

東海第二発電所 運転期間延長に係わる原子炉圧力容器の検査

Reactor pressure vessel inspection for extension of operation period at Tokai No. 2 power station

| | | | | |
|---------|----|----|-------------------|--------|
| 日本原子力発電 | 中間 | 昌平 | Shohei NAKAMA | Member |
| 日本原子力発電 | 竹内 | 公人 | Kimihito TAKEUCHI | Member |
| 日本原子力発電 | 林田 | 貴一 | Kiichi HAYASIDA | Member |

Abstract

At Tokai No. 2 Power Station, a special inspection is conducted in line with the application for approval of extension of operating period. In particular, for reactor pressure vessels, ultrasonic flaw inspection is performed on the base metal part of the trunk which has not been inspected during the conventional in-service inspection. For water supply nozzles, we are conducting eddy current flaw detection inspection for low alloy steel, which is the first in Japan. As a result of these inspections, no defects were found in the reactor pressure vessel, and it was confirmed that there was no significant deterioration even in 40 years of operation.

Keywords: Reactor pressure vessel, Extension of operation period, Special inspection, UT, ECT, MVT-1

1. はじめに

原子力発電所の運転期間は、原子炉等規制法において、運転を開始した日から起算して40年とされているが、その満了に際し、延長しようとする期間などを記載した「運転期間延長認可申請書」に「特別点検結果報告書」、「劣化状況評価書」、「保守管理に関する方針書」を添付して原子力規制委員会に提出し、原子力規制委員会の認可を受けることで、1回に限り20年を上限として延長が可能とされている。

東海第二発電所では、運転期間延長認可申請に合わせて特別点検を実施している。とくに原子炉圧力容器については、従来の供用期間中検査で検査していない胴部の母材部に対して超音波探傷検査を実施している。また、給水ノズルについては、国内初となる低合金鋼に対する渦流探傷検査を実施している。これらの検査の結果、原子炉圧力容器に欠陥は確認されず、40年間の運転においても有意な劣化がないことを確認した。

2. 特別点検

対象の機器・構造物、その対象の部位、着目する劣化事象及び点検方法は、「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」[1]（以下、「運用ガイド」という。）に定められている。本報告では、母材及び溶接部、給水ノズルコーナー部、制御棒駆動機構（以下、「CRD」という。）スタブチューブ、CRDハウジング、中性子束計測ハウジング、差圧検出・ほう酸水注入ノズル及びドレンノズルに対する点検結果を説明する。

2.1 母材部及び溶接部

2.1.1 点検の概要

原子炉圧力容器については、建設時に母材と溶接部に対して超音波探傷試験（以下、「UT」という。）を実施し、割れその他の有害な欠陥がないことを確認している。また、運転開始後は供用期間中検査として溶接部に対するUTを実施しており、割れその他の有害な欠陥は認められていない。

今回の特別点検では、これまでの供用期間中検査では試験対象としていない母材部分まで試験範囲を広げ、割れその他の有害な欠陥の有無を炉心領域全域にわたって確認した（図1）。

2.1.2 点検方法

試験対象は図1に示すとおり、炉心に装荷された燃料集合体の有効長の範囲とし、母材部と周方向溶接継手、長手方向溶接継手、低圧注水管台周辺（溶接部含む）、計装管台周辺、ジェットポンプライザーブレースパッド部（ジェットポンプライザーブレースアーム溶接部含む）、照射試験片ブラケットパッド部とした。中性子照射脆化に対する健全性評価上厳しい箇所は、炉心領域の胴であり、東海第二の胴内表面での中性子照射量は、2016年11月時点で $3.26 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) 程度、運転開始後60年時点で $5.35 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) 程度と評価している。なお、実際の探傷は、炉心領域を十分カバーできるよう、炉心領域にかかる低圧注水管台や計装管台を含めて実施した。

母材部については自動探傷及び手動探傷（垂直法、フェーズドアレイ法 0° 、 $\pm 45^\circ$ ）を原子炉压力容器外面から実施した。それぞれの領域は、東海用ベッセルスキャナーの可動範囲に収まる長方形のブロックに分割して行った。それぞれのブロックに対する探傷範囲は試験装置の走行距離を設定することに加え、探傷開始前に原子炉再循環水出入口管台にレーザー距離計を設定し確認した。

