

平成 30 年 7 月 18 日
中国電力株式会社

高経年化技術評価書の変更点について

島根原子力発電所 2 号炉 高経年化技術評価書は平成 30 年 2 月 7 日に提出済であるが、技術評価書の説明に当たり、高経年化技術評価書の記載内容の変更を前提として補足説明資料を作成した箇所がある。変更箇所を「高経年化技術評価書 変更前後比較表」に示す。

添付資料

- (1) 高経年化技術評価書 変更比較表 (低サイクル疲労)
- (2) 高経年化技術評価書 変更比較表 (照射誘起型応力腐食割れ)
- (3) 高経年化技術評価書 変更比較表 (2 相ステンレス鋼の熱時効)

以 上

高経年化技術評価書 変更前後比較表 (低サイクル疲労)

添付資料 (1)

変更前	変更後	記載内容の変更	理由
<p>ポンプの技術評価書 (3. 原子炉再循環ポンプ)</p> <p>2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価</p> <p>(1) ケーシングの疲労割れ</p> <p>a. 事象の説明</p> <p>原子炉再循環ポンプのケーシングはプラントの起動・停止時等の温度や圧力の変化により、疲労が蓄積し、疲労割れが発生する可能性があることから、経年劣化に対する評価が必要である。</p> <p>b. 技術評価</p> <p>① (a) 健全性評価</p> <p>原子炉再循環ポンプのケーシングは局所的な応力集中を避ける形状に設計していることから、形状が不連続で、配管反力を受け荷重が厳しいケーシング入口ノズルと配管との溶接部を最も厳しい部位と判断した。疲労評価にあたっては、配管・弁を含む三次元梁モデルにより応力算出を行い、図2.3-1に示す部位について疲労評価を行った。</p> <p>疲労評価は、島根2号炉の運転実績に基づいた2016年度末時点の過渡回数と、今後も同様な運転を続けたと仮定して推定した運転開始後60年時点の過渡回数を用いて、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005年版 (2007年追補版を含む))」に基づいて評価した。また、使用環境を考慮した疲労評価については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 JSME S NF1-2009」に基づいて評価した。評価用過渡条件を表2.3-1に、評価結果を表2.3-2に示す。</p> <p>その結果、疲れ累積係数は運転開始後60年時点でも許容値以下であり、<u>疲労割れが発生する可能性は小さい。</u></p>	<p>ポンプの技術評価書 (3. 原子炉再循環ポンプ)</p> <p>2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価</p> <p>(1) ケーシングの疲労割れ</p> <p>a. 事象の説明</p> <p>原子炉再循環ポンプのケーシングはプラントの起動・停止時等の温度や圧力の変化により、疲労が蓄積し、疲労割れが発生する可能性があることから、経年劣化に対する評価が必要である。</p> <p>b. 技術評価</p> <p>(a) 健全性評価</p> <p>原子炉再循環ポンプのケーシングは局所的な応力集中を避ける形状に設計していることから、形状が不連続で、配管反力を受け荷重が厳しいケーシング入口ノズルと配管との溶接部を最も厳しい部位と判断した。疲労評価にあたっては、配管・弁を含む三次元梁モデルにより応力算出を行い、図2.3-1に示す部位について疲労評価を行った。</p> <p>疲労評価は、島根2号炉の運転実績に基づいた2016年度末時点の過渡回数と、今後も同様な運転を続けたと仮定して推定した運転開始後60年時点の過渡回数を用いて、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005年版 (2007年追補版を含む))」に基づいて評価した。また、使用環境を考慮した疲労評価については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 JSME S NF1-2009」に基づいて評価した。評価用過渡条件を表2.3-1に、評価結果を表2.3-2に示す。</p> <p>その結果、疲れ累積係数は運転開始後60年時点でも許容値以下であり、<u>疲労割れが発生する可能性はないと判断する。</u></p>	<p>(a) 健全性評価</p> <p>① “疲労割れが発生する可能性はないと判断する”とした。</p>	<p>①疲労評価における疲れ累積係数の値は許容値 1 より小さいため。</p>

