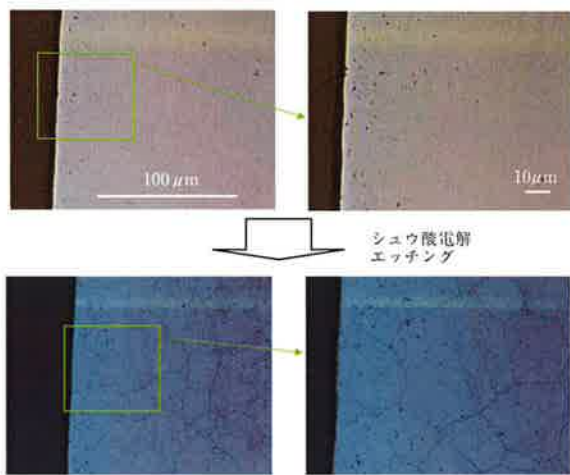


図7 管台断面観察結果 (No.47 管台)

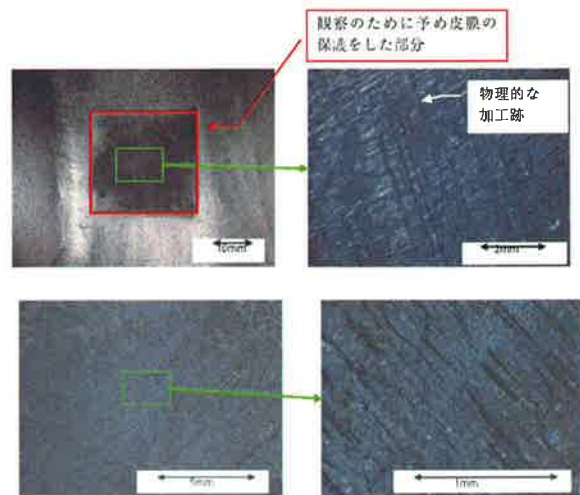


図8 J-groove 溶接表面の観察結果 (No.69 管台)

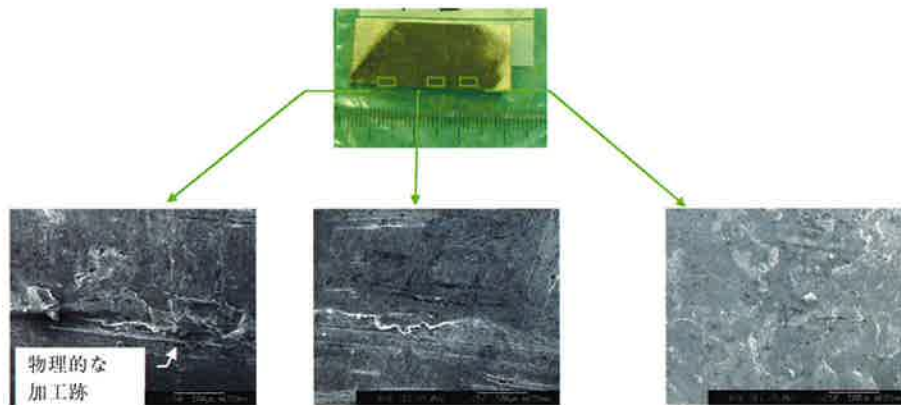


図9 J-groove 溶接表面のSEM 観察結果 (No.69 管台)

デジタルマイクロスコープによる観察を図10に、SEMによる観察およびエネルギー分散型X線分光法 (energy dispersive X-ray spectroscopy, EDS) による分析結果を図11に、ビッカース硬さの測定結果を表2に示す。表面は酸化皮膜に覆われ、物理的な加工跡がみられるものの比較的滑らかであり特段の損傷は観察されなかった。成分、硬さにも特段の異常は観察されなかった。

3.3.3 690 補修溶接部の PWSCC の調査

No.47 管台 690 補修溶接部については1サイクルだけの運転経験ではあるが、その健全性を確認するために観察を行なった。

表面のデジタルマイクロスコープ観察を図12に、SEMによる観察を図13に、断面のデジタルマイク

ロスコープによる観察を図14に、ビッカース硬さの測定結果を表2に示す。表面は酸化皮膜に覆われ、グラインダと推定される物理的な加工跡がみられるものの比較的滑らかであり、断面や硬さにも特段の異常は観察されなかった。

