

## 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、委託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

委託先である日立GEニュークリア・エナジー株式会社（以下、「日立GE」という。）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。）

確認された誤りの内容及び発生理由は以下のとおりである。確認された誤りの具体例と疲れ累積係数への影響を添付資料（1）に示す。

なお、EVAStは、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。添付資料（2）にEVAStの概要、添付資料（3）にEVAStバージョンの検証状況を示す。

## a. 停止事象の事象分割誤り

疲労評価において、熱サイクルの各事象における一次＋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（C13～C17）がC13～C15とC16～C17で分割して定義されたため、C13～C17までを連続的な停止事象として評価する際にプログラムの分割を正しく認識していない場合、C15で停止した後、C16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。

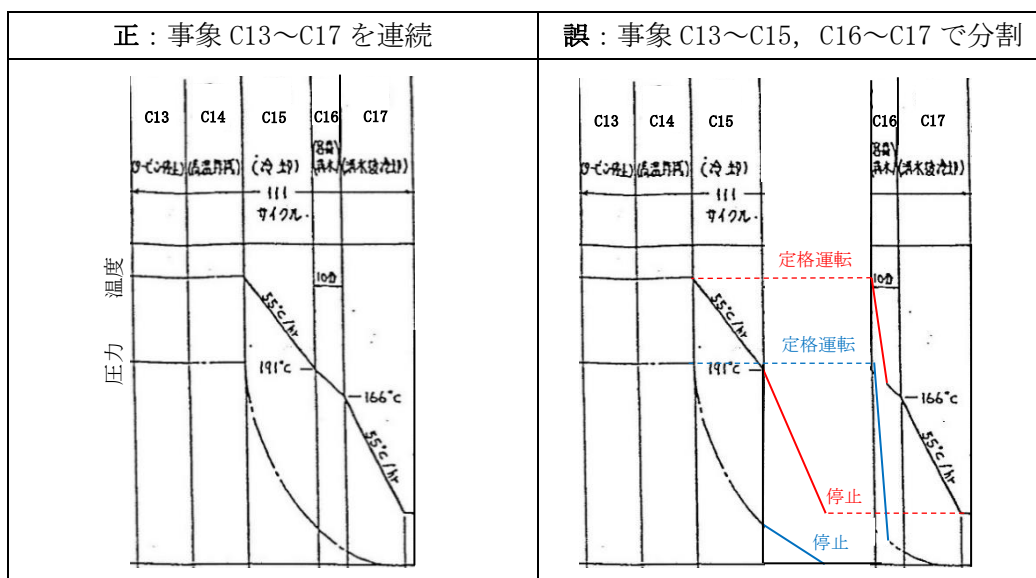


図1 停止事象の事象分割イメージ

【発生理由】

疲労評価における疲労組合せの機能において、プログラム上でC13からC17までとしている停止事象に対して、C16、C17に海外案件の停止事象の評価を割り当てるためプログラムを変更し、停止事象をC13からC15までとC16からC17に分割して定義したが、C13からC17までを連続的な停止事象として評価する場合に、評価者がプログラムの分割を正しく認識できていなかった。

b. 停止事象のうち、特定の事象の誤った回数設定

停止事象（C13～C17）のうち、C15において1回の停止事象につき5回発生する停止時注水事象を考慮<sup>※</sup>する際、注水事象の回数を、停止事象の回数111回の5倍である555回と設定する範囲がある。これを設定するプログラムの一部が欠落したことで、本来555回と設定すべき範囲にずれが生じた。

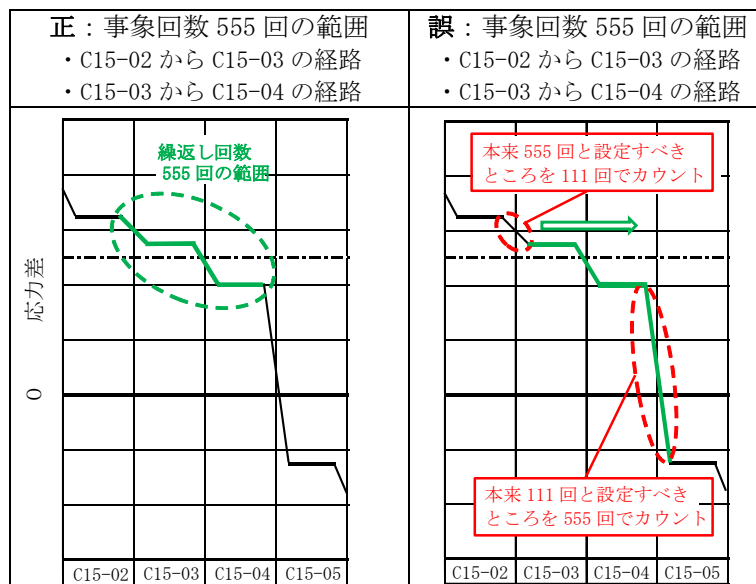


図2 特定の事象の誤った回数設定イメージ

※停止時注水事象の考慮について

海外のBWR-5では低流量制御が不可能な給水制御弁があり、停止時の原子炉水位低下を回復させるため、停止時に5回、25%流量で各3分間の給水注入を想定している。国内BWR-5では低流量制御が可能のため、実運転でこのような運転は行わないが、BWR-5共通の熱サイクル条件として保守的な、停止時に5回給水注入を行う熱サイクルとしている。

なお、ABWRでは低流量での流量制御が可能のため、給水注入を2%流量で連続的に行う想定としており、停止時に5回給水注入を行うような熱サイクルは想定していない。

【発生理由】

プログラム改訂時に従来の EVAST が持つ疲労組合せの際に注水事象回数を 5 倍（111 回×5=555 回）とする機能を追加する際に、元のプログラムの当該部分にあたる箇所を誤って削除（プログラムの一部が欠落）した。

