

平成21年 7月13日
原子力安全対策課
(2 1 - 2 5)
<15時記者発表>

敦賀発電所 1号機の定期検査状況について (制御棒駆動水圧系統ベント弁シート部の傷の原因と対策)

このことについて、日本原子力発電株式会社から下記のとおり連絡を受けた。

記

敦賀発電所 1号機（沸騰水型軽水炉；定格出力35.7万kW）は、第32回定期検査中（平成20年11月7日開始）で、制御棒駆動水圧系統^{※1}の耐震裕度向上工事として、サポートを含めた当該系統配管の一部を交換した。この工事終了後に行う耐圧試験の準備として、当該系統配管内の空気を抜くために設置されているベント弁全数（146台）を点検したところ、13台の弁で、弁座シート部に傷や浸透探傷試験による指示模様が確認され、うち3台はシート面を横断する傷が認められた。

この事象による環境への放射能の影響はなかった。

※1 制御棒を水圧によって原子炉内へ挿入または引き抜きするために駆動水を供給する系統。

[平成21年 5月13日公表済]

1 調査結果

傷等が確認された弁13台のうち、5台（傷がシート面を横断していた2台を含む）の弁を分解して詳細な調査を行った。

(1) 弁座の詳細観察

- ・弁座のシート部（弁体との接触部）は、耐摩耗性を確保するためステンレスの母材にステライト^{※2}の肉盛り溶接（厚さ約1mm）を行っている。
- ・電子顕微鏡による拡大観察の結果、5台のうち2台ではシート面に傷は認められず、金属組織表面（ステライト）での肌荒れであった。残り3台では、リング状のシート面下側半周部だけに割れが認められた。
- ・シート面割れ箇所断面観察では、割れは溶接されたステライト金属組織内に限定されており、この金属組織内部には表面近傍まで微細な空洞が多数確認された。また、割れ箇所の破面観察では、比較的平坦な破面が認められた。

※2 クロム、コバルト、タングステン等を主成分とする硬質金属。

(2) 寸法調査

- ・弁は、弁体と弁座シート面により水の流れを締め切る構造で、弁体はクサビ形状で角度が付いており、弁座シート面もほぼ同じ角度がついている。
- ・弁体と弁座シート面との密着度（あたり具合）を見るため、各部の寸法を測定した結果、シート面に割れが確認された弁では、割れがなかった弁に比べ弁体と弁座の角度差（約1.3～1.9度）が比較的大きかった。

(3) 弁の補修履歴と製造メーカーでの調査

- ・当該系統では、昭和56年度の定期検査（第12回）において、弁の弁棒（駆動

軸)と弁体とのはめ合い部で割れ(弁締め付けによる高応力下での応力腐食割れと推定)が発見されたため、翌年度の定期検査において、弁体全数を当初の材質より柔らかいステンレス製(SUS316)に取り替えた。

- ・その後、平成10年度の定期検査(第25回)作業として、シート面からの漏えいの対応として弁18台を計画的に分解点検したところ、13台の弁座に浸透探傷試験で指示模様が確認されたため、弁の手入れを行った。この13台の弁については、平成12年度の定期検査(第26回)で、新品に取り替えていた。
- ・製造メーカーでの調査では、弁座シート面に溶接するステライト部での溶接欠陥を防止するため、昭和57年以降、溶接前の予熱温度を高くしていた。

(4) 応力評価

- ・当該弁では、弁体全数を取り替えた第12回定期検査以降、弁閉操作時のトルク管理(約3kg・m)を行っていた。
- ・しかし、今回の調査で明らかとなった弁体と弁座の角度差が大きいケースで応力評価を行ったところ、正規のトルク値で弁を閉めた場合でも、弁座シート面の下端部では、局所的にステライトの引張り強さ(920MPa)以上の応力が発生する可能性があるとして評価された。

2 原因

今回発見されたシート面での割れは、弁座シート面の下半部で、ステライト溶接金属組織内に限定していることから、このステライト溶接時に生じた微細な空洞(溶接欠陥)部で、弁体と弁座との角度差が比較的大きい弁において、弁を閉じる際にシート面下端部近くで生じる局所的な引張り応力により、割れが生じたものと推定された。

3 対策

- ・傷等が確認された弁13台については、弁体・弁座を含め新品に取り替える。
- ・当該ベント弁(全数146台)の健全性について、上記弁取替後に原子炉運転圧力(約70気圧)で漏えいのないことを確認する。
- ・なお、当該ベント弁のうち、これまでに取替えていない弁(120台)については、次回定期検査で新品に取り替える。

今後、これらの対策を行うことから、原子炉起動は平成21年10月上旬になる見込みである。

(経済産業省による I N E S の暫定評価尺度)

基準1	基準2	基準3	評価レベル
—	—	0—	0—

I N E S : 国際原子力事象評価尺度

問い合わせ先(担当: 吉田)
内線2357・直通0776(20)0314

敦賀発電所 1号機 制御棒駆動水圧系統ベント弁シート部の傷の調査結果

