

島根原子力発電所2号炉 30年目高経年化技術評価書の記載誤りについて

島根原子力発電所2号炉（以下、「島根2号炉」という。）では、現在審査中（2018年2月7日申請）の30年目高経年化技術評価書（以下、「PLM評価書」という。）において、調達先からの報告により、一部の評価結果に誤りがあることが判明したため、以下のとおり報告する。

1. 概要

2021年7月28日、調達先より、島根2号炉のPLM評価に使用している計算ソフト（EVASt）（以下、「EVASt」という。）の2013～2014年に改訂を実施したバージョン（Ver.2）以降のプログラムの一部に誤りが確認された旨、報告を受けた。（EVAStを用いた島根2号炉のPLM評価業務は2017年にVer.2で実施。）

EVAStは、別紙（1）の原子炉圧力容器の解析評価フローに示すとおり、FEM解析等により算出された応力値を用いて、一次応力評価、一次+二次応力評価及び疲労評価を行う際に用いる計算ソフトである。

確認された事象概要は以下である。

【事象概要】

a. 停止事象の事象分割誤り

供用状態A、Bの疲労評価において、熱サイクル上の全時点の一次+二次+ピーク応力を計算する際に、本来連続するものとして定義すべき停止事象（A～E）がA～CとD～Eで分割して定義され、Cで停止した後、Dにおいて定格運転から再開されることで、定格運転から停止に至る経路が2回繰り返されることとなっていた。

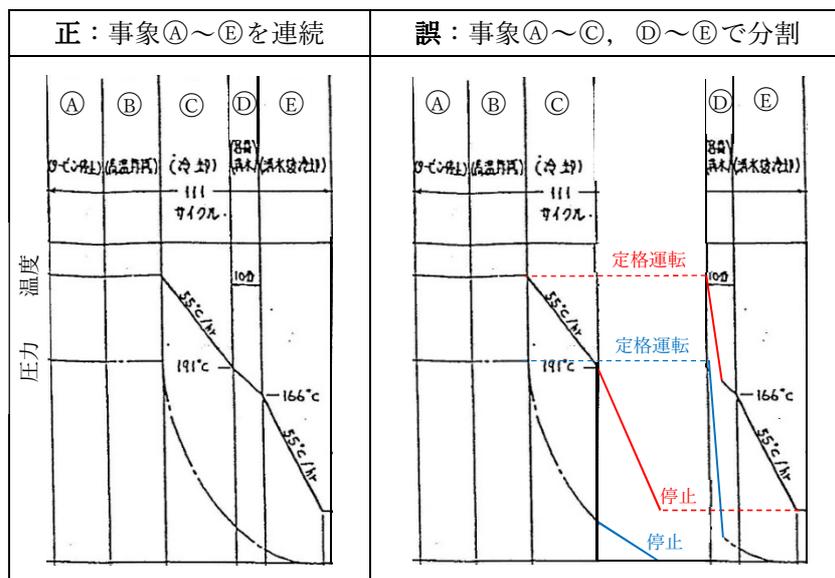


図1 停止事象の事象分割イメージ

b. 停止事象のうち、特定の事象の誤った回数設定

1回の停止事象⑤につき5回（5倍）の原子炉注水を想定するケースにおいて、プログラムの一部が欠落していたことにより、本来設定すべき範囲と異なる範囲が5倍されることとなっていた。

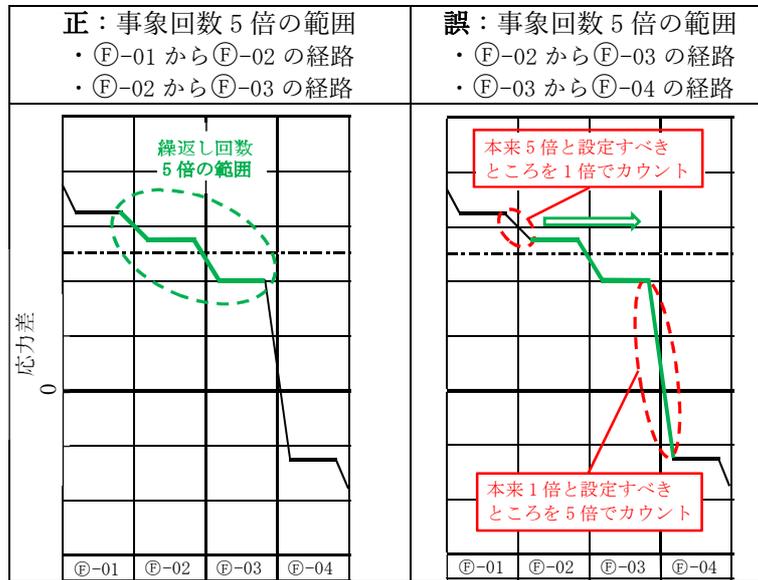


図2 特定の事象の誤った回数設定イメージ

c. 起動事象回数の過大評価

起動停止が関係する組合せのピーク応力差の回数設定において、停止事象後に定格運転に戻るように設定されていたことから、応力差が大きくなる経路が過大にカウントされることとなっていた。

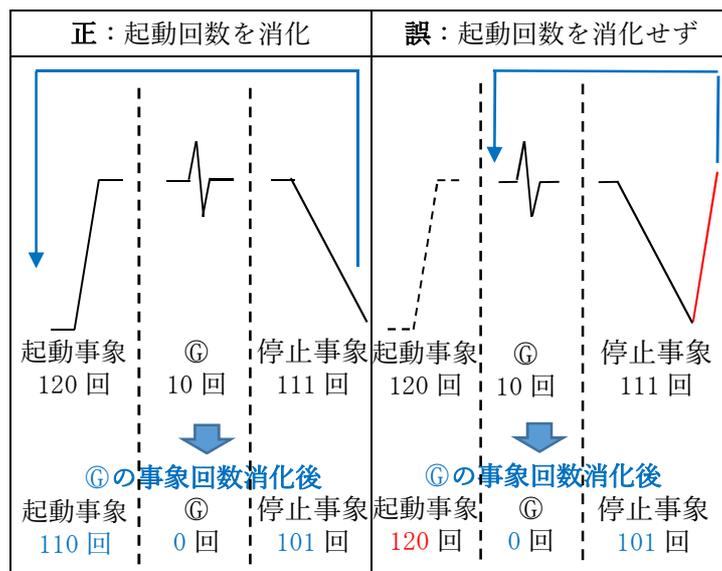


図3 起動事象回数の過大評価イメージ

2. 影響評価

本事象を踏まえ、PLM 評価書及び補足説明資料への影響を確認した結果、修正が必要となる箇所が確認されたが、いずれも疲労評価としては緩和される結果となることから、PLM 評価結果への影響はないことを確認している。(別紙(2)及び(3)参照)

