

伊方発電所第 1 号機
原子炉容器入口管台内表面の微小な傷について

平成 1 6 年 1 2 月

四国電力株式会社

【目 次】

1 . 件 名	1
2 . 事象発生の日時	1
3 . 事象発生 of 原子炉施設	1
4 . 事象発生時の運転状況	1
5 . 事象発生 of 状況	1
6 . 調査結果	1
7 . 要因分析	4
8 . 推定原因	5
9 . 対策と対応	6

1 . 件 名

伊方発電所第 1 号機 原子炉容器入口管台内表面の微小な傷について

2 . 事象発生の日時

平成 1 6 年 1 1 月 1 4 日 1 4 時 3 0 分（確認）

3 . 事象発生の原子炉施設

原子炉本体 原子炉容器冷却材入口管台 B

4 . 事象発生時の運転状況

第 2 2 回定期検査中（平成 1 6 年 9 月 5 日より）

5 . 事象発生の状況

伊方発電所第 1 号機(定格電気出力 5 6 6 MW)は、第 2 2 回定期検査において、原子炉容器冷却材入口管台（以下、「入口管台」という。）継手溶接部のレーザーピーニング工事の施工前検査として浸透探傷検査（以下、「P T」という。）を実施したところ、入口管台 B と 1 次冷却材入口配管セーフエンド（以下、「セーフエンド」という。）との溶接部付近の内表面に微小な 2 箇所の傷（最大長さ約 5 mm）を平成 1 6 年 1 1 月 1 4 日 1 4 時 3 0 分に確認した。

なお、運転中に 1 次冷却材の漏えいの兆候は認められておらず、先に同様の施工前検査を実施した入口管台 A については、同様の事象は確認されなかった。

また、本事象による周辺環境への放射能の影響はなかった。

P T による微小な傷は、入口管台内表面の約 1 0 3 ° の位置に約 5 mm の線状の指示（傷 A）と約 1 0 5 ° の位置に最大長さ約 4 mm の放射状の指示（傷 B）が認められた。（原子炉容器側から見て管台上部を 0 ° 基準）

（添付資料 - 1 ～ 3）

6 . 調査結果

入口管台 B の近接した微小な傷 2 箇所について、外観点検、スンプ観察、超音波探傷検査及び研削調査により傷の状況を確認するとともに、製造履歴、点検履歴及び運転履歴を調査した。

（ 1 ）外観点検

a . 溶接部の外表面

入口管台 B とセーフエンドとの溶接部について外表面より目視点検を行

った結果、漏えいは認められなかった。

(添付資料 - 4)

b . 当該部の表面

当該部周辺について、エッチング処理後、観察した結果、当該部はステンレスクラッドと600系Ni基合金の継手溶接部との境界近傍であり、2箇所到手直し跡とみられる楕円状の領域が認められた。

このうち、傷A部はステンレスクラッドと600系Ni基合金の継手溶接部との境界部に約8mm×約7mmの楕円状であり、傷B部はステンレスクラッド部に約7mm×約6mmの楕円状であった。

(添付資料 - 5)

(2) スンプ観察

当該部について、スンプ観察を行った結果、以下のとおりであった。

- ・ 傷Aは、長さ約5mmの線状、傷Bは、最大長さ約4mmの放射状であり、両方とも手直し跡とみられる楕円状の領域内に認められた。
- ・ 拡大観察の結果、溶接金属のデンドライト境界に沿った割れがあり、楕円状の領域内に留まっていた。
- ・ 楕円状の領域内の組織には、その周りのステンレスクラッドに存在するフェライト相は認められなかった。

(添付資料 - 6)

(3) 超音波探傷検査

当該部について、内表面及び外表面から超音波探傷検査により、傷の状況を確認した結果、検出限界(約3mm)を超える傷は確認されなかった。

(添付資料 - 7)

(4) 研削調査

内表面及び外表面からの超音波探傷検査の結果から、傷は約3mm以下であり、ステンレスクラッド内に留まっている可能性が高いことから、当該部を目標0.5～1mm程度ずつ研削し、各研削後にスンプ観察及びPTを行い、傷の形状等を調査した。

a . 第1回研削調査

・ スンプ観察

傷Aは長さ約5mmの線状、傷Bは最大長さ約3mmの放射状であり、楕円状の領域内に割れが認められた。

拡大観察した結果、溶接金属のデンドライト境界に沿った割れが確認された。

- ・ P T 結果

傷 A は長さ約 5 mm (線状)、傷 B は最大長さ約 3 . 5 mm (放射状) の P T 指示を確認した。

- b . 第 2 回研削調査

- ・ スンプ観察

傷 A は長さ約 1 . 5 mm の線状、傷 B は長さ約 0 . 3 mm の線状であり、楕円状の領域内に割れが認められた。

拡大観察した結果、溶接金属のデンドライト境界に沿った割れが確認された。

- ・ P T 結果

傷 A は長さ約 2 mm (線状)、傷 B は直径約 0 . 5 mm (点状) の P T 指示を確認した。

- c . 第 3 回研削調査

- ・ スンプ観察

傷 A、B とも消滅した。

- ・ P T 結果

傷 A、B の P T 指示は認められなかった。

(添付資料 - 8、9)

- d . 研削結果

傷の深さは、研削量、P T 指示及びスンプ観察結果より、傷 A、B とも約 3 . 0 mm 以下であり、ステンレスクラッド内に留まっていた。

(添付資料 - 10)

- e . E P M A (電子線マイクロアナライザー) 分析結果

研削調査で発生した金属研削粉を用いて、E P M A による組成分析を行った結果、600 系 Ni 基合金であると推定された。

なお、X 線回折による酸化物組成調査を行った結果、サンプル量が少量であり、酸化物組織の確認はできなかった。

(添付資料 - 11)