表2 各部位でのビッカース硬さ測定結果

測定点	1	2	3	4	5	平均
47 管台破面 (600 系溶接)	245	237	233	240	245	240
47 管台補修溶接部 (690 系溶接)	285	287	283	285	285	285
47 管台内表面 (600 合金)	139	138	139	137	137	138

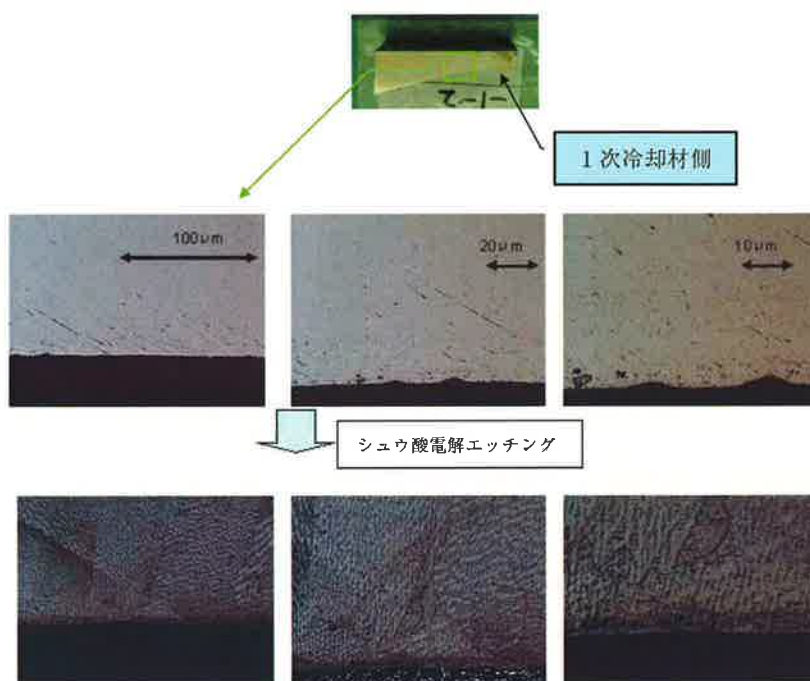


図10 J-groove 溶接1次冷却材接液部断面観察 (No.69 管台)

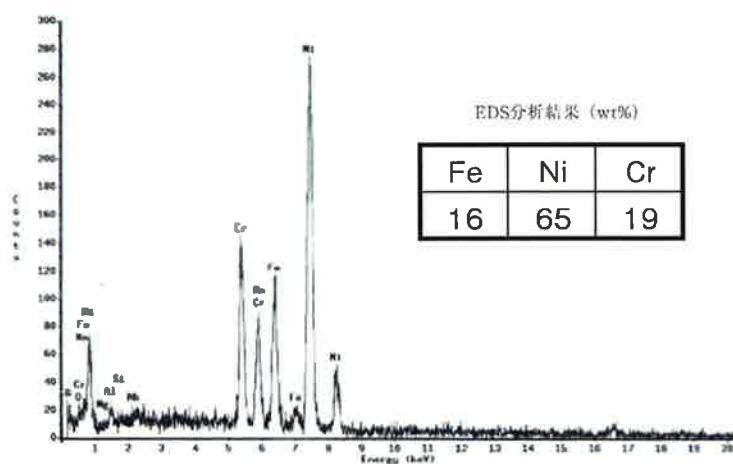
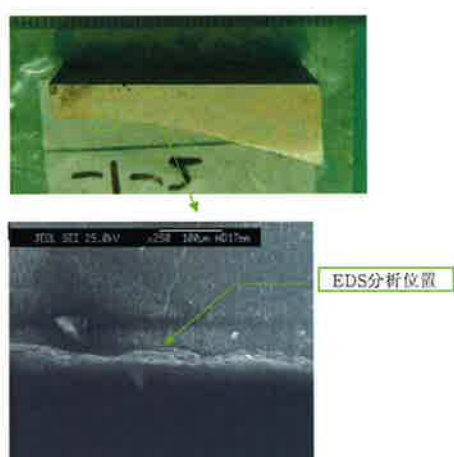