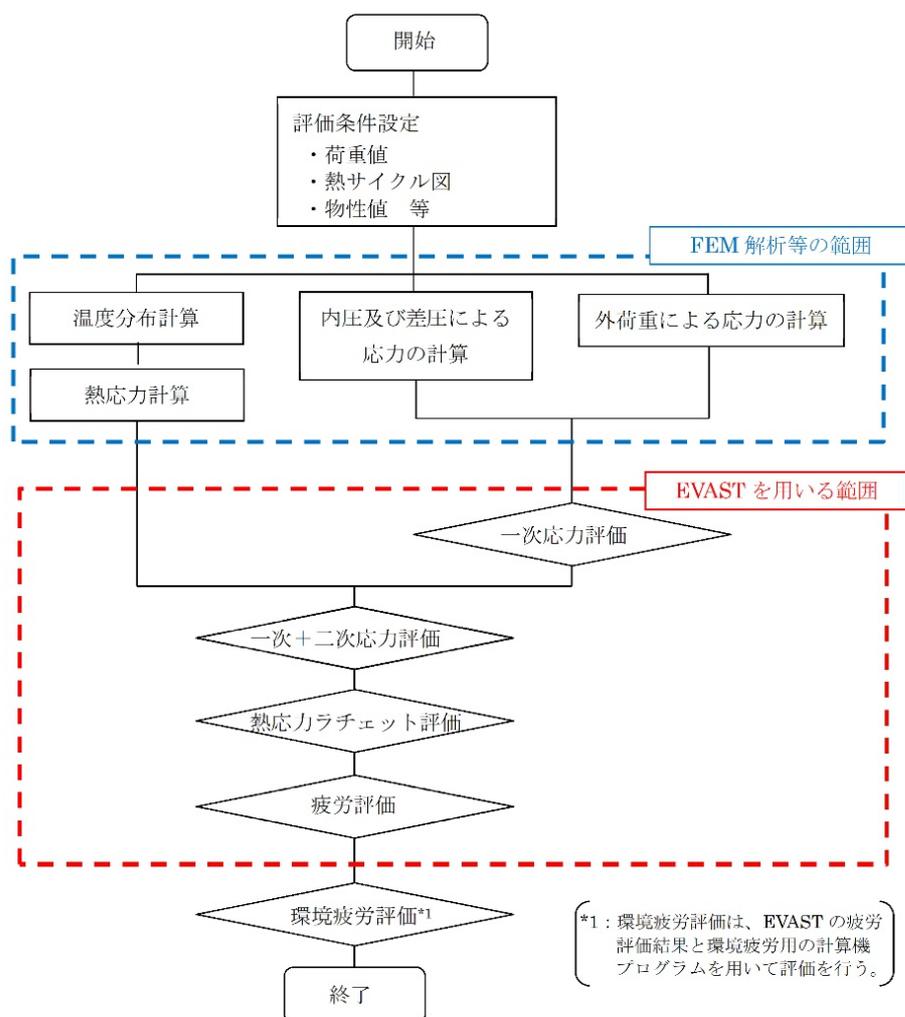
3. 今後の対応

本事象については、既に島根原子力発電所において CR 登録済であり、社内の不適合管理に基づき、是正処置を含め適切に対応していくとともに、正しい評価となることを検証済みの計算ソフトで再評価し、今後の審査の中で修正箇所について説明していくこととする。

4. 別紙

- (1) 原子炉圧力容器の解析評価フロー
- (2) 島根2号炉 高経年化技術評価書 修正前後比較表
- (3) 島根2号炉 高経年技術評価(低サイクル疲労)補足説明資料 修正前後比較表

以上



原子炉圧力容器の解析評価フロー

<EVAST の改訂履歴>

計算ソフト名	年度	改訂内容
EVAST Ver.0	2008	初版 (ワークステーション用からパソコン用への移行)
EVAST Ver.1	2011	応力集中係数乗算方法の拡張
EVAST Ver.2 (EVAST Ver.2')	2014	ASME の設計疲労線図を呼び込む機能等の追加 (Ver.2'は検証作業中に一時的に作成したもの)
EVAST Ver.3	2019	使用 OS 変更に伴う変更

■ : 誤りが確認されたバージョン

(島根 2 号炉の PLM 評価業務は、2017 年に Ver.2 により実施。)