このため、注水事象回数を 5 倍と設定する範囲にずれが生じた。

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。

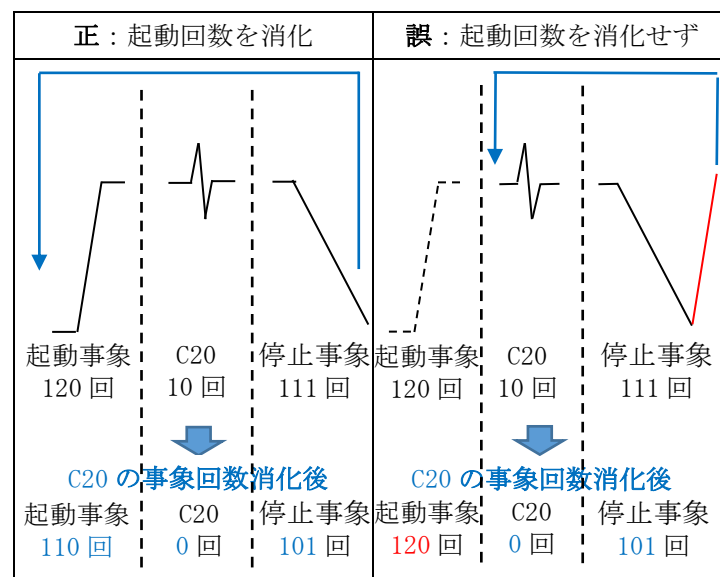


図 3 起動事象回数の過大評価イメージ

【発生理由】

プログラム改訂作業時に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、「回数=0」とすべきところを「回数=対象経路の回数」と誤って設定した。

3. 影響評価

島根 2 号炉 PLM 評価書（補足説明資料含む）への影響有無の確認結果を以下に示す。

事象 a：停止事象を正しく設定していることを確認した。

事象 b：評価対象機器のうち給水ノズルについて注水事象回数の設定に誤りがあることを確認した。

事象 c：起動停止が関係する組合せのピーク応力差の回数設定を正しく設定していることを確認した。

以上より、島根2号炉 PLM 評価書（補足説明資料含む）については、今回の誤り事象 b が該当しているが、添付資料（3）のとおり再検証を実施した計算ソフトを用いて評価した結果、疲れ累積係数の値に一部変更が生じるものの、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、評価結果への影響はない。

島根2号炉 PLM 評価書及び補足説明資料の修正前後比較表を別紙（1）及び（2）に示す。

#### 4. 原因及び再発防止対策

##### （1）委託先（添付資料（4）参照）

本事象の原因を以下に示す。

＜日立 GE からの委託先における原因＞	
プログラム開発・改訂管理規準の内容不足	①プログラムの全機能を対象とした検証をすることが規定されておらず、プログラムに追加した部分のみを検証したため、削除した部分がプログラム全体に及ぼす影響に気付かなかった。
	②プログラム開発・改訂の規準に「変更管理」に係わる資料やレビューの実施の記載がなく、これらの作成や実施が必須であることを認識しておらず、プログラムを改訂することにより国内プラントの一部の評価に影響が出ることに気付かなかった。
＜日立 GE における原因＞	
指導・改善事項の処理確認不足及び品質管理不足	計算法プログラムの管理に係わる日立 GE の社内規準の内容が十分に委託先の社内規準に反映できておらず、確認方法も明確でなかった。また、規準説明会のような一時的な打合せに対する懸案処理方法が明確に決まっていなかった。

上記の原因を踏まえ下記の再発防止対策を実施する。

＜日立 GE からの委託先における再発防止対策＞	
プログラム開発・改訂管理 規準の内容不足	<p>①社内規準について下記のとおり改訂する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プログラムの全機能を対象とした検証とする。</li> <li>・原設計者及び計算機プログラムの作成者以外の者が検証を実施する。</li> <li>・プログラム開発・改訂計画書は、程度に関係なく全て作成する。また、改訂内容と実施する検証項目を明記する。</li> <li>・プログラム開発・改訂に係わる変更管理の規準を取り込む。</li> <li>・プログラム開発・改訂計画書及び報告書の承認前に、品質保証部門によるホールドポイントを設定する。</li> </ul> <p>②解析業務関係者に対して上記①にて改訂した規準及び②の教育を継続的に実施する。</p>
＜日立 GE における再発防止対策＞	
指導・改善事項の処理確認 不足及び品質管理不足	<p>①プログラム管理の確認強化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・計算機プログラムの変更申請を受けた場合は、日立 GE の計算機プログラム管理システム登録前にプログラム改訂プロセス（検証含む）の確認を実施する。</li> <li>・計算機プログラムの管理が適切に行われていることを「解析キャラバン（解析業務モニタリング）」及び「調達先認定審査」で継続的に確認する。</li> </ul> <p>②解析教育に委託先の解析業務従事者を対象に含めた教育を実施する。</p> <p>③許認可解析結果の受領時に、従来の QC チェックに加えて、使用したプログラムが正しいことを確認する。</p>

## (2) 当社

当該計算ソフトの確認を添付資料（5）のとおり定めた体制の下実施していたが、誤りを防止することが出来なかった。このため、業務における留意事項として「調達管理基本要領」に反映するとともに、関係者への周知・共有を図り、解析業務の実施状況調査において、本事象を踏まえた上で確認・調査を実施することにより、本事象のような誤りの発生を防止し、継続的な品質向上に努める。

また、再発防止対策等が適切に実施され、評価に適切なプログラムが用いられる体制にあることを確認する。

## 5. 水平展開

日立 GE が係わる計算機プログラム全てについて、今回の誤りを踏まえた検証や対策が適切になされているか添付資料（6）のフローに従い確認し、不足が確認される場合はプログラムの検証内容や対策内容等について再確認を行う。