図11 J-groove 溶接断面 SEM 観察および EDS 分析結果 (No.69 管台)

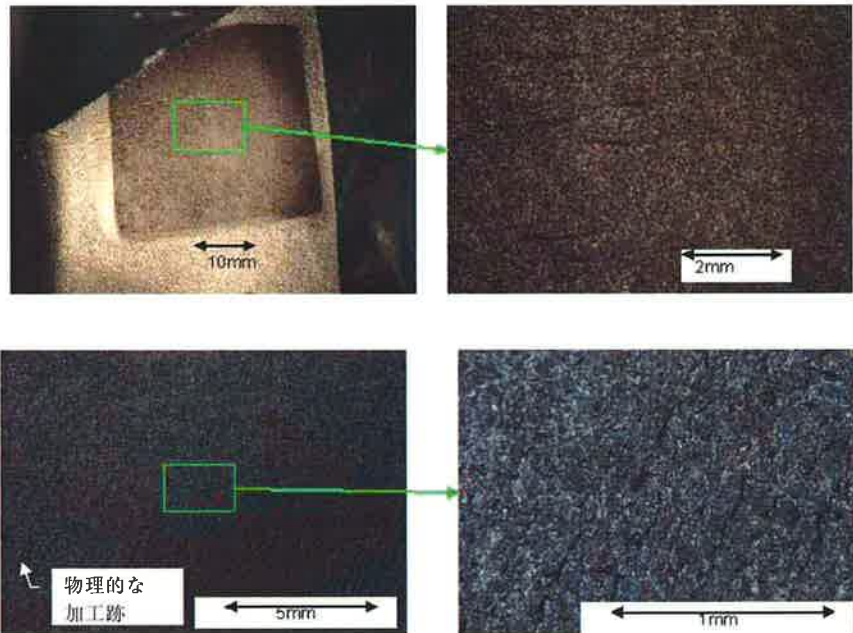


図 12 690 系合金による補修溶接部表面観察結果 (No.47 管台)

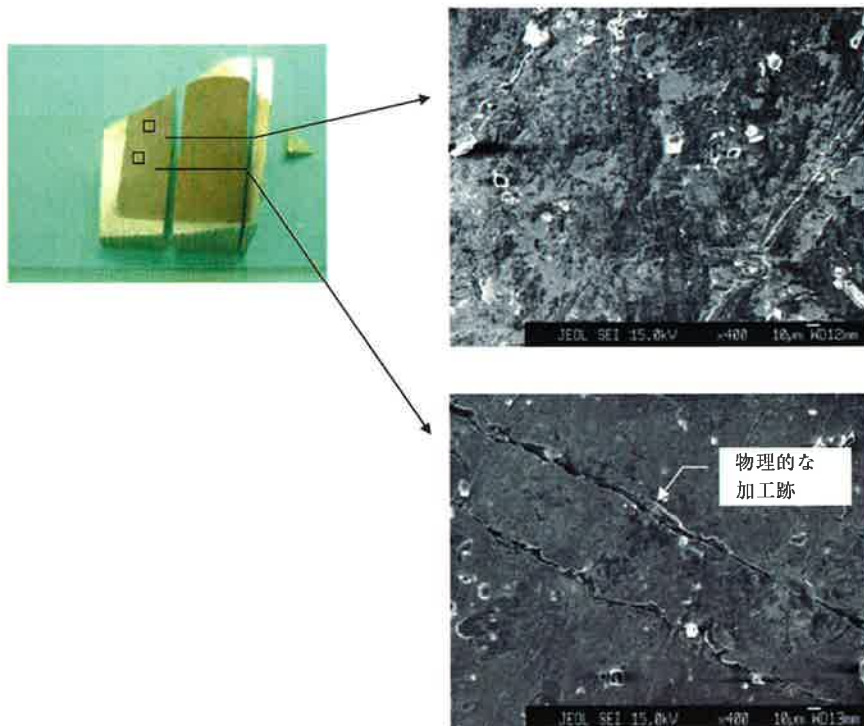


図 13 690 系合金による補修溶接部表面 SEM 観察結果 (No.47 管台)