高経年化技術評価書 変更前後比較表（低サイクル疲労）

	変更後	記載内容の変更	理由
<p>ポンプの技術評価書（3. 原子炉再循環ポンプ）</p> <p>(b) 現状保全 原子炉再循環ポンプのケーシングの疲労割れについては、定期的を目視確認を行い、健全性を確認している。また、供用期間中検査にて、ケーシング内表面の目視確認およびケーシング出入口ノズルと配管との溶接部の超音波探傷試験を行い、健全性を確認している。</p> <p>② (c) 総合評価 原子炉再循環ポンプのケーシングの疲労割れは、健全性評価結果から<u>疲労割れが発生する可能性は小さく</u>、60年間の健全性は維持できると判断する。</p> <p>e. 高経年化への対応 原子炉再循環ポンプのケーシングの熱疲労割れについては、現状の保全項目に留意すべき項目はない。引き続き、現状保全を継続していく。</p> <p style="text-align: center;">- 3-14 -</p>	<p>ポンプの技術評価書（3. 原子炉再循環ポンプ）</p> <p>(b) 現状保全 原子炉再循環ポンプのケーシングの疲労割れについては、定期的を目視確認を行い、健全性を確認している。また、供用期間中検査にて、ケーシング内表面の目視確認およびケーシング出入口ノズルと配管との溶接部の超音波探傷試験を行い、健全性を確認している。</p> <p>(c) 総合評価 原子炉再循環ポンプのケーシングの疲労割れは、健全性評価結果から<u>疲労割れが発生する可能性はなく</u>、60年間の健全性は維持できると判断する。</p> <p>e. 高経年化への対応 原子炉再循環ポンプのケーシングの熱疲労割れについては、現状の保全項目に留意すべき項目はない。引き続き、現状保全を継続していく。</p> <p style="text-align: center;">- 3-14 -</p>	<p>(c)総合評価 ② “疲労割れが発生する可能性はなく” とした。</p>	<p>②①と同じ</p>