## 6. 添付資料

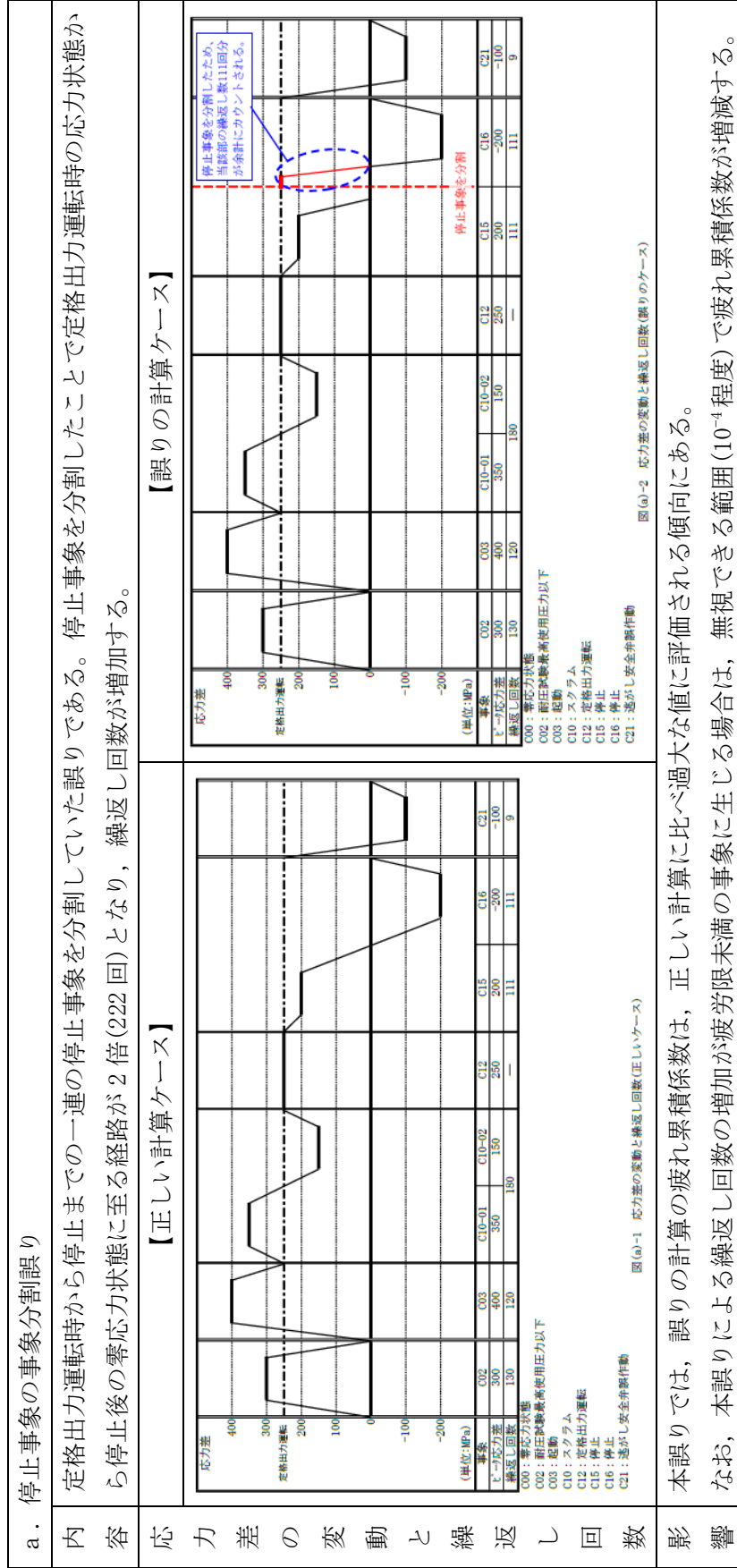
- (1) 確認された誤りと疲れ累積係数への影響
- (2) 原子炉圧力容器の評価方法及び EVAST の概要
- (3) EVAST の検証状況及び今回実施した再検証について
- (4) 原因及び再発防止対策
- (5) 高経年化技術評価時の確認体制
- (6) EVAST の誤りに対する水平展開フロー

## 7. 別紙

- (1) 島根 2 号炉 高経年化技術評価書 修正前後比較表
- (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

確認された誤りと疲れ累積係数への影響

確認された誤りの内容と疲れ累積係数への影響を以下に示す。



<p>b. 停止事象のうち、特定の事象の誤った回数設定（ケース1）</p> <p>内 容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>停止事象のうち、1回の停止事象に対して5回の原子炉注水を想定するケースにおいて、注水回数は停止事象(111回)の5倍(555回)とすべきであるが、ここで5倍する注水事象の範囲を誤っていた。</li> </ul>	<p style="text-align: center;">【正しい計算ケース】</p> <p style="text-align: center;">【誤りの計算ケース】</p> <p style="text-align: center;">図(b)1-1 応力差の変動と繰返し回数</p> <p style="text-align: center;">図(b)1-2 応力差の変動と繰返し回数</p>	<p>影 響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>注水事象前後の経路の長さ(ピーク応力差)によって、本誤りによる疲れ累積係数が過大に評価される場合と、過小に評価される場合があり、本ケースでは過大な値に評価される傾向にある。</li> <li>なお、ABWRの場合は、注水回数を停止事象(111回)の5倍にする考慮はないため、本誤りの影響はない。</li> </ul>
---	---	--



<p>b. 停止事象のうち、特定の事象の誤った回数設定（ケース2）</p> <p>停止事象のうち、1回の停止事象に対して5回の原子炉注水を想定するケースにおいて、注水回数は停止事象(111回)の5倍(555回)とすべきであるが、ここで5倍する注水事象の範囲を誤っていた。</p>	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="width: 45%;"> <p style="text-align: center;"><b>【正しい計算ケース】</b></p> <p style="text-align: center;">緑返し回数 SSS回の範囲</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p style="text-align: center;"><b>【誤りの計算ケース】</b></p> <p style="text-align: center;">本来555回とすべきところ を111回でカウント</p> <p style="text-align: center;">本来111回とすべきところ を555回でカウント</p> </div> </div> <table border="1" style="width: 100%; margin-top: 10px;"> <thead> <tr> <th>事象</th> <th>C02</th> <th>C03</th> <th>C10-01</th> <th>C10-02</th> <th>C12</th> <th>C15-01</th> <th>C15-02</th> <th>C15-03</th> <th>C15-04</th> <th>C15-05</th> <th>C15-06</th> <th>C21</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2-1: 応力差</td> <td>300</td> <td>400</td> <td>350</td> <td>150</td> <td>250</td> <td>375</td> <td>325</td> <td>100</td> <td>-50</td> <td>-125</td> <td>-200</td> <td>-100</td> </tr> <tr> <td>繰返し回数</td> <td>130</td> <td>120</td> <td>180</td> <td>—</td> <td>111</td> <td>111</td> <td>555</td> <td>555</td> <td>111</td> <td>111</td> <td>111</td> <td>9</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small; margin-top: 5px;">       C00: 新応力状態        C02: 耐圧試験最高使用圧力以下        C03: 起動        C10: スクラム        C12: 定格出力運転        C15: 停止        C21: 逃がし安全弁動作     </p>	事象	C02	C03	C10-01	C10-02	C12	C15-01	C15-02	C15-03	C15-04	C15-05	C15-06	C21	2-1: 応力差	300	400	350	150	250	375	325	100	-50	-125	-200	-100	繰返し回数	130	120	180	—	111	111	555	555	111	111	111	9	<p style="text-align: center;">図 (b)2-1 応力差の変動と繰返し回数</p> <p style="text-align: center;">図 (b)2-2 応力差の変動と繰返し回数</p> <p>・注水事象前後の経路の長さ(ピーク応力差)によって、本誤りによる疲れ累積係数が過大に評価される場合と、過小に評価される場合があり、本ケースでは過小な値に評価される傾向にある。</p> <p>・なお、ABWRの場合は、注水回数を停止事象(111回)の5倍にする考慮はないため、本誤りの影響はない。</p>
事象	C02	C03	C10-01	C10-02	C12	C15-01	C15-02	C15-03	C15-04	C15-05	C15-06	C21																													
2-1: 応力差	300	400	350	150	250	375	325	100	-50	-125	-200	-100																													
繰返し回数	130	120	180	—	111	111	555	555	111	111	111	9																													
応力差の変動と繰返し回数	影響																																								