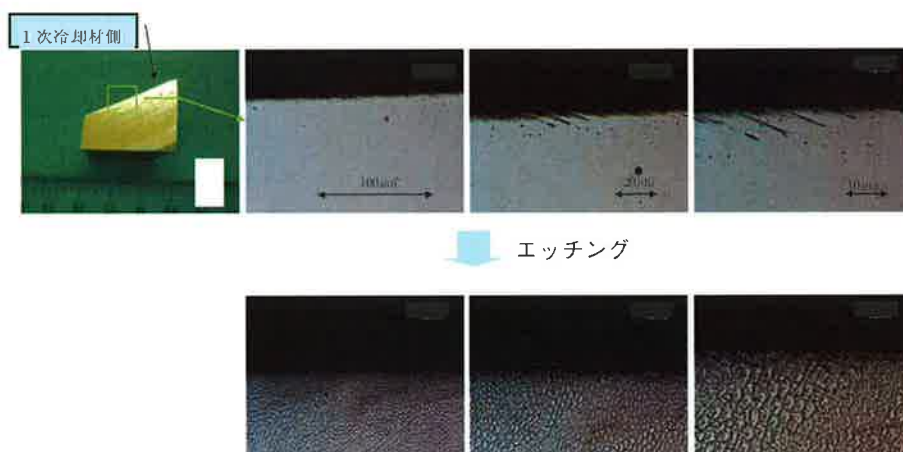


図14 690系合金による補修溶接部表面近傍の断面観察結果 (No.69 管台)

3.4 No.69 管台の UT 指示部の調査

No.69 管台 UT 指示部の断面の写真を図15に示す。管台と J-groove 溶接境界部に cm オーダーの空隙が観察された。その形状等から溶接時の溶け込み不良と考えられる。UT 指示の原因としてはこの溶

接不良を検出したものと考えられる。なお、他の断面にも小さな空隙が多数観察された。(図16)