高経年化技術評価書 変更前後比較表（照射誘起型応力腐食割れ）

変更前	変更後	記載内容の変更	理由																				
<p>炉内構造物の技術評価書</p> <p>(2) 照射誘起型応力腐食割れ（炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具および制御棒案内管）</p> <p>a. 事象の説明</p> <p>ステンレス鋼については、中性子照射を受けると材料自身の応力腐食割れの感受性が高まるとともに、材料周辺の腐食環境が水の放射線分解により厳しくなることが知られている。照射誘起型応力腐食割れは、この状況に引張応力場が重畳されると粒界型応力腐食割れを生じる現象である。</p> <p>図2.3-2に示すように、BWR環境下のステンレス鋼については、比較的高い累積照射量（SUS316系は$1 \times 10^{25} \text{n/m}^2$、SUS304系は$5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$（以下、「しきい照射量」という。））を受けた場合に応力腐食割れの感受性への影響が現れると考えられている。</p> <p>b. 技術評価</p> <p>(a) 健全性評価</p> <p>①中性子照射要因</p> <p>炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具および制御棒案内管は炉心を取り囲む機器であり高い中性子照射を受けるため、照射誘起型応力腐食割れの感受性が増加する可能性がある。運転開始後60年時点の予想照射量の最大値は、上部格子板のグリッドプレート部の$4.4 \times 10^{25} \text{n/m}^2$であり、しきい照射量を超える炉心シュラウドおよび上部格子板については照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性は否定できない。</p> <p>なお、運転開始後60年時点での照射量は以下の値と予想される。</p> <table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr><td>・炉心シュラウド</td><td style="text-align: right;">$2.6 \times 10^{25} \text{n/m}^2$</td></tr> <tr><td>・上部格子板</td><td style="text-align: right;">$4.4 \times 10^{25} \text{n/m}^2$</td></tr> <tr><td>・炉心支持板</td><td style="text-align: right;">$3.0 \times 10^{24} \text{n/m}^2$</td></tr> <tr><td>・周辺燃料支持金具</td><td style="text-align: right;">$1.2 \times 10^{24} \text{n/m}^2$</td></tr> <tr><td>・制御棒案内管</td><td style="text-align: right;">$4.5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$</td></tr> </table> <p>②応力要因</p> <p>現状では、照射誘起型応力腐食割れの応力依存性に関するデータは少ないが、高い引張応力の存在が応力腐食割れ発生条件の一つとなると考えられる。この引張応力の発生要因を検討すると、差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低く、応力腐食割れの主要因となる可能性は小さい。</p> <p>一方、溶接残留応力については、正確に把握することは困難であるが、過去の経験から比較的高い引張応力となり、応力腐食割れの主要因となる可能性がある。</p> <p>上部格子板については、グリッドプレートにおいてしきい照射量を超えるものの、溶接部はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低く、照射誘起型応力腐食割れの主要因となる可能性は小さい。</p>	・炉心シュラウド	$2.6 \times 10^{25} \text{n/m}^2$	・上部格子板	$4.4 \times 10^{25} \text{n/m}^2$	・炉心支持板	$3.0 \times 10^{24} \text{n/m}^2$	・周辺燃料支持金具	$1.2 \times 10^{24} \text{n/m}^2$	・制御棒案内管	$4.5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$	<p>炉内構造物の技術評価書</p> <p>(2) 照射誘起型応力腐食割れ（炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具および制御棒案内管）</p> <p>a. 事象の説明</p> <p>ステンレス鋼については、中性子照射を受けると材料自身の応力腐食割れの感受性が高まるとともに、材料周辺の腐食環境が水の放射線分解により厳しくなることが知られている。照射誘起型応力腐食割れは、この状況に引張応力場が重畳されると粒界型応力腐食割れを生じる現象である。</p> <p>図2.3-2に示すように、BWR環境下のステンレス鋼については、比較的高い累積照射量（SUS316系は$1 \times 10^{25} \text{n/m}^2$、SUS304系は$5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$（以下、「しきい照射量」という。））を受けた場合に応力腐食割れの感受性への影響が現れると考えられている。</p> <p>b. 技術評価</p> <p>(a) 健全性評価</p> <p>①中性子照射要因</p> <p>炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具および制御棒案内管は炉心を取り囲む機器であり高い中性子照射を受けるため、照射誘起型応力腐食割れの感受性が増加する可能性がある。運転開始後60年時点の予想照射量の最大値は、上部格子板のグリッドプレート部の$4.4 \times 10^{25} \text{n/m}^2$であり、しきい照射量を超える炉心シュラウドおよび上部格子板については照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性は否定できない。</p> <p>なお、運転開始後60年時点での照射量は以下の値と予想される。</p> <table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr><td>・炉心シュラウド</td><td style="text-align: right;">$2.6 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ (H4 溶接継手内面) , $2.7 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ (母材部)</td></tr> <tr><td>・上部格子板</td><td style="text-align: right;">$4.4 \times 10^{25} \text{n/m}^2$</td></tr> <tr><td>・炉心支持板</td><td style="text-align: right;">$3.0 \times 10^{24} \text{n/m}^2$</td></tr> <tr><td>・周辺燃料支持金具</td><td style="text-align: right;">$1.2 \times 10^{24} \text{n/m}^2$</td></tr> <tr><td>・制御棒案内管</td><td style="text-align: right;">$4.5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$</td></tr> </table> <p>②応力要因</p> <p>現状では、照射誘起型応力腐食割れの応力依存性に関するデータは少ないが、高い引張応力の存在が応力腐食割れ発生条件の一つとなると考えられる。この引張応力の発生要因を検討すると、差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低く、応力腐食割れの主要因となる可能性は小さい。</p> <p>一方、溶接残留応力については、正確に把握することは困難であるが、過去の経験から比較的高い引張応力となり、応力腐食割れの主要因となる可能性がある。<u>しかしながら、炉心シュラウドの溶接部の一部については、ウォータージェットピーニング法により溶接残留応力の改善を図っていることから、照射誘起型応力腐食割れの主要因となる可能性はないと考える。</u></p> <p>上部格子板については、グリッドプレートにおいてしきい照射量を超えるものの、溶接部はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低く、照射誘起型応力腐食割れの主要因となる可能性はないと考える。</p>	・炉心シュラウド	$2.6 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ (H4 溶接継手内面) , $2.7 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ (母材部)	・上部格子板	$4.4 \times 10^{25} \text{n/m}^2$	・炉心支持板	$3.0 \times 10^{24} \text{n/m}^2$	・周辺燃料支持金具	$1.2 \times 10^{24} \text{n/m}^2$	・制御棒案内管	$4.5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$	<p>・照射量の算出部位を追記した。</p> <p>・炉心シュラウドに係る記載を追記した。</p> <p>・“可能性はない”とした。</p>	<p>・母材部と溶接継手の照射量を明確にするため。</p> <p>・「④評価結果」で記載していた事項を当該項にも記載することにより、記載を充実させた。</p> <p>・応力要因としては可能性がないと考えているため。</p>
・炉心シュラウド	$2.6 \times 10^{25} \text{n/m}^2$																						
・上部格子板	$4.4 \times 10^{25} \text{n/m}^2$																						
・炉心支持板	$3.0 \times 10^{24} \text{n/m}^2$																						
・周辺燃料支持金具	$1.2 \times 10^{24} \text{n/m}^2$																						
・制御棒案内管	$4.5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$																						
・炉心シュラウド	$2.6 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ (H4 溶接継手内面) , $2.7 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ (母材部)																						
・上部格子板	$4.4 \times 10^{25} \text{n/m}^2$																						
・炉心支持板	$3.0 \times 10^{24} \text{n/m}^2$																						
・周辺燃料支持金具	$1.2 \times 10^{24} \text{n/m}^2$																						
・制御棒案内管	$4.5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$																						