<p>c. 起動事象回数 の 過大評価</p>	<p>内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ピーク応力差が最大となる時点の組み合わせについて、起動停止が関係する組合せのピーク応力差の回数を設定するプログラムソースが、停止事象後に定格運転状態に戻るよう設定していた。停止事象後に定格出力運転状態に遷移しているため、応力差が大きくなる経路が過大にカウントされる。</li> </ul>	<p>【正しい計算ケース】</p> <p>【誤りの計算ケース】</p>	<p>影響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>本誤りでは、誤りの計算の疲れ累積係数は、正しい計算に比べ過大な値に評価される傾向にある。</li> <li>なお、本誤りによる繰返し回数が増加が疲労未満の事象に生じる場合は、無視できる範囲(10<sup>-4</sup>程度)で疲れ累積係数が増減する。</li> </ul>
-------------------------	---	-------------------------------------	--

## 原子炉圧力容器の評価方法及び EVAST の概要

## 1. 原子炉圧力容器の評価方法の概要

原子炉圧力容器の低サイクル疲労評価については、有限要素法 (FEM) 等の解析で熱応力、内圧及び差圧による応力、外荷重による応力等を計算した後に、応力強さや疲労累積係数を計算して評価を実施している。

原子炉圧力容器の疲労評価における解析評価フローを図 1 に示す。

また、EVAST の改訂履歴を表 1 に示す。

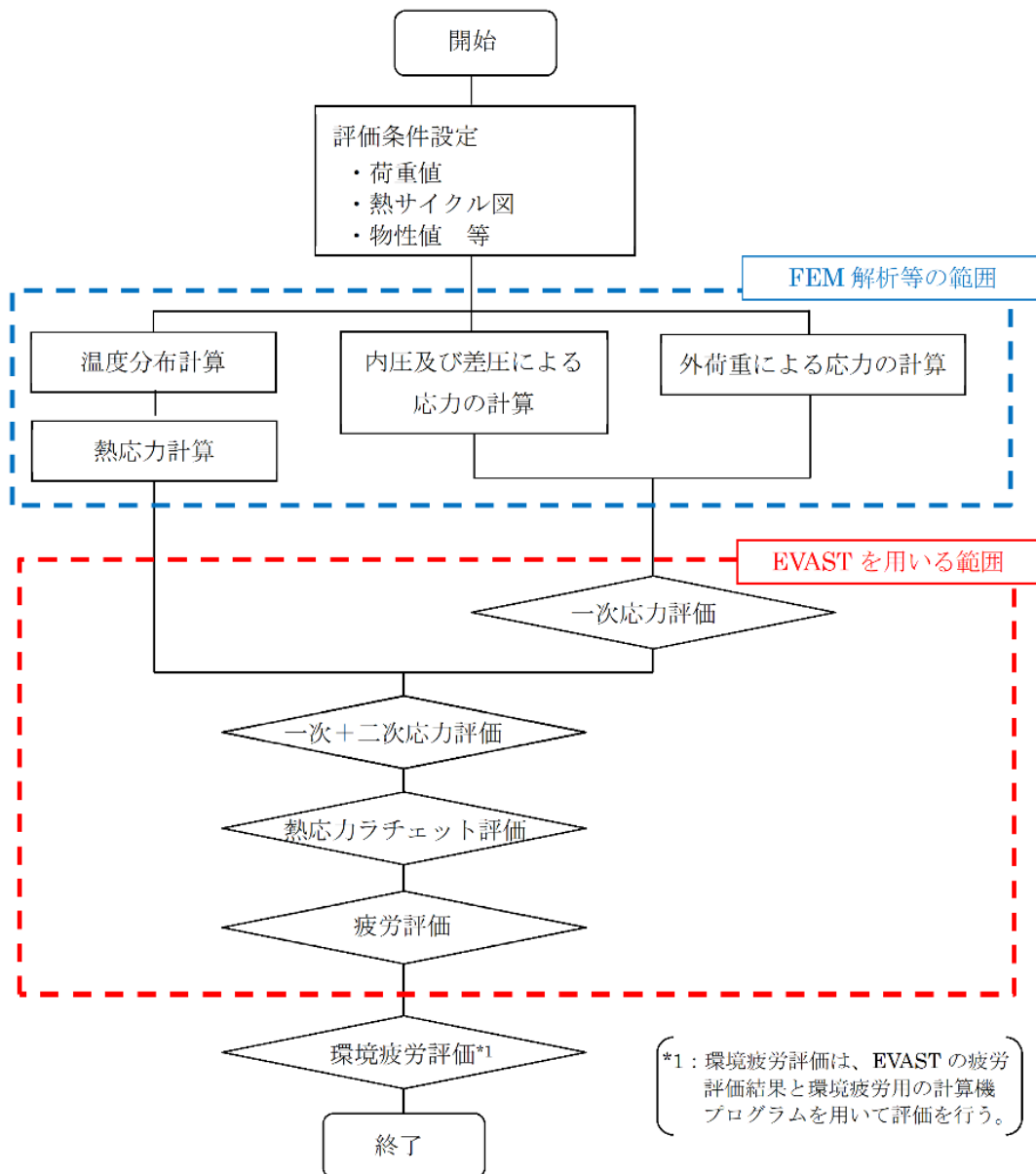


図 1 原子炉圧力容器の解析評価フロー

表1 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 変更に伴う改訂

■ : 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。)