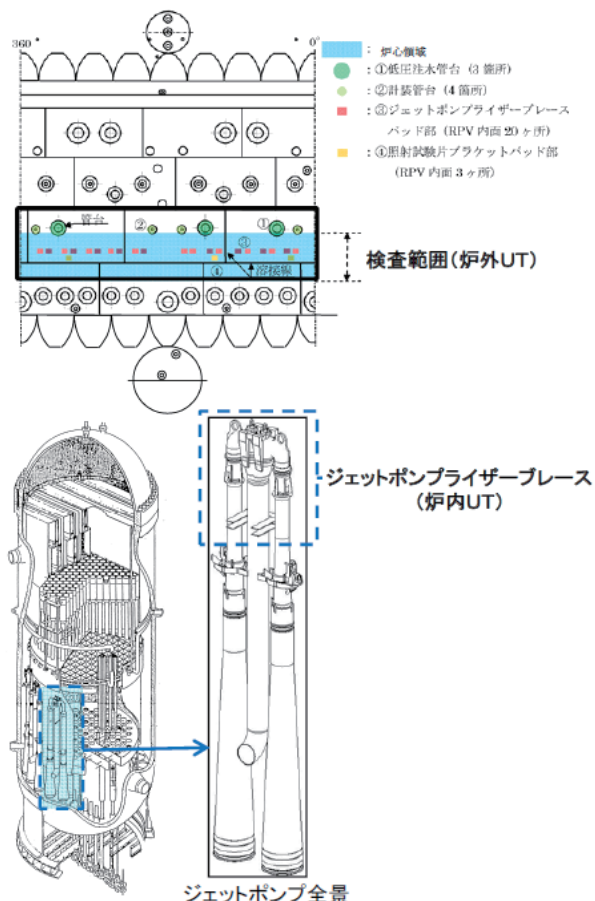


図1 試験範囲（母材部及び溶接部）

原子炉压力容器内表面のクラッド部については内部の欠陥、アンダークラッドクラッキング（以下、「UCC」という。）に対して有効なフェーズドアレイ法 0° 及び $\pm 45^\circ$ の UT を実施した。

2.1.3 点検結果

原子炉压力容器外面からの点検及びジェットポンプライザーブレースアーム溶接部の点検により、原子炉压力容器母材部（クラッド含む）、原子炉压力容器溶接継手（胴の周継手、胴の長手継手）及びジェットポンプライザーブレースアーム溶接部において、DAC20%を超える反射波が検出されているが、JEAC4207-2008「軽水型原子力発電用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」[2]（以下、「JEAC4207-2008」という。）「表-2712-1 UT 指示エコーの分類」に照らして、割れその他の有害な欠陥と判定されるものは無かった。なお、製造時の溶接においてできた融合不良と評価しているものが一部あるが、溶接規格（JSME SNB1-2007）[3]の判定基準を満足し、維持規格に基づく評価を行い割れ等の有害な欠陥でないことを確認した。加えて、建設時に実施した放射線透過試験、UT及び過去の供用期間中検査のデータとの比較・検証を行い、異常のないことを確認した。

2.2 給水ノズルコーナー部

2.2.1 点検の概要

給水ノズルコーナー部は設計上、疲労損傷が発生しないよう、表面は応力集中部が出来ないように適切な R 加工を施す配慮がなされている。建設時には給水ノズルコーナー部に対して磁粉探傷試験（以下、「MT」という。）を実施して、表面欠陥がないことを確認している。

供用期間中検査では給水管台に対して UT を実施しているが、表面試験を行っていない。給水ノズルコーナー部は、原子炉压力容器の低合金鋼部において比較的疲労累積係数の高い形状変化部位となっていることから、給水ノズルコーナー部表面に対して表面試験を実施することとした（図2）。

2.2.2 点検方法

給水ノズルコーナー部に対する渦電流探傷試験（以下、「ECT」という。）は、JEAG4217-2010「原子力発電用機器における渦電流探傷試験指針」[4]（以下、「JEAG4217-2010」という。）を準用して実施した。

給水ノズルコーナー部の全数を試験対象として選定している。給水ノズルコーナー部として、維持規格（JSME

S NA1-2008) [5]の表 IB-2500-4 (項目 B3.20 カテゴリ B-D)に記載されている原子炉压力容器管台内面の丸みの部分を対象に、この範囲の給水ノズルコーナー部内表面を試験対象範囲とした。