島根 2 号炉 高経年化技術評価書 修正前後比較表

修正前	修正後																																																												
<p style="text-align: center;">容器の技術評価書</p> <p style="text-align: center;">表2.3-5 原子炉圧力容器の疲労評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th rowspan="3">部位</th> <th colspan="3">運転実績回数に基づく疲れ累積係数（許容値：1以下）</th> </tr> <tr> <th colspan="2">設計・建設規格の疲労曲線による解析</th> <th>環境疲労評価手法による解析</th> </tr> <tr> <th>2015年7月末時点</th> <th>運転開始後60年時点</th> <th>運転開始後60年時点</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主フランジ</td> <td>0.004</td> <td>0.008</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>スタッドボルト</td> <td>0.180</td> <td>0.381</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>給水ノズル</td> <td>0.047</td> <td>0.096</td> <td>0.651</td> </tr> <tr> <td>下鏡</td> <td>0.004</td> <td>0.007</td> <td>0.326</td> </tr> <tr> <td>支持スト</td> <td>0.110</td> <td>0.226</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>(b) 現状保全 原子炉圧力容器およびスタッドボルトに対しては、供用期間中検査にて超音波探傷試験を実施し、健全性を確認している。また供用期間中検査にて漏えい試験を行い、耐圧部の健全性を確認している。</p> <p>(c) 総合評価 健全性評価結果より、ノズル等の疲労割れの可能性は小さく、60年の健全性は維持できると判断する。</p> <p>c. 高経年化への対応 ノズル等疲労割れに対しては、現状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>	部位	運転実績回数に基づく疲れ累積係数（許容値：1以下）			設計・建設規格の疲労曲線による解析		環境疲労評価手法による解析	2015年7月末時点	運転開始後60年時点	運転開始後60年時点	主フランジ	0.004	0.008	-	スタッドボルト	0.180	0.381	-	給水ノズル	0.047	0.096	0.651	下鏡	0.004	0.007	0.326	支持スト	0.110	0.226	-	<p style="text-align: center;">容器の技術評価書</p> <p style="text-align: center;">表2.3-5 原子炉圧力容器の疲労評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th rowspan="3">部位</th> <th colspan="3">運転実績回数に基づく疲れ累積係数（許容値：1以下）</th> </tr> <tr> <th colspan="2">設計・建設規格の疲労曲線による解析</th> <th>環境疲労評価手法による解析</th> </tr> <tr> <th>2015年7月末時点</th> <th>運転開始後60年時点</th> <th>運転開始後60年時点</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主フランジ</td> <td>0.004</td> <td>0.008</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>スタッドボルト</td> <td>0.180</td> <td>0.381</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>給水ノズル</td> <td style="color: red;">0.045</td> <td style="color: red;">0.092</td> <td style="color: red;">0.399</td> </tr> <tr> <td>下鏡</td> <td>0.004</td> <td>0.007</td> <td>0.326</td> </tr> <tr> <td>支持スト</td> <td>0.110</td> <td>0.226</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>(b) 現状保全 原子炉圧力容器およびスタッドボルトに対しては、供用期間中検査にて超音波探傷試験を実施し、健全性を確認している。また供用期間中検査にて漏えい試験を行い、耐圧部の健全性を確認している。</p> <p>(c) 総合評価 健全性評価結果より、ノズル等の疲労割れの可能性は小さく、60年の健全性は維持できると判断する。</p> <p>c. 高経年化への対応 ノズル等疲労割れに対しては、現状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>	部位	運転実績回数に基づく疲れ累積係数（許容値：1以下）			設計・建設規格の疲労曲線による解析		環境疲労評価手法による解析	2015年7月末時点	運転開始後60年時点	運転開始後60年時点	主フランジ	0.004	0.008	-	スタッドボルト	0.180	0.381	-	給水ノズル	0.045	0.092	0.399	下鏡	0.004	0.007	0.326	支持スト	0.110	0.226	-
部位		運転実績回数に基づく疲れ累積係数（許容値：1以下）																																																											
		設計・建設規格の疲労曲線による解析		環境疲労評価手法による解析																																																									
	2015年7月末時点	運転開始後60年時点	運転開始後60年時点																																																										
主フランジ	0.004	0.008	-																																																										
スタッドボルト	0.180	0.381	-																																																										
給水ノズル	0.047	0.096	0.651																																																										
下鏡	0.004	0.007	0.326																																																										
支持スト	0.110	0.226	-																																																										
部位	運転実績回数に基づく疲れ累積係数（許容値：1以下）																																																												
	設計・建設規格の疲労曲線による解析		環境疲労評価手法による解析																																																										
	2015年7月末時点	運転開始後60年時点	運転開始後60年時点																																																										
主フランジ	0.004	0.008	-																																																										
スタッドボルト	0.180	0.381	-																																																										
給水ノズル	0.045	0.092	0.399																																																										
下鏡	0.004	0.007	0.326																																																										
支持スト	0.110	0.226	-																																																										
- 2-21 -	- 2-21 -																																																												