## 2. EVAST を用いた計算内容

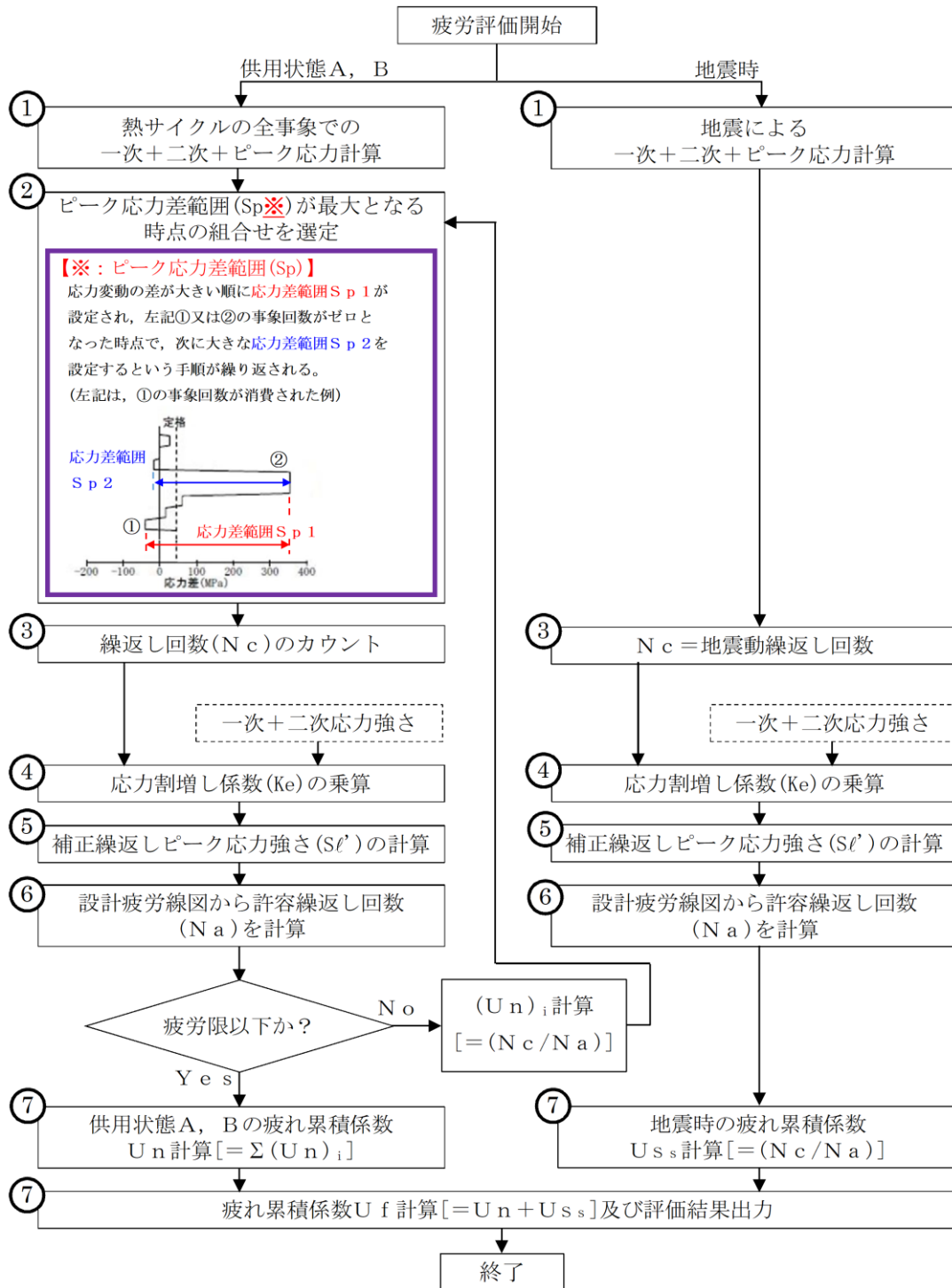
今回誤りの確認されている EVAST は、原子炉圧力容器の評価用に作成されたプログラムであり、有限要素法 (FEM) 等による解析を実施した後の応力強さや疲労累積係数の計算を行うにあたり、原子炉圧力容器の評価点が膨大であることから作業効率化のために、四則演算による手計算が可能な範囲を自動化した Fortran のプログラムである。

EVAST は、有限要素法 (FEM) 等の解析で得られた応力及び許容値を用いて、内圧及び差圧による応力や外荷重による応力から一次応力評価を、内圧及び差圧による応力、外荷重による応力や熱応力から一次+二次応力評価及び熱ラチェット評価を、内圧及び差圧による応力、外荷重による応力、熱応力、熱サイクル条件、応力集中係数から疲労評価を実施しているものである。

EVAST の評価内容と入出力の関係を表 2 に示す。また、EVAST の疲労評価の詳細フローを図 2 に示す。

表 2 EVAST の評価内容と入出力の関係

	一次応力評価	一次+二次応力評価	熱応力ラチェット評価	疲労評価
入力	<ul style="list-style-type: none"> <li>内圧及び差圧による応力</li> <li>外荷重による応力</li> <li>許容値</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>内圧及び差圧による応力</li> <li>外荷重による応力</li> <li>熱応力</li> <li>許容値</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>内圧及び差圧による応力</li> <li>熱応力</li> <li>許容値</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>内圧及び差圧による応力</li> <li>外荷重による応力</li> <li>熱応力</li> <li>熱サイクル条件</li> <li>応力集中係数</li> <li>許容値</li> </ul>
出力	<ul style="list-style-type: none"> <li>一次一般膜応力強さの評価</li> <li>一次膜+曲げ応力強さの評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>一次+二次応力強さの評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>圧力による応力及び熱応力変動レンジの評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>①一次+二次+ピーク応力</li> <li>②ピーク応力差範囲 (Sp) の組合せ</li> <li>③繰返し回数 (Nc)</li> <li>④応力割増し係数 (Ke)</li> <li>⑤補正繰返しピーク応力強さ (Sf')</li> <li>⑥許容繰返し回数 (Na)</li> <li>⑦疲労累積係数 (Un, Us, Uf)</li> </ul> <p>* 疲労評価の詳細フローを図 2 に示す</p>



\*○内の番号は、表2赤枠部の番号との対応を示す。

図2 EVASTにおける疲労評価の詳細フロー

## EVAST の検証状況と今回実施した再検証について

## 1. EVAST 改訂時の検証状況

EVAST には、複数の改訂により異なるバージョンが存在している。プログラム作成時には手計算で検証を実施しており、以降の改訂では、再現計算や追加機能に対する手計算を用いて検証を実施した。

今回誤りの確認された Ver. 2 へのプログラム改訂では、海外プロジェクトにおける熱サイクルに従った評価ができるよう以下の4つの機能を追加した。

- ・疲労組合せへのフランジヘッドスプレイの考慮
- ・疲れ累積係数算出用  $K_e$  係数算出式への ASME 式の考慮
- ・ASME 設計疲労線図データの追加
- ・疲労組合せへのフランジボルト締めステップの考慮

