

原子炉容器の非破壊検査結果に基づく仮想欠陥寸法の検討

Study of the Postulated Crack Size based on the Non-Destructive Inspection Results of the Reactor Vessel

*田嶋 正和¹、廣田 貴俊¹、北条 隆志²、中崎 亮²

¹三菱重工業株式会社、²関西電力株式会社

運転期間延長申請の為に実施した原子炉容器の特別点検（超音波探傷試験）において、検出限界未満の小さな欠陥があると仮に想定し、点検の実施時期から 60 年運転時点までの疲労亀裂進展量の計算を行い、その欠陥寸法が、高経年化技術評価上で想定している最大仮想欠陥寸法よりも小さくなる事を確認した。

キーワード：原子炉容器、運転期間延長、疲労亀裂進展

1. 緒言

本稿では運転期間延長申請を行うプラントの原子炉容器に対して、特別点検（超音波探傷試験）の結果を踏まえて、運転期間 60 年時点の高経年化技術評価で想定する仮想欠陥寸法を検討した結果について述べる。

2. 最大仮想欠陥寸法の計算

2-1. 対象プラント

特別点検において、原子炉容器の炉心領域全域について参考文献^[1]に従う超音波探傷試験を実施した結果、有意な指示が無いことを確認した美浜 3 号機、及び高浜 1/2/3/4 号機を対象とする。

2-2. 初期想定亀裂の設定

参考文献^[2]を参照し、特別点検において実施した超音波探傷試験における欠陥の検出限界である深さ 4.8mm に、アスペクト比 1:6 として長さ 28.8mm の初期想定亀裂寸法とした。亀裂の位置・方向は、それぞれのプラントの炉心領域の設計に応じて、溶接金属上・軸方向、溶接金属上・周方向、母材上・周方向とした。

2-3. 疲労亀裂進展量の計算時に考慮した条件

参考文献^[3]に従い、供用状態 A 及び B の圧力・温度の過渡変動による応力に加えて、地震荷重による応力や製造時の溶接（板の継手溶接及びステンレスクラッド溶接）時の残留応力を考慮した。また、保守的にクラッドは無いものとして亀裂内面が接液していると想定し、軽水炉環境中の亀裂進展速度を使用した。

2-4. 最大仮想欠陥寸法の計算結果

運転期間 60 年時点における仮想欠陥寸法を表に示す。

3. 結論

高経年化技術評価の PTS 評価^[4]では深さ 10mm、長さ 60mm の最大仮想欠陥寸法を想定しているが、個別プラントでは、表のとおり小さくする事は可能と考えられる。

参考文献

[1] 日本電気協会、軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」、JEAC4207-2008。
[2] 原子力安全基盤機構、原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書(超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度の確認に関するもの)：総括版、2005 年 4 月。
[3] 日本機械学会、発電用原子力設備規格 維持規格、2012 年版（2013、2014 追補版）、JSME S NA1-2014。
[4] 日本電気協会、原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法、JEAC 4206-2007。

*Masakazu Tajima¹、 Takatoshi Hirota¹ 、 Takashi Hojo² and Ryo Nakazaki²

¹MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES、 LTD.、 ²KANSAI ELECTRIC POWER CO.、 INC.

亀裂進展計算の結果				
	美浜3	高浜1	高浜2	高浜3/4※
40年運転時点の 想定深さ(mm)	4.8			
40年運転時点の 想定長さ(mm)	28.8			
60年運転時点の 計算深さ(mm)	4.88	4.90	4.89	4.90
60年運転時点の 計算長さ(mm)	28.84	28.85	28.84	28.85
※包絡条件で算出				