なお、このような溶接不良は海外では多くの報告⁽⁸⁾がある。

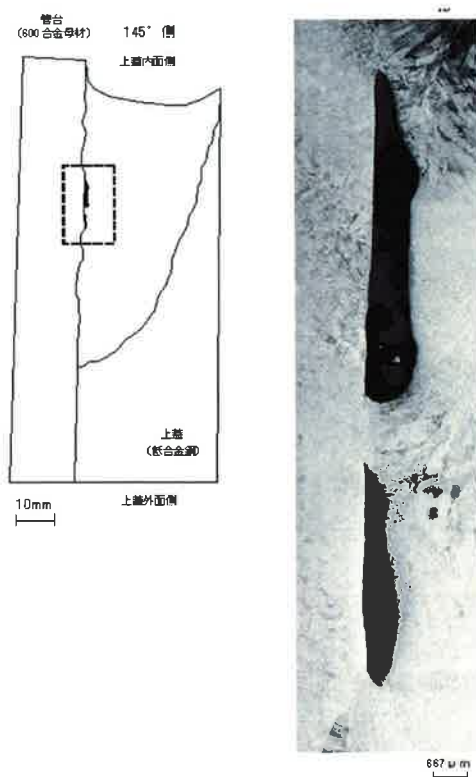


図15 No.69 管台 UT 指示部の断面観察結果

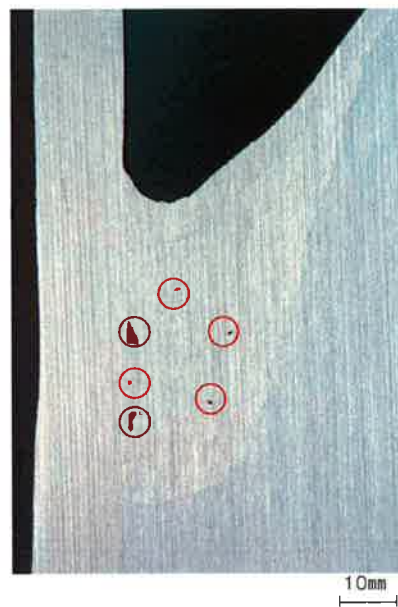


図16 No.69 管台 J-groove 溶接部に見られた空隙

4. 考察

No.47 管台で発生した1次冷却材漏洩のリークパスについては、補修によりその起点の情報は失われているものの、溶接部のPWSCC特有のデンドライト破面がJ-groove溶接部全面に放射状に広がっており、J-groove溶接の1次冷却材に接する表面からPWSCCが進展し、管台と上蓋の冷やし嵌め部から漏洩に至ったと考えられる。なお、デンドライト破面に混在する形で擬へき開状破面が観察されたが、このような破面が混在することの知見がなく、この破面がPWSCC進展に及ぼす影響は明らかではない。

海外を含めた上蓋の交換時期を図17⁽⁵⁾に示す。大飯3号は他のプラントと比較しても短時間(約10万時間)で漏洩に至っていることが分かる。発生域のき裂進展速度は進展域のき裂進展速度に比べて十分に遅いという報告もあり⁽⁶⁾、発生域のき裂進展を考慮するとこの短時間での漏洩は説明が難しい。しかし、J-groove溶接部には製造時から存在すると考えられる空隙が観察されており、運転初期にこの空隙が開口し、運転の初期から進展域の進展速度でPWSCCが進展した可能性がある。初期欠陥が進展域のPWSCC速度をもたらず概念図を図18に示す。この初期欠陥による短時間漏洩の可能性について、

最短リークパスを25mmと仮定し、現実的な初期欠陥深さと応力で説明できるか(1)~(3)式により簡便な評価を実施した。通常、き裂の進展に伴い、Kや応力は変化するが、本評価では初期欠陥によりもたらされたき裂進展速度が一定値で継続するとしている。(1)式は25mmから初期欠陥を除いた長さを10万時間(3.6×10⁸s)で貫通するに必要なき裂進展速度の評価であり、これが(2)式の600合金溶接部の325℃における米国 Electric Power Research Institute (EPRI) の評価式⁽⁷⁾と等しいとした。EPRIの評価式には応力拡大係数の項があり、一般的に知られている(3)式を用いた。

なお、大飯3号は炉頂部の温度低減対策を実施しており、310℃での運転時間を46,000時間、289℃での運転時間を55,000時間、き裂進展速度の温度換算のための活性化エネルギーを179kJ/molと仮定した。

$$CGR = (25 - a) / 3.6 \times 10^8 \tag{1}$$

$$CGR = 1.4 \times 10^{-14} \times (K - 9)^{1.16} \tag{2}$$

$$K = \alpha \sigma \sqrt{\pi a} \tag{3}$$

CGR：き裂進展速度 (mm/s)

a：欠陥深さ (mm)

K：応力拡大係数 (無次元)