高経年化技術評価書 変更前後比較表（照射誘起型応力腐食割れ）

添付資料（2）

変更前	変更後	記載内容の変更	理由
<p>炉内構造物の技術評価書</p> <p>③環境要因 評価対象機器は炉心近傍に位置していることから、照射による水の放射線分解により生成される酸化性の強い過酸化水素水等の化学種の影響が顕著となる可能性がある。 なお、2006年度より水素注入を行い、応力腐食割れに対して環境面からの改善を図っている。</p> <p>④評価結果 上部格子板のグリッドプレートには溶接部はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低いことから、しきい照射量を超えるものの照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。 炉心シュラウドの溶接部の一部には、ウォータージェットピーニング法により溶接残留応力の改善を図るとともに、水素注入により応力腐食割れに対して環境面からの改善を図っており、照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。</p> <p>(b) 現状保全 炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具および制御棒案内管については、維持規格等に基づき計画的に水中カメラによる目視点検を実施している。</p> <p>(c) 総合評価 炉心支持板、周辺燃料支持金具および制御棒案内管については、しきい照射量を越えないことから、照射誘起型応力腐食割れは発生しないものと評価する。 炉心シュラウド、上部格子板については、維持規格等に基づき計画的に目視点検を実施することにより健全性の確認は可能であると判断する。</p> <p>c. 高経年化への対応 炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具および制御棒案内管の照射誘起型応力腐食割れに対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。引き続き、現状保全を継続していく。</p>	<p>炉内構造物の技術評価書</p> <p>③環境要因 評価対象機器は炉心近傍に位置していることから、照射による水の放射線分解により生成される酸化性の強い過酸化水素水等の化学種の影響が顕著となる可能性がある。 なお、2006年度より水素注入を行い、応力腐食割れに対して環境面からの改善を図っている。</p> <p>④評価結果 上部格子板のグリッドプレートには溶接部はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低いことから、しきい照射量を超えるものの照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性はないと評価する。 炉心シュラウドの溶接部の一部には、ウォータージェットピーニング法により溶接残留応力の改善を図るとともに、水素注入により応力腐食割れに対して環境面からの改善を図っており、照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性はないと評価する。</p> <p>(b) 現状保全 炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具および制御棒案内管については、維持規格等に基づき計画的に水中カメラによる目視点検を実施している。</p> <p>(c) 総合評価 炉心支持板、周辺燃料支持金具および制御棒案内管については、しきい照射量を越えないことから、照射誘起型応力腐食割れは発生しないものと評価する。 炉心シュラウドについては、しきい照射量を超えるものの、溶接部の一部にはウォータージェットピーニング法により溶接残留応力の改善を図っていることから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。 上部格子板については、しきい照射量を超えるものの、溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低いことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。 炉心シュラウド、上部格子板については、維持規格等に基づき計画的に目視点検を実施することにより健全性の確認は可能であると判断する。</p> <p>c. 高経年化への対応 炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具および制御棒案内管の照射誘起型応力腐食割れに対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。引き続き、現状保全を継続していく。</p>	<p>・「②応力要因」の記載と同様、“可能性はない”とした。</p> <p>・「②応力要因」の記載と同様、“可能性はない”とした。</p> <p>・健全性評価の記載内容を踏まえ追記した。</p>	<p>・応力要因の観点から可能性がないと考えているため。</p> <p>・応力要因の観点から可能性がないと考えているため。</p> <p>・健全性評価の記載内容を踏まえ、記載を充実させた。</p>

高経年化技術評価書 変更前後比較表 (2相ステンレス鋼の熱時効)

添付資料 (3)