- (5) 製造履歴調査

入口管台 B について、材料・施工等製造履歴の調査を行った結果、以下のとおりであった。

- a . 材料調査

溶接施工に関する記録を調査し、問題ないことを確認した。

b . 溶接施工・検査調査

溶接施工の記録を確認した結果、当該部の施工方法及び検査に問題はなかった。

なお、聞き取り調査の結果、当該部の検査前に手直し溶接を行った可能性があること及び手直し溶接については記録を残す運用でなかったことを確認した。

(添付資料 - 1 2)

(6) 点検履歴調査

当該部の過去の点検状況について調査した結果、供用期間中検査において有意な指示等は認められなかった。

(添付資料 - 1 3)

(7) 運転履歴調査

運転記録、定期検査記録により、温度・圧力が設計条件内で運転されていること、水質が管理値内で運転されていることを確認した。

(8) 調査結果のまとめ

以上の調査結果から、

- ・当該部にみられた楕円状の領域は 6 0 0 系 N i 基合金による手直し溶接跡であると推定される。
- ・2 箇所の傷は、デンドライト境界に沿った割れであり、手直し溶接跡の溶接金属内に留まっており、入口管台母材には達していなかった。
- ・2 箇所の傷の深さは、約 3 . 0 mm 以下であった。
- ・製造、点検、運転履歴には問題は認められなかった。

なお、伊方 1 号機の原子炉容器冷却材出口管台 A、B 及び入口管台 A の継手溶接部の P T を実施した結果、問題ないことを確認した。

7 . 要因分析

以上の調査結果から、傷は 6 0 0 系 N i 基合金による手直し溶接跡のデンドライト境界に沿った割れであり、このような特徴を示す割れには、製造時に生じる高温割れ、運転中に発生する 1 次冷却材環境下における応力腐食割れ(以下、「P W S C C」という。) があるため、以下の調査を行った。

(1) 高温割れ

高温割れは、早い段階で割れが発生し、製造時の検査で発見される可能性が高いが、製造履歴調査で問題が認められないことから、その可能性は小さいものと考えられる。

(2) 応力腐食割れ

a . 材料調査

当該部は、スンプ観察及びE P M Aによる材料成分の分析結果から、6 0 0系N i 基合金溶接材料を用いた手直し溶接跡であると推定されることから、条件によっては、P W S C Cが発生する可能性がある材料である。

b . 環境調査

当該部は、1次冷却水に接しており、6 0 0系N i 基合金は条件によっては、P W S C Cが発生する可能性が否定できない環境である。

なお、伊方発電所の運転中の1次冷却材水質環境下では、ステンレス材はP W S C C発生領域を外れている。

c . 応力調査

これまでの国内外事例から、補修溶接方法によっては、6 0 0系N i 基合金溶接部はP W S C Cが発生する十分な引張残留応力が発生し得ることを確認した。

このため、当該部においては、局所的な手直し溶接に伴い高引張残留応力が発生したことで、応力腐食割れの3因子(材料・環境・応力)が重畳し、6 0 0系N i 基合金にはP W S C Cが発生する可能性がある。

以上のことから、当該部の傷の発生要因としては、P W S C Cの可能性が高い。

8 . 推定原因

- ・当該部は6 0 0系N i 基合金溶接材料を用いた手直し溶接跡であると推定されたこと
- ・当該部は1次冷却水に接する環境にあること
- ・補修溶接方法によっては、6 0 0系N i 基合金溶接部はP W S C Cが発生する十分な引張残留応力が発生し得ること

から、当該部においては、局所的な手直し溶接に伴い高引張残留応力が発生したことで、応力腐食割れの3因子(材料・環境・応力)が重畳してP W S C Cが発生し進展したものと推定される。

なお、P W S C Cについては、ステンレスクラッドへ進展しないことから、今回の傷は手直し溶接内に留まり、傷の深さは内表面から約3 . 0 mm以下であったものと考えられる。

9 . 対策と対応

(1) 当該部の対策

調査のため研削した当該部については、溶接施工時の施工性と健全性が確認され、耐応力腐食割れ性に優れた 6 9 0 系 N i 基合金によるクラッド溶接を行う。また、溶接後、引張残留応力低減のため当該部位にレーザピーニングを行う。

(2) 伊方 2、3 号機の出入口管台の対応

伊方 2、3 号機については、これまでの供用期間中検査において、問題は認められておらず、また、今回の傷の状況からみても、傷はステンレスクラッド内に留まっており、構造強度上の問題はない。

(添付資料 - 1 4)

なお、伊方 2 号機は、次回平成 1 7 年度の第 1 8 回定期検査で、1 号機と同様原子炉容器内部構造物の取替を計画しており、当該部に接近可能な状態となるため、今回と同様な P T により傷の有無を確認する。また、伊方 3 号機は、平成 1 5 年度の第 7 回定期検査時に、超音波探傷検査で健全性を確認している。

今後も伊方 1、2、3 号機の出入口管台については、次項に示す対応の中で計画的に検査を実施する。

(3) 伊方 1、2、3 号機 6 0 0 系 N i 基合金使用箇所への対応

国内 P W R 型原子炉の 6 0 0 系 N i 基合金を使用し、かつ 1 次冷却水に接触する箇所については、原子力安全・保安院から検査指示 (平成 1 5 年 1 2 月 1 2 日付) が发出されており、伊方 1、2、3 号機においても、この指示に基づき、該当箇所 (原子炉容器、加圧器及び蒸気発生器の管台とセーフエンドの溶接継手等) について、超音波探傷検査及びベアメタル検査による健全性の確認を計画的に実施中である。

(添付資料 - 1 5)

以 上