

東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所第3号機における原子炉冷却材再循環系配管の欠陥に関する評価の妥当性確認の結果について

平成18年7月24日
原子力安全・保安院

原子力安全・保安院（以下、「当院」という。）は、電気事業法第55条第3項の規定により、平成18年7月12日に東京電力株式会社から報告のあった、柏崎刈羽原子力発電所第3号機第9回定期検査期間中に確認されたオーステナイト系低炭素ステンレス鋼製原子炉冷却材再循環系配管（以下、「PLR配管」という。）の欠陥に関する評価の対象、方法及び結果について評価を行い、その結果妥当であることを確認した。

1. 事業者における評価年月日

平成18年6月30日

2. 評価の対象

第9回定期検査期間中にPLR配管に確認された欠陥1箇所（溶接継手番号661-901-FK1）について評価されており、原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は評価対象範囲が妥当であると判断した。

3. 評価の方法

評価の対象について、事業者は経済産業省原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」（平成18年3月23日付け平成18・03・20原院第2号、以下「欠陥の解釈」という。）に従って欠陥の発生原因並びに、欠陥の形状と大きさについて評価しており、当院はその方法が妥当であると判断した。

また、事業者は省令の規定に適合しなくなると見込まれる時期を特定するための欠陥の進展評価について、欠陥の解釈に則り「発電用原子力設備規格 維持規格(2002年改訂版) JSME S NA1-2002」(以下「維持規格」という。)のEB-4000により評価しており、当院はその方法が妥当であると判断した。

(1) 欠陥の発生原因

原子炉再循環系配管の応力腐食割れ（以下「SCC」という。）事例と当該部分の材料条件、環境条件及び応力条件を比較することにより欠陥の発生原因を推定している。

(2) 欠陥の形状、大きさ

事業者は、欠陥深さ、形状を把握するために欠陥の解釈に従い超音波探傷試験を行い、その形状及び大きさを確定している。

なお、欠陥深さの測定については、社団法人日本非破壊検査協会規格「超音波探傷試験システムの性能実証における技術者の資格及び認証（NDIS 0603:2005）」の「付属書（規定）軽水型原子力発電所用機器に対するPD資格試験」に合格し認証を受けた超音波探傷試験技術者が、同規格により認証された探傷装置を用い、同規格により認証された手順書に従って行う方法により実施している。

(3) 欠陥の進展評価

欠陥の進展評価は以下の様に行われている。

a. 評価期間

維持規格のEB-4500「許容基準」に従い、許容基準を満足する期間を評価期間としている。また、欠陥の解釈に従い、破壊評価の結果、健全性が維持されると評価される期間が5年以上となる場合は5年を評価期間としている。

b. 負荷条件

SCCによる欠陥の進展として溶接残留応力、内圧、自重及び熱膨張を考慮している。

また、疲労による欠陥の進展として溶接残留応力、内圧、自重、熱膨張及び肉厚内外面温度差に起因する応力、並びに $1/3S_1$ の地震力を考慮している。

なお、溶接残留応力は有限要素法を用いた解析結果による値を採用している。

c. 欠陥のモデル化

超音波探傷試験による欠陥深さの測定結果に対し、維持規格のEB-4351「疲労によるき裂進展」及びEB-4352「SCCによるき裂進展」に従い、欠陥深さ及び長さ方向について欠陥の進展を予測している。

d. き裂進展速度

SCCによるき裂進展速度は、欠陥の解釈に従い、母材部分については維持規格の解説2-2-34「図1 低照射領域の通常炉内水質環境におけるオーステナイト系ステンレス鋼の応力腐食割れき裂進展評価線図」（鋭敏化SUS304のき裂進展速度線図）に定めるものを適用し、溶接金属部分については維持規格の添付J-2「表 添付J-2-1 応力腐食割れき裂進展速度式」（低照射領域における低炭素含有量のオーステナイト系ステンレス鋼）に定めるものを適用している。