島根 2 号炉 高経年化技術評価書 修正前後比較表

修正前	修正後																																																								
<p style="text-align: center; font-weight: bold;">耐震安全性評価書</p> <p>3.4.4 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象に対する耐震安全性評価 前項および2.2項 (2) bの表3にて整理し抽出した経年劣化事象に対して耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の評価を実施する。</p> <p>3.4.4.1 原子炉圧力容器の耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の評価 (1) ノズル等の疲労割れ ノズル等の疲労割れに関しては、技術評価において運転開始後60年時点での推定過渡条件を用いて疲れ累積係数を、温度変化が大きく比較的大きな熱応力が発生する給水ノズル、締付け力が加わる主フランジ（上蓋フランジ、胴体フランジ）およびスタッドボルト、容器の自重が加わる下鏡および支持スカートについて評価し、健全性を確認している。 耐震安全性評価では、地震動による疲れ累積係数が小さな主フランジ（上蓋フランジ、胴体フランジ）およびスタッドボルトを除く部位を対象とし、技術評価での疲れ累積係数に、地震時の疲れ累積係数を加味して評価を実施した。 評価の結果、疲れ累積係数の和は、許容値1以下となり、耐震安全性に問題ないことを確認した（表3.4-15参照）。</p> <p style="text-align: center;">表3.4-15 ノズル等の疲労評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>区分</th> <th>評価地震力</th> <th>運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (環境を考慮*)</th> <th>地震動による疲れ累積係数</th> <th>合計 (許容値：1以下)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主フランジ</td> <td rowspan="5">クラス1</td> <td rowspan="5">Ss</td> <td>0.008</td> <td>—</td> <td>0.008</td> </tr> <tr> <td>スタッドボルト</td> <td>0.381</td> <td>—</td> <td>0.381</td> </tr> <tr> <td>給水ノズル</td> <td>0.651</td> <td>0.001</td> <td>0.652</td> </tr> <tr> <td>下鏡</td> <td>0.326</td> <td>0.001</td> <td>0.327</td> </tr> <tr> <td>支持スカート</td> <td>0.226</td> <td>0.002</td> <td>0.228</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：主フランジ、スタッドボルトおよび支持スカートを除く。</p>	評価部位	区分	評価地震力	運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (環境を考慮*)	地震動による疲れ累積係数	合計 (許容値：1以下)	主フランジ	クラス1	Ss	0.008	—	0.008	スタッドボルト	0.381	—	0.381	給水ノズル	0.651	0.001	0.652	下鏡	0.326	0.001	0.327	支持スカート	0.226	0.002	0.228	<p style="text-align: center; font-weight: bold;">耐震安全性評価書</p> <p>3.4.4 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象に対する耐震安全性評価 前項および2.2項 (2) bの表3にて整理し抽出した経年劣化事象に対して耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の評価を実施する。</p> <p>3.4.4.1 原子炉圧力容器の耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の評価 (1) ノズル等の疲労割れ ノズル等の疲労割れに関しては、技術評価において運転開始後60年時点での推定過渡条件を用いて疲れ累積係数を、温度変化が大きく比較的大きな熱応力が発生する給水ノズル、締付け力が加わる主フランジ（上蓋フランジ、胴体フランジ）およびスタッドボルト、容器の自重が加わる下鏡および支持スカートについて評価し、健全性を確認している。 耐震安全性評価では、地震動による疲れ累積係数が小さな主フランジ（上蓋フランジ、胴体フランジ）およびスタッドボルトを除く部位を対象とし、技術評価での疲れ累積係数に、地震時の疲れ累積係数を加味して評価を実施した。 評価の結果、疲れ累積係数の和は、許容値1以下となり、耐震安全性に問題ないことを確認した（表3.4-15参照）。</p> <p style="text-align: center;">表3.4-15 ノズル等の疲労評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>区分</th> <th>評価地震力</th> <th>運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (環境を考慮*)</th> <th>地震動による疲れ累積係数</th> <th>合計 (許容値：1以下)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主フランジ</td> <td rowspan="5">クラス1</td> <td rowspan="5">Ss</td> <td>0.008</td> <td>—</td> <td>0.008</td> </tr> <tr> <td>スタッドボルト</td> <td>0.381</td> <td>—</td> <td>0.381</td> </tr> <tr> <td>給水ノズル</td> <td style="color: red;">0.399</td> <td>0.001</td> <td style="color: red;">0.400</td> </tr> <tr> <td>下鏡</td> <td>0.326</td> <td>0.001</td> <td>0.327</td> </tr> <tr> <td>支持スカート</td> <td>0.226</td> <td>0.002</td> <td>0.228</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：主フランジ、スタッドボルトおよび支持スカートを除く。</p>	評価部位	区分	評価地震力	運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (環境を考慮*)	地震動による疲れ累積係数	合計 (許容値：1以下)	主フランジ	クラス1	Ss	0.008	—	0.008	スタッドボルト	0.381	—	0.381	給水ノズル	0.399	0.001	0.400	下鏡	0.326	0.001	0.327	支持スカート	0.226	0.002	0.228
評価部位	区分	評価地震力	運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (環境を考慮*)	地震動による疲れ累積係数	合計 (許容値：1以下)																																																				
主フランジ	クラス1	Ss	0.008	—	0.008																																																				
スタッドボルト			0.381	—	0.381																																																				
給水ノズル			0.651	0.001	0.652																																																				
下鏡			0.326	0.001	0.327																																																				
支持スカート			0.226	0.002	0.228																																																				
評価部位	区分	評価地震力	運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (環境を考慮*)	地震動による疲れ累積係数	合計 (許容値：1以下)																																																				
主フランジ	クラス1	Ss	0.008	—	0.008																																																				
スタッドボルト			0.381	—	0.381																																																				
給水ノズル			0.399	0.001	0.400																																																				
下鏡			0.326	0.001	0.327																																																				
支持スカート			0.226	0.002	0.228																																																				