Ver. 2 へのプログラム改訂時には、Ver. 1 から追加したこれらの機能について手計算との整合を確認することで検証を実施していた。

## 2. 今回実施した再検証 (Ver. 1)

今回確認されている誤りについては、2013～2014年に改訂を実施した EVAST のバージョン (Ver. 2) 以降に生じていることから、正しい計算ソフトを用いて再評価を実施するため、Ver. 1 の全機能に対して手計算との整合を確認することにより Ver. 1 の再検証を実施した。

再検証では、BWR-5 の給水ノズルの停止時給水事象で事象回数が5倍されること等、全機能の検証に必要な計算が含まれることを確認した上で実施し、Ver. 1 は全ての機能で妥当な結果となることを確認した。

表 原因及び再発防止対策 (1/2)

No.	項目	原因	再発防止対策
1	プログラム開発・改訂管理規準の内容不足	<p>プログラム開発担当者が自ら検証作業を実施し、プログラムに追加した部分のみを検証したため、削除した部分がプログラム全体に及ぼす影響に気付かなかった。</p> <p>プログラム改訂の際に、日立GEが定める変更管理票(以下、「変更管理票」という。)の作成及びデザインレビューの実施が必須であることを認識しておらず、また、プログラム改訂計画書の作成を省略したため、プログラム改訂計画の詳細を検討しておらず、プログラムを改訂することにより国内プラントの一部の評価に影響が出ることに気付かなかった。</p>	<p>①社内規準を改訂する。 技術計算プログラム開発・改訂管理要領 ・検証範囲は改造範囲の確認に加えて、プログラムの全機能を対象とした検証とすること。(原因①の対応) ・プログラムの検証は、原設計者及び計算機プログラムの作成者以外の者が実施すること。(原因①の対応) ・プログラム開発・改訂計画書は、プログラム改訂の程度に関係なく全て作成する。(原因②の対応) ・プログラム開発・改訂計画書には、改訂内容と実施する検証項目を明記する。(原因②の対応) ・プログラム開発・改訂に係わる変更管理票の規準を取り込む。(原因②の対応) ・プログラム開発・改訂計画書及びプログラム開発・改訂報告書の承認前に、品質保証部門の確認を必須(ホールドポイントの設定)とする。(原因②の対応) ②プログラムの全機能を対象とした検証が計画、実施されていることを、チェックシートにより確認する。(原因①の対応) ③上記①にて改訂した規準及び②の教育を設計部門及び品質保証部門の解析業務関係者に継続的に実施する。(原因①、②の対応)</p>

表 原因及び再発防止対策 (2/2)

No.	項目	原因	再発防止対策
2	日立GEから委託先に対する指導・改善事項の処理確認不足及び品質管理不足	<p>日立GEの社内規準（以下、「日立GE規準」という。）の内容が十分に委託先社内規準に反映できていなかった。</p> <p>日立GE規準制定時に委託先に対して説明会を実施したが、規準説明会に対する懸案処理方法が明確に決まっていなかった（属人的な管理になっていた）。</p> <p>事項の刈取りが行われていなかった。</p> <p>日立GE規準では、「調達先が保有し、使用する計算機プログラムにおいて、日立GE規準と同等に管理されている場合には、日立GEの計算機プログラム管理システムにプログラム名称等の基本情報と検証記録」を登録すればよいと記載されているため、改めてプロセスの確認はしていなかった。</p>	<p>①プログラム管理の確認強化</p> <p>①-1 計算機プログラムの変更申請を受けた場合は、日立GEの計算機プログラム管理システム登録前にプログラム改訂プロセス（検証含む）の確認を実施する。</p> <p>①-2 計算機プログラムの管理が適切に行われていることを以下の活動で継続的に確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・解析キヤラバン（解析業務モニタリング）</li> <li>・調達先認定審査/解析業務着手前のキックオフを実施し、計算機プログラムの管理について確認する。</li> </ul> <p>上記に加えて以下の対策を実施する。</p> <p>②解析QMS導入教育、解析QMSレビュー向け教育に委託先の解析業務従事者を対象に含めて教育を実施する。</p> <p>③許認可解析結果の受領時に、従来のQCチェックに加えて、使用したプログラムが正しいことを確認する。</p>



島根原子力発電所 2 号炉  
高経年化技術評価書  
(30 年目)  
(本冊)

平成 30 年 2 月  
中国電力株式会社

### 3. 高経年化技術評価の実施体制

#### 3.1 評価の実施に係る組織および評価の方法

高経年化技術評価および長期保守管理方針策定の実施に係る組織を資料 3-1 に示す。

本社では、電源事業本部（原子力管理）において、発電所が実施する高経年化技術評価に関する発電所設備主管担当へ評価に資する最新知見などの情報提供を行うとともに、評価結果の技術的内容確認等を行った。

発電所では、評価の実施にあたって、評価書作成に係る懸案事項の対応・検討等、業務遂行の円滑化を図る目的で保修部（保修技術）を設置するとともに、関係箇所では情報共有を図り、評価書作成の進捗状況等を確認することを目的に発電所内に「高経年化対策検討実施連絡会」を設置した。

具体的には、「島根原子力発電所 2 号炉高経年化技術評価報告書（30 年目）作成に係る実施計画書」に基づき、体制、工程等を定め、高経年化技術評価書の作成を行った。

また、高経年化技術評価書および長期保守管理方針については、2018 年 1 月 23 日に原子力発電保安運営委員会において審議を行い、その後 2018 年 1 月 29 日に島根原子力発電所保安委員会において審議を実施した。