国の運用ガイドでは浸透探傷試験(以下、「PT」という。)及びMTの適用も認められているが、気中での放射線環境が厳しいことから水中環境での自動探傷が可能なECTを適用した。

ECTで探傷及び解析に使用した装置については、JEAG4217-2010にて要求されている事項に対し、それぞれ適合していることを予め確認し使用した。ECTで用いたプローブには相互誘導形標準比較方式パンケーキコイルを採用した。給水ノズルコーナー部は曲率半径が小さく探傷性を確保することが難しいことから、形状に沿うようコイルを配置した専用プローブを適用した。

2.2.3 点検結果

給水ノズル全数6箇所ドリフトオフ信号、表面うねり信号、形状信号が検出されているが、いずれもJEAG4217-2010において欠陥信号以外の要因として分類されており、割れに起因した欠陥信号は検出されなかった。

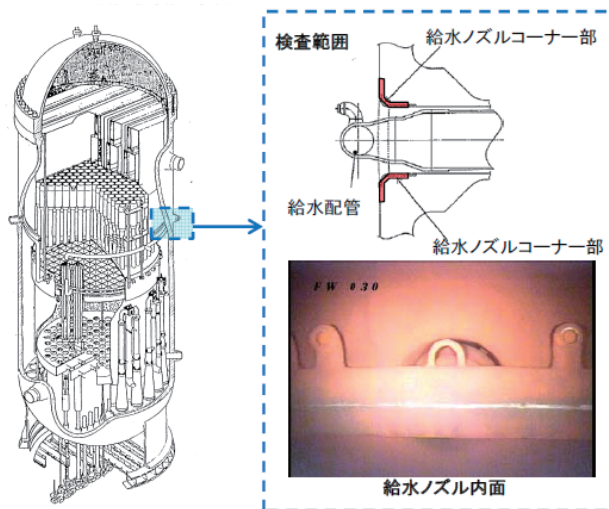


図2 試験範囲(給水ノズルコーナー部)

2.3 CRDスタブチューブ、CRDハウジング、中性子束計測ハウジング、差圧検出・ほう酸水注入ノズル、ドレンノズル

3.3.1 点検の概要

CRDスタブチューブの原子炉压力容器取付け溶接部は、インコネル182等により製作されており、応力腐食

割れ(以下、「SCC」という。)に対する感受性があることが知られていることから、溶接時に残留応力が発生するCRDスタブチューブとCRDハウジングの溶接部、CRDスタブチューブ、中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズルの原子炉压力容器取付け溶接部にウォータージェットピーニング(以下、「WJP」という。)を施工及び計画している。

供用期間中検査は、原子炉压力容器外面からの漏えい検査(VT-2)により漏えいの有無を確認している。また、原子炉压力容器内面側からCRDスタブチューブ、CRDハウジング、中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズルについて供用期間中検査にて目視試験(VT-3)を実施している。

しかし、CRDハウジング内面、中性子束計測ハウジングの内面については定期的な試験計画は無い。また、ドレンノズルについては目視試験として原子炉压力容器内側近傍の試験実績がある(VT-3)。

今回の点検ではこれまでの試験範囲を拡張して原子炉压力容器の機器範囲であるノズル第一溶接線までの範囲について、腐食による劣化事象がないことを目視試験により確認した(図3)。

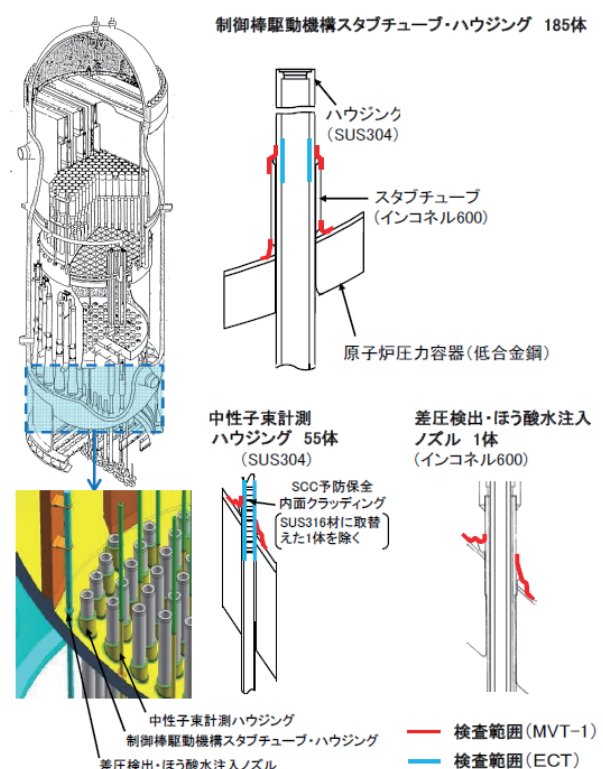


図3 試験範囲(CRDスタブチューブ、CRDハウジング、中性子束計測ハウジング、差圧検出・ほう酸水注入ノズル、ドレンノズル給水ノズルコーナー部)