島根2号炉 高経年化技術評価（低サイクル疲労）補足説明資料 修正前後比較表

修正前	修正後																																												
<p>補足説明資料（低サイクル疲労）（1/7）</p> <p>4. 代表機器の技術評価</p> <p>(1) 健全性評価</p> <p>原子炉圧力容器について設計・建設規格に基づき、大気中での疲労評価を行った結果、疲れ累積係数が1を下回ることを確認した。</p> <p>さらに、接液環境にある評価点について環境疲労評価手法に基づき、環境を考慮した疲労評価を行った結果、疲れ累積係数が許容値1を下回ることを確認した。</p> <p>原子炉圧力容器の疲労評価結果を表7に示す。なお、環境疲労評価で考慮した溶存酸素濃度について別紙4に示す。</p> <p>また、評価手法を含めた疲労評価結果を別紙7に示す。</p> <p style="text-align: center;">表7 原子炉圧力容器の疲労評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">評価対象機器・部位</th> <th colspan="2">運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (運転開始後60年時点) ※1</th> </tr> <tr> <th>設計・建設規格の 疲労線図による評価</th> <th>環境疲労評価手法による評価(環境を考慮)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">原子炉圧力容器</td> <td>主フランジ</td> <td style="text-align: center;">0.008</td> <td style="text-align: center;">—※2</td> </tr> <tr> <td>スタッドボルト</td> <td style="text-align: center;">0.381</td> <td style="text-align: center;">—※2</td> </tr> <tr> <td>給水ノズル</td> <td style="text-align: center;">0.096</td> <td style="text-align: center;">0.624</td> </tr> <tr> <td>下鏡</td> <td style="text-align: center;">0.007</td> <td style="text-align: center;">0.326</td> </tr> <tr> <td>支持スカート</td> <td style="text-align: center;">0.226</td> <td style="text-align: center;">—※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：設計・建設規格による評価、環境疲労評価手法による評価ともに部位毎の最大値を示す。 ※2：非接液部</p> <p>(2) 現状保全</p> <p>原子炉圧力容器の保全は、原子力規制委員会文書「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について」(平成26年8月6日付け原規技発第1408063号)および維持規格に基づき実施している。</p> <p>供用期間中検査では、超音波探傷試験および耐圧試験により健全性を確認している。</p> <p>また、実施基準に基づき、次回の高経年化技術評価時に実績過渡回数の確認による疲労評価を行うこととしている。</p> <p>いずれの評価対象機器・部位についても、点検結果は「良」であり、現状の保全策が妥当であることが確認できた。原子炉圧力容器の現状保全について表8に示す。</p> <p>なお、低サイクル疲労割れの予防保全の観点から行っている工事はない。</p>	評価対象機器・部位		運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (運転開始後60年時点) ※1		設計・建設規格の 疲労線図による評価	環境疲労評価手法による評価(環境を考慮)	原子炉圧力容器	主フランジ	0.008	—※2	スタッドボルト	0.381	—※2	給水ノズル	0.096	0.624	下鏡	0.007	0.326	支持スカート	0.226	—※2	<p>補足説明資料（低サイクル疲労）（1/7）</p> <p>4. 代表機器の技術評価</p> <p>(1) 健全性評価</p> <p>原子炉圧力容器について設計・建設規格に基づき、大気中での疲労評価を行った結果、疲れ累積係数が1を下回ることを確認した。</p> <p>さらに、接液環境にある評価点について環境疲労評価手法に基づき、環境を考慮した疲労評価を行った結果、疲れ累積係数が許容値1を下回ることを確認した。</p> <p>原子炉圧力容器の疲労評価結果を表7に示す。なお、環境疲労評価で考慮した溶存酸素濃度について別紙4に示す。</p> <p>また、評価手法を含めた疲労評価結果を別紙7に示す。</p> <p style="text-align: center;">表7 原子炉圧力容器の疲労評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">評価対象機器・部位</th> <th colspan="2">運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (運転開始後60年時点) ※1</th> </tr> <tr> <th>設計・建設規格の 疲労線図による評価</th> <th>環境疲労評価手法による評価(環境を考慮)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">原子炉圧力容器</td> <td>主フランジ</td> <td style="text-align: center;">0.008</td> <td style="text-align: center;">—※2</td> </tr> <tr> <td>スタッドボルト</td> <td style="text-align: center;">0.381</td> <td style="text-align: center;">—※2</td> </tr> <tr> <td>給水ノズル</td> <td style="text-align: center;">0.092</td> <td style="text-align: center;">0.399</td> </tr> <tr> <td>下鏡</td> <td style="text-align: center;">0.007</td> <td style="text-align: center;">0.326</td> </tr> <tr> <td>支持スカート</td> <td style="text-align: center;">0.226</td> <td style="text-align: center;">—※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：設計・建設規格による評価、環境疲労評価手法による評価ともに部位毎の最大値を示す。 ※2：非接液部</p> <p>(2) 現状保全</p> <p>原子炉圧力容器の保全は、原子力規制委員会文書「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について」(平成26年8月6日付け原規技発第1408063号)および維持規格に基づき実施している。</p> <p>供用期間中検査では、超音波探傷試験および耐圧試験により健全性を確認している。</p> <p>また、実施基準に基づき、次回の高経年化技術評価時に実績過渡回数の確認による疲労評価を行うこととしている。</p> <p>いずれの評価対象機器・部位についても、点検結果は「良」であり、現状の保全策が妥当であることが確認できた。原子炉圧力容器の現状保全について表8に示す。</p> <p>なお、低サイクル疲労割れの予防保全の観点から行っている工事はない。</p>	評価対象機器・部位		運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (運転開始後60年時点) ※1		設計・建設規格の 疲労線図による評価	環境疲労評価手法による評価(環境を考慮)	原子炉圧力容器	主フランジ	0.008	—※2	スタッドボルト	0.381	—※2	給水ノズル	0.092	0.399	下鏡	0.007	0.326	支持スカート	0.226	—※2
評価対象機器・部位			運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (運転開始後60年時点) ※1																																										
		設計・建設規格の 疲労線図による評価	環境疲労評価手法による評価(環境を考慮)																																										
原子炉圧力容器	主フランジ	0.008	—※2																																										
	スタッドボルト	0.381	—※2																																										
	給水ノズル	0.096	0.624																																										
	下鏡	0.007	0.326																																										
	支持スカート	0.226	—※2																																										
評価対象機器・部位		運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (運転開始後60年時点) ※1																																											
		設計・建設規格の 疲労線図による評価	環境疲労評価手法による評価(環境を考慮)																																										
原子炉圧力容器	主フランジ	0.008	—※2																																										
	スタッドボルト	0.381	—※2																																										
	給水ノズル	0.092	0.399																																										
	下鏡	0.007	0.326																																										
	支持スカート	0.226	—※2																																										

島根2号炉 高経年化技術評価（低サイクル疲労）補足説明資料 修正前後比較表

修正前

修正後

補足説明資料（低サイクル疲労）（2/7）

補足説明資料（低サイクル疲労）（2/7）

表 18 給水ノズルの評価結果

分類	部位	評価点	UF	破れ累積層数	環境条件	許容値
J'4 セーフティ'	P01	0.0952	給水	—	—	1
	P01'	0.0302	給水	—	—	
	P02	0.0112	—	—	—	
	P02'	0.0203	—	—	—	
	P03	0.0226	給水	—	—	
	P03'	0.0137	給水	—	—	
	P04	0.0003	—	—	—	
	P04'	0.0002	—	—	—	
	P05	0.0098	炉水	—	—	
	P05'	0.0016	炉水	—	—	
	P06	0.0008	—	—	—	
	P06'	0.0002	—	—	—	
	P07	0.0003	炉水	—	—	
	P07'	0.0004	炉水	—	—	
	P08	0.0002	—	—	—	
	P08'	0.0003	—	—	—	
SFVCB	P09	0.0270	給水	—	—	
	P09'	0.0280	給水	—	—	
	P10	0.0030	炉水	—	—	
	P10'	0.0015	炉水	—	—	
	P11	0.0129	給水	—	—	
	P11'	0.0123	給水	—	—	
	P12	0.0156	炉水	—	—	
	P12'	0.0159	炉水	—	—	
	P13	0.0088	給水	—	—	
	P13'	0.0088	給水	—	—	
	P14	0.0068	炉水	—	—	
	P14'	0.0068	炉水	—	—	
	J'6 セーフティ'	P15	0.0005	炉水	—	—
		P15'	0.0005	炉水	—	—
P16		0.0024	—	—	—	
P16'		0.0007	—	—	—	
サーフ セーフティ'	P17	0.0002	給水	—	—	
	P17'	0.0002	給水	—	—	
	P18	0.0003	炉水	—	—	
	P18'	0.0003	炉水	—	—	
	P19	0.0049	給水	—	—	
	P19'	0.0049	給水	—	—	
	P20	0.0032	炉水	—	—	
	P20'	0.0032	炉水	—	—	
NCF600	P21	0.0239	給水	—	—	
	P21'	0.0238	給水	—	—	
	P22	0.0109	炉水	—	—	
	P22'	0.0109	炉水	—	—	
SUS16TP	P23	0.0453	炉水	—	—	
	P23'	0.0524	炉水	—	—	
管台 SFQA	P24	0.0352	—	—	—	
	P24'	0.0253	—	—	—	