#### 3.2 評価の実施に係る工程管理

高経年化対策実施ガイド等に基づき、運転開始後 29 年を経過する日までに保安規定変更認可申請を行うべく工程管理を実施した。

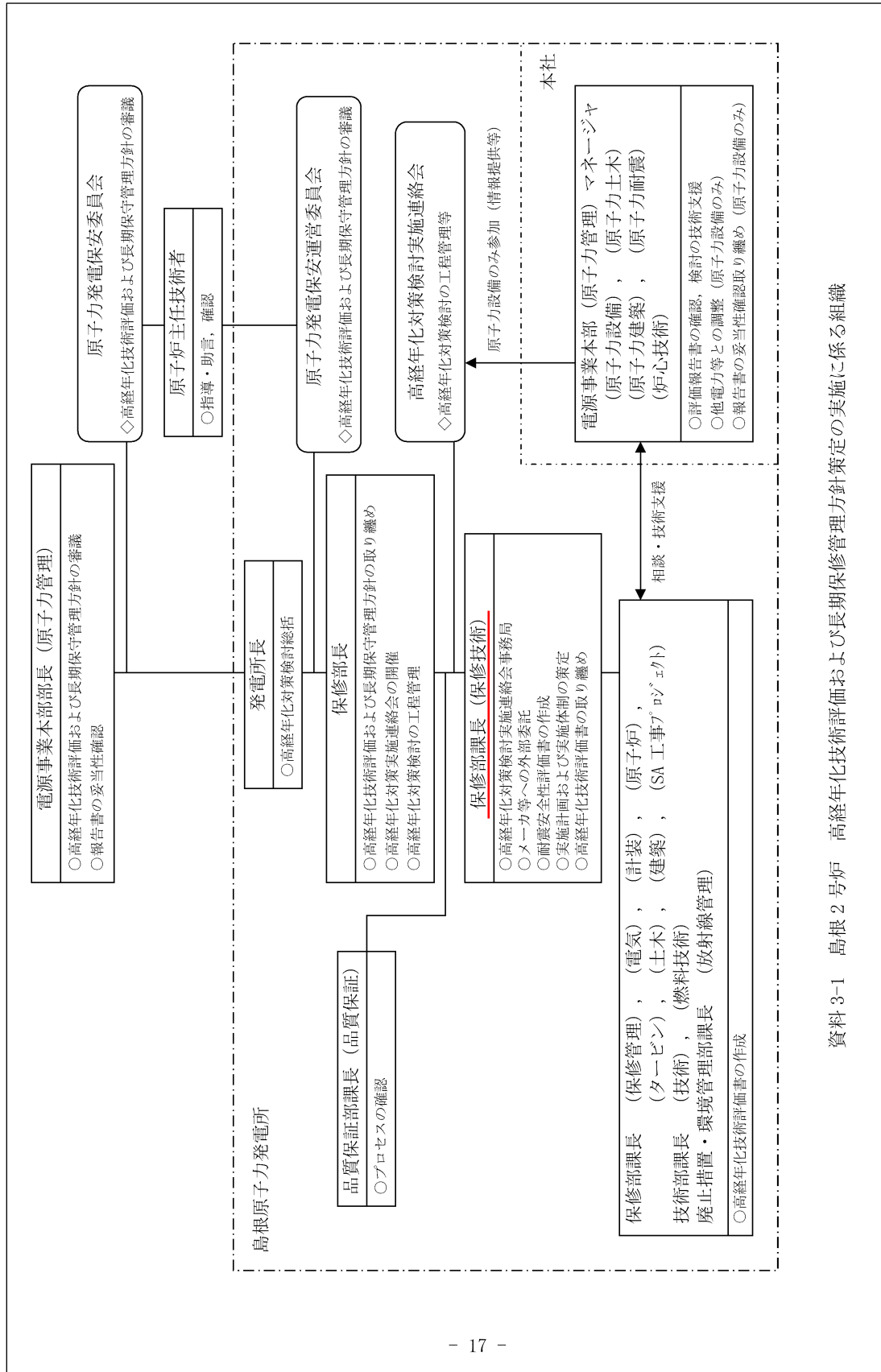
具体的な実施工程を資料 3-2 に示す。

#### 3.3 評価において協力した事業者の管理に関する事項

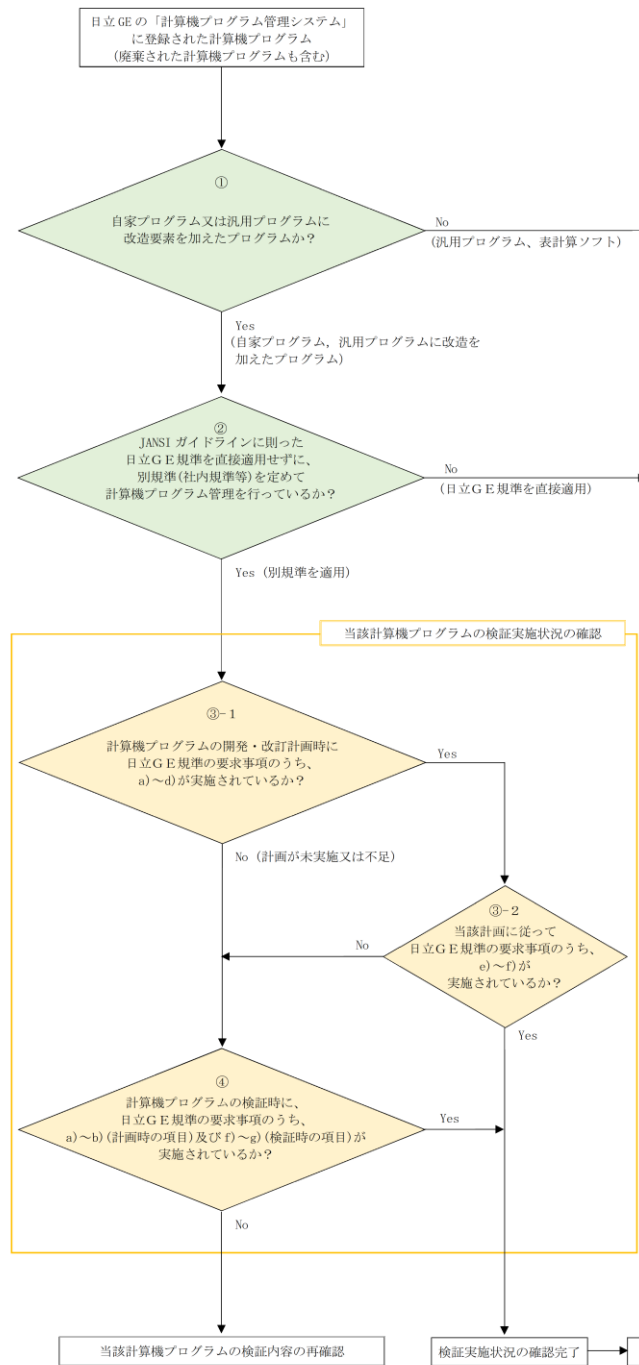
島根 2 号炉の高経年化技術評価において、対象機器の定量評価業務をプラントメーカーである日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社へ委託した。

また、プラントメーカー以外の納入設備として、雑固体廃棄物焼却設備および雑固体廃棄物処理設備については日本ガイシ株式会社へ委託した。

これらの委託は社内規定類に基づき発注を行っており、当社はこの委託によって提出された報告書等の内容について確認している。



資料 3-1 島根 2 号炉 高経年化技術評価および長期保守管理方針策定の実施に係る組織



＜解説＞

・調査対象の計算機プログラム  
JANSI ガイドラインに則った日立GEにおける計算機プログラムの管理に関する社内規準（以下、日立GE規準）が制定された2009年2月以降、許認可解析業務に使用された計算機プログラムを、水平展開調査の対象とする。