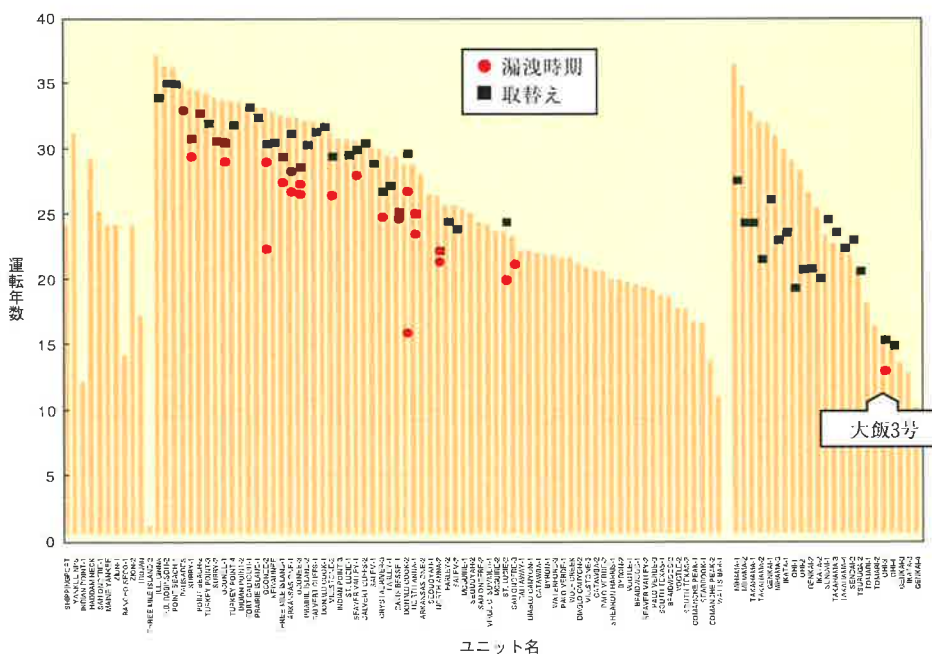


図17 運転年数とRV上蓋管台からの漏洩時期⁽⁵⁾

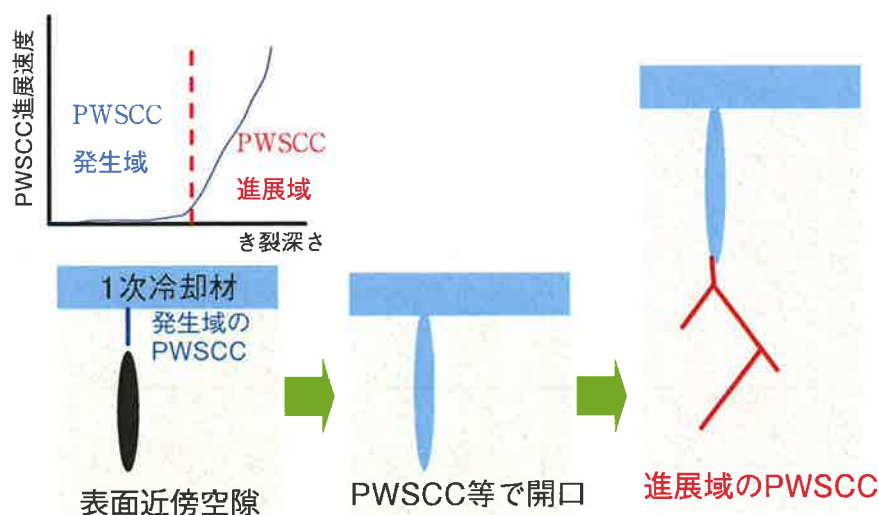


図18 表面近傍空隙によりPWSCC進展域での速度へ変化する概念図

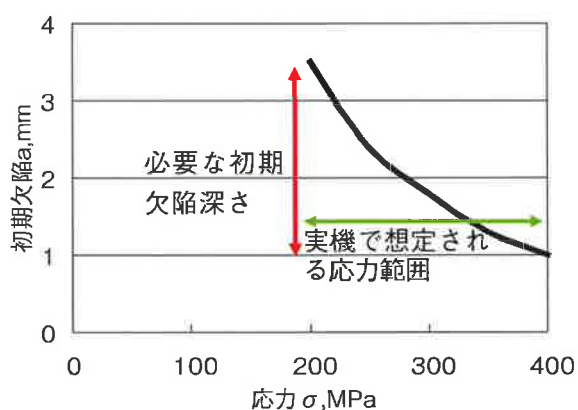


図19 10万時間で漏洩に至るのに必要な初期欠陥深さと応力との関係(600合金溶接)

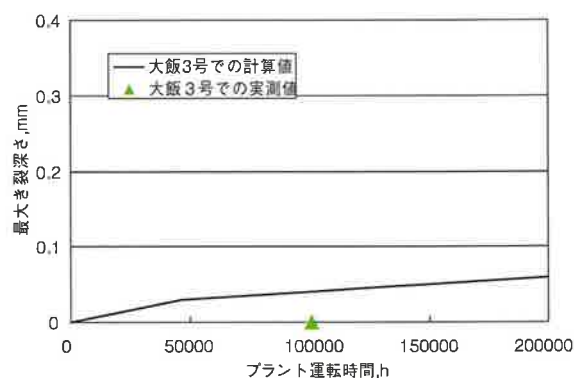


図20 上蓋管台600合金母材PWSCC進展挙動

α : 形状係数(無次元)