■: 最大評価点（環境疲労考慮なし）
■: 最大評価点（環境疲労考慮あり）

別紙 5-10

表 18 給水ノズルの評価結果

分類	部位	評価点	UF	破れ累積層数	環境条件	許容値
J'4 セーフティ'	P01	0.0917	給水	—	—	1
	P01'	0.0295	給水	—	—	
	P02	0.0112	—	—	—	
	P02'	0.0203	—	—	—	
	P03	0.0223	給水	—	—	
	P03'	0.0134	給水	—	—	
	P04	0.0003	—	—	—	
	P04'	0.0002	—	—	—	
	P05	0.0090	炉水	—	—	
	P05'	0.0016	炉水	—	—	
	P06	0.0008	—	—	—	
	P06'	0.0002	—	—	—	
	P07	0.0003	炉水	—	—	
	P07'	0.0004	炉水	—	—	
	P08	0.0002	—	—	—	
	P08'	0.0003	—	—	—	
SFVCB	P09	0.0267	給水	—	—	
	P09'	0.0280	給水	—	—	
	P10	0.0029	炉水	—	—	
	P10'	0.0014	炉水	—	—	
	P11	0.0129	給水	—	—	
	P11'	0.0123	給水	—	—	
	P12	0.0156	炉水	—	—	
	P12'	0.0159	炉水	—	—	
	P13	0.0087	給水	—	—	
	P13'	0.0086	給水	—	—	
	P14	0.0068	炉水	—	—	
	P14'	0.0068	炉水	—	—	
	J'6 セーフティ'	P15	0.0003	炉水	—	—
		P15'	0.0005	炉水	—	—
P16		0.0024	—	—	—	
P16'		0.0007	—	—	—	
サーフ セーフティ'	P17	0.0002	給水	—	—	
	P17'	0.0002	給水	—	—	
	P18	0.0003	炉水	—	—	
	P18'	0.0003	炉水	—	—	
	P19	0.0051	給水	—	—	
	P19'	0.0051	給水	—	—	
	P20	0.0032	炉水	—	—	
	P20'	0.0032	炉水	—	—	
NCF600	P21	0.0239	給水	—	—	
	P21'	0.0237	給水	—	—	
	P22	0.0108	炉水	—	—	
	P22'	0.0109	炉水	—	—	
SUS16TP	P23	0.0284	炉水	—	—	
	P23'	0.0337	炉水	—	—	
管台 SFQA	P24	0.0245	—	—	—	
	P24'	0.0155	—	—	—	

■: 最大評価点（環境疲労考慮なし）
■: 最大評価点（環境疲労考慮あり）

別紙 5-10

島根2号炉 高経年化技術評価（低サイクル疲労）補足説明資料 修正前後比較表

修正前

修正後

補足説明資料（低サイクル疲労）（3/7）

補足説明資料（低サイクル疲労）（3/7）

表 21 スタッドボルトの疲労評価結果
応力評価点 - P07

材料 - SNB24-3

No.	Sp (MPa)	S ℓ (MPa)	S ℓ' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na
疲れ累積係数 Uf = 0.3808						

表 21 スタッドボルトの疲労評価結果
応力評価点 - P07

材料 - SNB24-3

No.	Sp (MPa)	S ℓ (MPa)	S ℓ' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na
疲れ累積係数 Uf = 0.3808						

表 22 給水ノズルの疲労評価結果※1
応力評価点 - P23*

材料 - SFVQ1A

No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	S ℓ (MPa)	S ℓ' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na
疲れ累積係数 Uf = 0.0524								

表 22 給水ノズルの疲労評価結果※1
応力評価点 - P23*

材料 - SFVQ1A

No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	S ℓ (MPa)	S ℓ' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na
疲れ累積係数 Uf = 0.0337								

※1：環境疲労を考慮した最大点の結果を示す。

※1：環境疲労を考慮した最大点の結果を示す。

別紙 5-13

別紙 5-13

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根 2 号炉 高経年化技術評価（低サイクル疲労）補足説明資料 修正前後比較表

修正前	修正後																																																																				
<p>補足説明資料（低サイクル疲労）（4/7）</p> <p>②環境疲労評価手法に基づく評価 環境を考慮した疲れ累積係数の算出根拠は以下のとおりである。なお、疲れ累積係数は小数点以下 5 桁目を切り上げて表記しているが、計算過程では端数処理を行わず算出した。 （記号の説明） Sn : 供用状態 A, B における一次+二次応力の応力最大範囲 Ke : 簡易弾塑性解析に用いる繰返しピーク応力強さの補正係数 Sp : 一次+二次+ピーク応力の応力差範囲 S0 : 繰返しピーク応力強さ S0' : 補正繰返しピーク応力強さ Na : S0' に対応する許容繰返し回数 Nc : 実際の繰返し回数 Uf : 疲れ累積係数 Uen : 環境を考慮した疲れ累積係数 Fen, sc : 係数倍法による環境効果補正係数 Fen, det : 詳細評価手法による環境効果補正係数</p> <p>a. 給水ノズルの評価結果 給水ノズルの評価結果を表 25 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 25 給水ノズルの環境疲労評価結果 応力評価点 — P23' 材 料 — SFVQ1A</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>Sn (MPa)</th> <th>Ke</th> <th>Sp (MPa)</th> <th>Sr (MPa)</th> <th>Sr' (MPa)</th> <th>Na</th> <th>Nc</th> <th>Nc / Na</th> <th>Fen, det</th> <th>Uen</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="11" style="height: 150px;">[Redacted Table Content]</td> </tr> <tr> <td colspan="9"></td> <td>疲れ累積係数 Uf =</td> <td>0.0524</td> <td>0.6232</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">別紙 5-15</p>	No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	Sr (MPa)	Sr' (MPa)	Na	Nc	Nc / Na	Fen, det	Uen	[Redacted Table Content]																				疲れ累積係数 Uf =	0.0524	0.6232	<p>補足説明資料（低サイクル疲労）（4/7）</p> <p>②環境疲労評価手法に基づく評価 環境を考慮した疲れ累積係数の算出根拠は以下のとおりである。なお、疲れ累積係数は小数点以下 5 桁目を切り上げて表記しているが、計算過程では端数処理を行わず算出した。 （記号の説明） Sn : 供用状態 A, B における一次+二次応力の応力最大範囲 Ke : 簡易弾塑性解析に用いる繰返しピーク応力強さの補正係数 Sp : 一次+二次+ピーク応力の応力差範囲 S0 : 繰返しピーク応力強さ S0' : 補正繰返しピーク応力強さ Na : S0' に対応する許容繰返し回数 Nc : 実際の繰返し回数 Uf : 疲れ累積係数 Uen : 環境を考慮した疲れ累積係数 Fen, sc : 係数倍法による環境効果補正係数 Fen, det : 詳細評価手法による環境効果補正係数</p> <p>a. 給水ノズルの評価結果 給水ノズルの評価結果を表 25 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 25 給水ノズルの環境疲労評価結果 応力評価点 — P23' 材 料 — SFVQ1A</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>Sn (MPa)</th> <th>Ke</th> <th>Sp (MPa)</th> <th>Sr (MPa)</th> <th>Sr' (MPa)</th> <th>Na</th> <th>Nc</th> <th>Nc / Na</th> <th>Fen, det</th> <th>Uen</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="11" style="height: 150px;">[Redacted Table Content]</td> </tr> <tr> <td colspan="9"></td> <td>疲れ累積係数 Uf =</td> <td>0.0337</td> <td>0.3988</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">別紙 5-15</p>	No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	Sr (MPa)	Sr' (MPa)	Na	Nc	Nc / Na	Fen, det	Uen	[Redacted Table Content]																				疲れ累積係数 Uf =	0.0337	0.3988
No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	Sr (MPa)	Sr' (MPa)	Na	Nc	Nc / Na	Fen, det	Uen																																																											
[Redacted Table Content]																																																																					
									疲れ累積係数 Uf =	0.0524	0.6232																																																										
No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	Sr (MPa)	Sr' (MPa)	Na	Nc	Nc / Na	Fen, det	Uen																																																											
[Redacted Table Content]																																																																					
									疲れ累積係数 Uf =	0.0337	0.3988																																																										