変更前	変更後	記載内容の変更	理由
<p>ポンプの技術評価書 (3. 原子炉再循環ポンプ)</p> <p>(2) ケーシングの熱時効</p> <p>a. 事象の説明 原子炉再循環ポンプのケーシングはステンレス鋼であり、最高使用温度が250℃以上であることから熱時効による靱性低下等の機械的特性が変化することが想定される。</p> <p>b. 技術評価</p> <p>①(a) 健全性評価 熱時効による靱性低下は、フェライト量が多く、使用温度が高いほど大きくなる。靱性が低下した状態でき裂が存在する場合には小さな荷重でき裂が進展し、不安定破壊を引き起こす可能性がある。しかし、「平成8年度プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書」(平成9年3月 財団法人 発電設備技術検査協会)において、BWRの炉水温度(約280℃)における熱時効による材料への影響は大きくないとしている。 なお、2.3(1)に記載のとおり、疲労割れが発生する可能性は小さいとしている。</p> <p>(b) 現状保全 原子炉再循環ポンプのケーシングの熱時効については定期的に目視確認を行い、健全性を確認している。</p> <p>④(c) 総合評価 原子炉再循環ポンプのケーシングの熱時効については、高温環境下のため熱時効により靱性が低下する可能性はあるが、BWR炉水温度(約280℃)における材料への影響は小さく、また、定期的な目視確認によりき裂がないことを確認しており、熱時効が問題となる可能性は小さい。</p> <p>c. 高経年化への対応 原子炉再循環ポンプのケーシングの熱時効については、現状保全の項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。引き続き、現状保全を継続していく。 以 上</p> <p style="text-align: center;">- 3-15 -</p>	<p>ポンプの技術評価書 (3. 原子炉再循環ポンプ)</p> <p>(2) ケーシングの熱時効</p> <p>a. 事象の説明 原子炉再循環ポンプのケーシングはステンレス鋼であり、最高使用温度が250℃以上であることから熱時効による靱性低下等の機械的特性が変化することが想定される。</p> <p>b. 技術評価</p> <p>②(a) 健全性評価 熱時効による靱性低下は、フェライト量が多く、使用温度が高いほど大きくなる。靱性が低下した状態でき裂が存在する場合には小さな荷重でき裂が進展し、不安定破壊を引き起こす可能性があるが、2.3(1)における評価のとおり、高経年化対策上着目すべき経年化事象である疲労割れについては、技術評価の結果、運転開始後60年時点の疲れ累積係数は許容値を十分下回っており、評価期間においてき裂の発生する要因はない。</p> <p>③(b) 現状保全 原子炉再循環ポンプのケーシングの熱時効については、定期的にケーシングと配管の溶接部の超音波探傷試験および内表面の目視点検を実施し、き裂の無いことを確認している。 なお、当該機器については、製造時に放射線透過試験および浸透探傷試験を実施しており、すべての内表面においてき裂がないことを確認している。</p> <p>⑤(c) 総合評価 原子炉再循環ポンプのケーシングの熱時効については、高温環境下のため熱時効により靱性が低下する可能性はあるが、不安定破壊の原因となるき裂が存在しなければ、熱時効による靱性低下が生じた場合でも、ケーシングの健全性に影響を及ぼすことはないため、健全性評価結果から判断して、現時点の知見においては、熱時効が高経年化対策上問題となる可能性はないと考える。 内面からの割れは溶接部の超音波探傷試験により検知可能であり、また、割れが発生するとすれば応力の観点から溶接部であると判断されるため、点検手法として適切である。</p> <p>c. 高経年化への対応 原子炉再循環ポンプのケーシングの熱時効については、現状保全の項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。引き続き、現状保全を継続していく。 以 上</p> <p style="text-align: center;">- 3-15 -</p>	<p>(a) 健全性評価</p> <p>①「平成8年度プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書(以下「事業報告書」と記載)」に関する記載を削除</p> <p>②2.3(1)の疲労評価結果を再掲し、“き裂の発生する要因はない”とした。</p> <p>(b) 現状保全</p> <p>③配管との溶接部の超音波探傷試験に関して追記 製造時検査に関して追記</p> <p>(c) 総合評価</p> <p>④“BWR炉水温度(約280℃)における材料への影響は小さい”を削除</p> <p>⑤健全性評価、現状保全の記載内容を踏まえて、“熱時効が問題となる可能性はない”とした。 溶接部の超音波探傷試験に関する記載を追記。</p>	<p>①事業報告書には、「BWRの炉水温度(約280℃)における熱時効による影響は大きくない」との記載はないため、記載を削除した。</p> <p>②疲労評価における疲れ累積係数の値は許容値1より小さいため。</p> <p>③保全に関する情報を充実することが、き裂が存在しないことの根拠の充実に繋がるため追記した。</p> <p>④①と同じ</p> <p>⑤②の評価内により、き裂が想定されないと評価したため。 記載の充実</p>