また、疲労によるき裂進展速度として、維持規格のEB-4340「き裂進展速度」に基づき、添付E-2-7「図 添付 E-2-FA-2 オーステナイト系ステンレス鋼のBWR通常一次系水質環境中の疲労き裂進展速度線図」に定めるものを適用している。

e. 応力拡大係数

維持規格のEB-4360「応力拡大係数」及び添付E-5「応力拡大係数の算出」のうち、「5.3 表面欠陥に対する算出法」を適用し、溶接残留応力の板厚分布、内圧、自重、熱膨張、及び地震荷重による応力は膜応力とし、肉厚内外面温度差に起因する応力は板厚方向の分布を考慮して応力分布を求め、半楕円のき裂形状を仮定して応力拡大係数を算出している。

(4) 省令第九条の二の規定に適合しなくなると見込まれる時期

事業者は、維持規格のEB-4410「負荷条件」及び添付E-7「欠陥評価に用いる荷重」に従い以下の様に破壊評価を行い、省令第九条の二の規定に適合しなくなると見込まれる時期について評価している。

a. 破壊評価の方法

維持規格のEB-4420「破壊評価法」に基づき、同EB-4440「弾塑性破壊力学評価法」及び添付E-9「弾塑性破壊力学評価法」に従い評価している。

b. 負荷条件

維持規格のEB-4410「負荷条件」及び添付E-7「欠陥評価に用いる荷重」に従い、荷重条件は供用状態A、B及び地震荷重を考慮した供用状態C、Dで最も厳しい荷重を仮定し、原子炉冷却材再循環系配管に加わる内圧、自重、熱膨張及び地震荷重 (S_1 , S_2) を考慮して評価している。

4. 評価の結果

事業者は前項の方法に従って評価を行い、以下の様な結果を報告しており、当院は事業者の評価結果を確認するとともに、欠陥の進展評価結果を独自に確認し、その結果が妥当であると判断した。

(1) 欠陥の発生原因

事業者は、PLR配管のSCC事例と材料条件、環境条件、及び応力条件が類似していることから、今回確認された欠陥について、SCCにより発生した欠陥であると推定している。

(2) 欠陥の形状、大きさ

事業者は、超音波探傷試験の結果から当該継手で確認された欠陥について確認し、欠陥深さが3.5mm、周方向に沿った欠陥長さが26.0mmとしている。

なお、欠陥の形状、大きさについては、独立行政法人原子力安全基盤機構（以下、「機構」という。）が定期検査において事業者が実施した超音波試験を確認している。

(3) 欠陥の進展評価

事業者は、評価の方法に従ってＳＣＣ及び疲労による欠陥の進展評価を行った結果、評価期間である５年後に欠陥は深さ方向に10.3mm（ＳＣＣ＋疲労）、長さ方向には123mmにまで進展すると評価している。

欠陥の進展評価については、機構によるクロスチェックの結果、事業者からの報告内容とほぼ同等な結果を得ている。

(4) 省令第九条の二の規定に適合しなくなると見込まれる時期

事業者は、欠陥の進展評価結果から維持規格に従って破壊評価を行った結果、13.7年後に欠陥長さが許容寸法限界に達すると評価している。また、評価期間である５年後における作用曲げ応力による評価では許容曲げ応力を下回っていると評価している。

省令第九条の二の規定に適合しなくなると見込まれる時期については、機構によるクロスチェックの結果、事業者からの報告内容とほぼ同等な結果を得ている。

5. 評価の結果に基づく補修等の措置

事業者は、原子炉冷却材再循環系配管の661-901-FK1溶接線は、評価期間である５年間の運転が許容されると評価されたことから、今回の定期検査期間中では補修等の措置は実施しないこととしている。

なお、事業者は補修等の措置を計画的に実施するまでの間、欠陥の解釈に則り継続検査を実施することとしている。

以上

(お問い合わせ先)

原子力発電検査課 中村、菅生

電話:03-3501-9547