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根2号炉 高経年化技術評価（低サイクル疲労）補足説明資料 修正前後比較表

修正前

修正後

補足説明資料（低サイクル疲労）（5/7）

補足説明資料（低サイクル疲労）（5/7）

表 26 応力サイクルの組合せでの $F_{en, det}$

表 26 応力サイクルの組合せでの $F_{en, det}$

No.	過渡 A			過渡 B			F _{en, det}
	時点	F _{en, det}	Δε	時点	F _{en, det}	Δε	

No.	過渡A			過渡B			F _{en, det}
	時点	F _{en, det}	Δε	時点	F _{en, det}	Δε	

・応力サイクルの組合せでの $F_{en, det}$ は、以下の式から求めた。

$$F_{en, det} = \frac{F_{en, det, A} \times (\epsilon_{max, A} - \epsilon_{min, A}) + F_{en, det, B} \times (\epsilon_{max, B} - \epsilon_{min, B})}{(\epsilon_{max, A} - \epsilon_{min, A}) + (\epsilon_{max, B} - \epsilon_{min, B})}$$

・環境効果を考慮した疲れ累積係数を以下の式により求めた。

$$U_{en} = \sum_{i=1}^m U_{fi} \times F_{en, det, i} = 0.6232$$

・応力サイクルの組合せでの $F_{en, det}$ は、以下の式から求めた。

$$F_{en, det} = \frac{F_{en, det, A} \times (\epsilon_{max, A} - \epsilon_{min, A}) + F_{en, det, B} \times (\epsilon_{max, B} - \epsilon_{min, B})}{(\epsilon_{max, A} - \epsilon_{min, A}) + (\epsilon_{max, B} - \epsilon_{min, B})}$$

・環境効果を考慮した疲れ累積係数を以下の式により求めた。

$$U_{en} = \sum_{i=1}^m U_{fi} \times F_{en, det, i} = 0.3988$$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根2号炉 高経年化技術評価（低サイクル疲労）補足説明資料 修正前後比較表

修正前

修正後

補足説明資料（低サイクル疲労）(6/7)

補足説明資料（低サイクル疲労）(6/7)

別紙7

別紙7

評価手法を含めた疲労評価結果について

評価手法を含めた疲労評価結果について

評価手法を含めた疲労評価結果を表1に示す。

評価手法を含めた疲労評価結果を表1に示す。

表1 評価手法を含めた疲労評価結果

表1 評価手法を含めた疲労評価結果

評価対象機器・部位		運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (運転開始後60年時点)			
		設計・建設規格の疲労 線図による評価	環境疲労評価手法によ る評価(環境を考慮)	評価手法	
容器	原子炉 圧力容器	主フランジ	0.008	— ^{※1}	—
		スタッドボルト	0.381	— ^{※1}	—
		給水ノズル	0.096	0.624	詳細評価手法
		下鏡	0.007	0.326	係数倍法
		支持スト	0.226	— ^{※1}	—
原子炉再循環ポンプ	ケーシングと配管の溶接 部	0.001	0.004	係数倍法	
配管	ステンレス鋼配管 炭素鋼配管	原子炉再循環系配管	0.004	0.065	係数倍法
		主蒸気系配管	0.011	— ^{※1}	—
		給水系配管	0.029	0.138	係数倍法
弁	原子炉再循環ポンプ 出口弁 (弁箱)	0.002	0.025	係数倍法	
	残留熱除去ポンプ 炉水戻り弁 (弁箱)	0.005	0.029	係数倍法	
	原子炉給水内側隔離逆止弁 (弁箱)	0.029	0.253	係数倍法	
	主蒸気隔離弁 (弁箱)	0.012	— ^{※1}	係数倍法	
容器	原子炉 格納容器 機械 パネレーション	ベント管ベローズ	0.049	— ^{※1}	—
		主蒸気系配管貫通部	0.158	— ^{※1}	—
		給水系配管貫通部	0.116	— ^{※1}	—
炉内構造物	炉心シャフト	0.013	0.317	係数倍法	
	シャフトボルト	0.009	0.024	係数倍法	