σ : 応力(MPa)

仮に、き裂進展が一定値で継続する簡便な評価をした結果、10万時間での漏えいに必要な応力と初期欠陥は図19のとおり評価される。ただし、本評価は表面仕上げの不十分さを否定するものではない。

管台、J-groove溶接、補修溶接部には特段の経年劣化は観察されなかった。このことは材料とその使用環境が適切であることを示すものと考えられる。

次に管台母材の健全性についての考察を加える。大飯3号機では上蓋の運転温度低減措置を実施していることと炭素量の少ない材料を用いていることにより、想定されるPWSCCの深さとしては、600合

金母材の応力400MPaでの発生域PWSCC進展速度 2.2×10^{-12} m/s⁽⁶⁾で一定、活性化エネルギー179kJ/mol、発生までの時間を保守的に0(運転時間=進展時間、この場合き裂深さは最大となる。)を仮定しても高々40 μ m程度であり、このような断面観察では検出されなかったと考えられる。想定されるPWSCC深さを運転時間で整理したものを図20に示す。

5. まとめ

大飯3号RV上蓋管台部からの1次冷却材漏洩のリークパスおよび経年劣化状況を調査した。得られた主な知見をまとめると以下ようになる。

- (1) リークパスとしては J-groove 溶接の 1 次冷却材に接する表面から PWSCC が進展し、管台と上蓋の冷やし嵌め部のすきまから漏洩にいたったことを確認した。
- (2) 顕著なほう酸腐食は確認されず、このことは 1 次冷却材の漏洩量は少量であったことを示唆するものである。
- (3) 管台, J-groove 溶接, 補修溶接部には PWSCC の発生は観察されなかった。このことは材料とその使用環境が適切であることを示すものと考えられる。
- (4) 大飯 3 号管台母材に PWSCC が観察されなかったことは、発生域の PWSCC 進展速度から評価して妥当である。

- Rate Disposition Curves for Primary Water Stress Corrosion Cracking (PWSCC) of Alloy 82, 182 and 132 Weldments, "Proc. 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System-Water Reactors-, p511, TMS (2005).
- (8) EPRI, "Destructive Examination of the North Anna 2 Reactor Pressure Vessel head," Material Reliability Program197,(2006).

文献

- (1) 渡辺憲夫, "米国の加圧水型原子力発電所における原子炉圧力容器上蓋損傷事例の分析," 日本原子力研究所, JARRI-Review2004-015 (2004).
- (2) First Energy Nuclear Operation Company, Davis Besse Nuclear Power Station, "Root Cause Analysis of the Reactor Pressure Vessel Head Degradation at the Davis-Besse Nuclear Power Station," CR 2002-0891 (2002).
- (3) 原子力安全・保安院, "関西電力(株)大飯発電所 3 号機の定期検査中に発見された制御棒駆動装置取付管台等からの漏えいについて," (2004).
- (4) 酒井俊治, 戸塚信夫, 釜谷昌幸, 中島宣雄, "MA600 合金の 1 次冷却水中応力腐食割れ (PWSCC) 進展速度に関する研究," INSS JOURNAL, Vol.7, p129 (2000).
- (5) 土橋嘉和, 藤井有蔵, "原子力プラントの高経年化研究と INSS の取り組み," 原子力 eye, Vol.53, No.2 (2007).
- (6) 戸塚信夫, 釜谷昌幸, 藤井克彦, 寺地巧, "PWR1 次系環境下における 600 合金の応力腐食割れの発生と予測," 株式会社原子力安全システム研究所, INSS MONOGRAPHS No.3 (2008).
- (7) G. A. White, N. S. Nordmann, J. Hickling, C. D. Harrington, "Development of Crack Growth