3.3.2 点検方法

CRDハウジング内面及び中性子束計測ハウジングに対するECTでは、JEAG4217-2010に準拠し、基準感度の20%以上の指示部に対してリサージュ波形を確認することにより欠陥信号成分の有無を確認した。ECTで探傷及び解析に使用した装置については、JEAG4217-2010にて要求されている事項に対し、それぞれ適合していることを予め確認し使用している。

CRDハウジングとCRDスタブチューブとの溶接部、CRDスタブチューブの原子炉圧力容器取付け溶接部に対するMVT-1では維持規格に従い0.025mm幅のワイヤ(1ミルワイヤ)、ドレンノズルに対するVT-1では0.8mmの黒線がそれぞれ識別可能な手法により試験を行っており、試験前後で視認性を確認している。

3.3.3 点検結果

CRDハウジング及び中性子束計測ハウジング内面に対するECTでは、割れに起因した欠陥信号は検出されなかった。溶接部については、0.025mm幅のワイヤが識別可能な目視試験(MVT-1)により、割れ状の欠陥がないことを確認できた(図4)。ドレンノズルについては、0.8mmの黒線が識別可能な目視試験(VT-1)により、腐食がないことを確認できた。

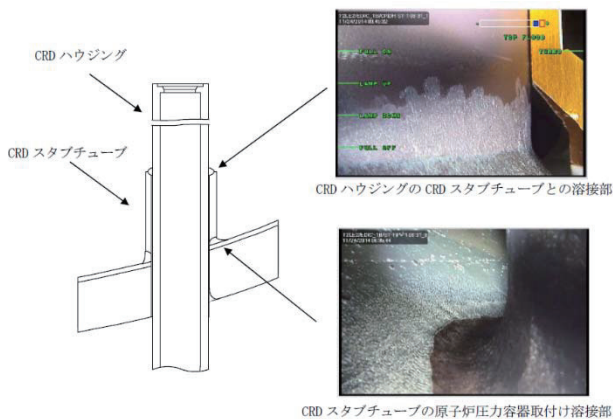


図4 CRDスタブチューブ外面MVT-1画像

3. まとめ

原子炉圧力容器については、これまで、供用期間中検査において定期的実施するとともに、インコネル182等で発生が予想されるSCCについても適正な保全を計画・

実施してきた。今回これらの現状保全に加え、特別点検の実施により得られた知見は以下のとおりである。

・母材及び溶接部

今回、点検可能な炉心領域の全てに対してUTを実施した結果、母材及び溶接部(クラッド含む)において、割れその他の有害な欠陥が無いことが確認できた。

・給水ノズルコーナー部

従来、ノズルコーナー部の体積試験としてUTを実施しているが表面試験は実施していない。今回、ECTを実施した結果、有意な欠陥は確認されなかったことから、疲労による割れを生じていないことが表面試験においても確認できた。

・CRDスタブチューブ、CRDハウジング、ICMハウジング、差圧検出・ほう酸水注入ノズル

今回、各対象部位の溶接部(熱影響部含む。)の目視試験(MVT-1)、CRDハウジング、ICMハウジング内面の溶接熱影響部のECTを実施した結果、有意な欠陥は確認されなかったことから、各対象部位において応力腐食割れを生じていないことが確認できた。

・ドレンノズル

今回、ノズル第一溶接線までの範囲において目視試験(VT-1)を実施した結果、腐食を含む有意な欠陥は確認されなかった。

参考文献

- [1] 実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド(平成29年9月20日 原規規発第1709202号)
- [2] 日本電気協会 JEAC4207-2008 軽水型原子力発電用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程
- [3] 日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格(JSME S NB1-2007)
- [4] 日本電気協会 JEAG4217-2010 原子力発電用機器における渦電流探傷試験指針
- [5] 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(JSME S NA1-2008)