評価対象機器・部位		運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (運転開始後60年時点)			
		設計・建設規格の疲労 線図による評価	環境疲労評価手法によ る評価(環境を考慮)	評価手法	
容器	原子炉 圧力容器	主フランジ	0.008	— ^{※1}	—
		スタッドボルト	0.381	— ^{※1}	—
		給水ノズル	0.092	0.399	詳細評価手法
		下鏡	0.007	0.326	係数倍法
		支持スト	0.226	— ^{※1}	—
原子炉再循環ポンプ	ケーシングと配管の溶接 部	0.001	0.004	係数倍法	
配管	ステンレス鋼配管 炭素鋼配管	原子炉再循環系配管	0.004	0.065	係数倍法
		主蒸気系配管	0.011	— ^{※1}	—
		給水系配管	0.029	0.138	係数倍法
弁	原子炉再循環ポンプ 出口弁 (弁箱)	0.002	0.025	係数倍法	
	残留熱除去ポンプ 炉水戻り弁 (弁箱)	0.005	0.029	係数倍法	
	原子炉給水内側隔離逆止弁 (弁箱)	0.029	0.253	係数倍法	
	主蒸気隔離弁 (弁箱)	0.012	— ^{※1}	係数倍法	
容器	原子炉 格納容器 機械 パネレーション	ベント管ベローズ	0.049	— ^{※1}	—
		主蒸気系配管貫通部	0.158	— ^{※1}	—
		給水系配管貫通部	0.116	— ^{※1}	—
炉内構造物	炉心シャフト	0.013	0.317	係数倍法	
	シャフトボルト	0.009	0.024	係数倍法	

※1：非接液部

※1：非接液部

別紙7-1

別紙7-1

島根2号炉 高経年化技術評価（低サイクル疲労）補足説明資料 修正前後比較表

修正前

修正後

補足説明資料（低サイクル疲労）（7/7）

補足説明資料（低サイクル疲労）（7/7）

別紙8

別紙8

未経験過渡の疲労評価結果への影響について

未経験過渡の疲労評価結果への影響について

これまでの運転実績で経験のない未経験過渡について、過渡事象1回あたりの疲れ累積係数に与える影響を説明する。

これまでの運転実績で経験のない未経験過渡について、過渡事象1回あたりの疲れ累積係数に与える影響を説明する。

1. 未経験過渡

1. 未経験過渡

高経年化技術評価において、評価用過渡回数は、実施基準に基づき、評価時点までの運転実績を基に算出しているが、未経験過渡については、評価時点までの運転実績で発生がないことから、今後の運転期間で発生しないとして評価した。高経年化技術評価における未経験過渡の取扱いを表1に示す。

高経年化技術評価において、評価用過渡回数は、実施基準に基づき、評価時点までの運転実績を基に算出しているが、未経験過渡については、評価時点までの運転実績で発生がないことから、今後の運転期間で発生しないとして評価した。高経年化技術評価における未経験過渡の取扱いを表1に示す。

表1 高経年化技術評価における未経験過渡の取扱い

表1 高経年化技術評価における未経験過渡の取扱い

No.	過渡事象	評価用過渡回数 ^{※1} (括弧内は実績過渡回数)
1	給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0 (0)
2	給水加熱機能喪失（給水加熱器部分パイプス）	0 (0)
3	スクラム（タービントリップ） ^{※2}	1 (1)
4	スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	0 (0)
5	スクラム（逃がし安全弁誤作動）	0 (0)

No.	過渡事象	評価用過渡回数 ^{※1} (括弧内は実績過渡回数)
1	給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0 (0)
2	給水加熱機能喪失（給水加熱器部分パイプス）	0 (0)
3	スクラム（タービントリップ） ^{※2}	1 (1)
4	スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	0 (0)
5	スクラム（逃がし安全弁誤作動）	0 (0)

※1：60年時点の評価に用いた過渡回数（推定過渡回数+実績過渡回数）

※1：60年時点の評価に用いた過渡回数（推定過渡回数+実績過渡回数）

※2：試運転期間にのみ発生した過渡事象

※2：試運転期間にのみ発生した過渡事象

2. 疲労評価結果に与える影響

2. 疲労評価結果に与える影響

表1に示す過渡事象について、高経年化技術評価の結果に対して、推定過渡回数を1回増加させた場合の、疲労評価の健全性（疲れ累積係数が1を下回ること）への影響を確認する。評価対象は代表機器の原子炉圧力容器のうち疲れ累積係数が最大となる給水ノズルと、代表機器以外のうち疲れ累積係数が最大となる炉心シュラウドとした。評価結果について表2に示す。

表1に示す過渡事象について、高経年化技術評価の結果に対して、推定過渡回数を1回増加させた場合の、疲労評価の健全性（疲れ累積係数が1を下回ること）への影響を確認する。評価対象は代表機器の原子炉圧力容器のうち疲れ累積係数が最大となる給水ノズルと、代表機器以外のうち疲れ累積係数が最大となる炉心シュラウドとした。評価結果について表2に示す。

評価の結果、未経験過渡の推定過渡回数を1回増加させた場合に疲れ累積係数に与える影響は軽微であり、仮にこれらの過渡事象が今後発生しても疲労評価の健全性への影響が小さいことを確認した。

評価の結果、未経験過渡の推定過渡回数を1回増加させた場合に疲れ累積係数に与える影響は軽微であり、仮にこれらの過渡事象が今後発生しても疲労評価の健全性への影響が小さいことを確認した。

表2 過渡事象の1回増加が疲れ累積係数に与える影響

表2 過渡事象の1回増加が疲れ累積係数に与える影響

評価条件	給水ノズル	炉心シュラウド
①未経験過渡が将来発生しないとした疲れ累積係数 [※]	0.6232	0.3170
②未経験過渡が将来1回発生するとした疲れ累積係数 [※]	0.6359	0.3171
③過渡事象1回あたりの疲れ累積係数増分（②-①）	0.0127	0.0001

評価条件	給水ノズル	炉心シュラウド
①未経験過渡が将来発生しないとした疲れ累積係数 [※]	0.3988	0.3170
②未経験過渡が将来1回発生するとした疲れ累積係数 [※]	0.4104	0.3171
③過渡事象1回あたりの疲れ累積係数増分（②-①）	0.0116	0.0001

※：運転開始後60年時点の疲れ累積係数（環境を考慮した評価）

※：運転開始後60年時点の疲れ累積係数（環境を考慮した評価）

別紙8-1

別紙8-1