・判断①  
改造を加えない汎用プログラムは、開発又は改訂プロセスがないことから、水平展開調査の対象外（No）とする。  
また、表計算ソフトのうち、シートのセルに計算式を入力しただけのもの（マクロ計算を含まないもの）については、水平展開調査の対象外（No）とする。

・判断②  
JANSI ガイドラインに則った日立GE規準を直接適用している場合、水平展開調査の対象外（No）とする。  
一方、日立GE基準を直接適用せずに、別規準（社内規準等）を定めて計算機プログラムを管理している場合、水平展開調査の対象（Yes）とする。  
なお、日立GE規準では、計算機プログラムの計画及び検証時に、下記の実施を規定している。

日立GE規準の要求事項

- ✓計画時：
  - 計画書または日立GEが定める変更管理票にて、下記 a)～c) が規定されており、下記 d) にて確認されていること。
  - a) 計算機プログラムの詳細仕様（プログラム構成、計算フロー、機能等）が明確化されていること。
  - b) 計算機プログラムの全機能を対象とした検証が計画され、検証項目に漏れがないこと。計算機プログラムの改訂においては、当該改訂による他の機能への影響確認が検証項目に含まれていること。
  - c) 検証者が、計算機プログラムの原設計者及び作成者以外のものとして設定されていること。（未定の場合は検証時に設定されていること）
  - d) 上記 a)～c) が設計検討会等にて確認されていること。
- ✓検証時：
  - 検証図書及び下記 g) にて、下記 e)～f) が確認されていること。
  - e) 検証計画にて定められた検証項目（上記 b)）について、検証が実施されていること。
  - f) 計算機プログラムの原設計者及び作成者以外の者により、検証が実施されていること。
  - g) 上記 e)～f) が設計検討会等にて確認されていること。

・判断③-1  
計算機プログラムの開発時もしくは改訂時に、日立GE規準の要求事項のうち、a)～d) が計画されている場合は、当該計画に従った検証の実施状況を確認する（Yes）こととする。

【確認エビデンス】

- ・計画書（検証計画書、変更管理票等）、プログラム仕様書 等

・判断③-2  
検証図書又は日立GE規準の要求事項の g) に示す検証結果に係る設計検討会等の議事録により、要求事項の e)～f) が実施されていることを確認できた場合は、検証実施状況の確認完了（Yes）とする。

【確認エビデンス】

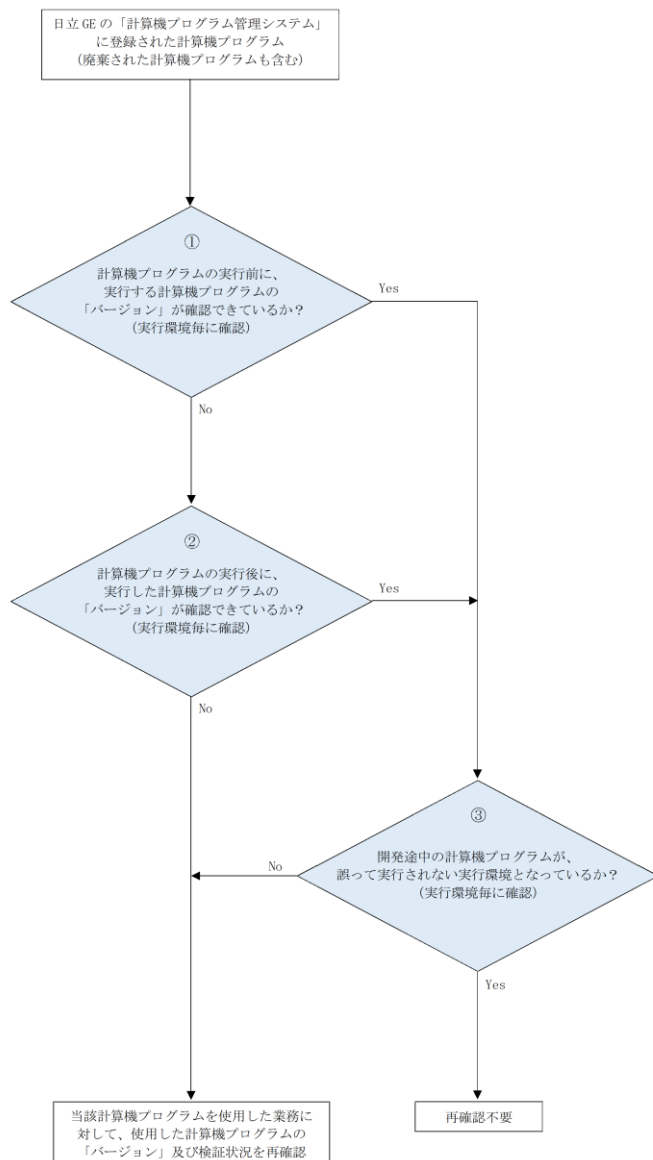
- ・検証図書、開発報告書、設計検討会等の議事録 等

・判断④  
検証図書又は日立GE規準の要求事項の g) に示す検証結果に係る設計検討会等の議事録により、要求事項 a)～b)（計画時の項目）が検証時ではあるが実施されており、且つ、要求事項 f)～g)（検証時の項目）が実施されていることを確認できた場合は、検証実施状況の確認完了（Yes）とする。

【確認エビデンス】

- ・検証図書、開発報告書、設計検討会等の議事録 等

計算ソフトのプログラムミスに対する水平展開フロー



<解説>

・調査対象のコンピュータプログラム  
 JANSI ガイドラインに則った日立GEにおけるコンピュータプログラムの管理に関する社内規準（以下、日立GE規準）が制定された2009年2月以降、許認可解析業務に使用されたコンピュータプログラムを、水平展開調査の対象とする。ただし、改訂が無いものは判断①についてはYesとする。

・補足説明（事例）  
 当該事例では、プログラム管理サーバには【プログラム名】+【バージョン等の識別子】.exeで登録されていたが、実行環境では【プログラム名】.exeで実装されていたため、実行環境中のプログラムの識別ができなかった。

・判断①  
 コンピュータプログラムの実行前に、実行するコンピュータプログラムのバージョンが確認できている場合は、判断③に移行（Yes）する。  
**【確認エビデンスの例】**  
 1) 実行するコンピュータプログラムのファイル名称に「バージョン」情報が含まれていることを示すもの（ファイル名称を回答）  
 2) 実行前にコンピュータプログラムの「バージョン」を確認することが規定されたもの（手順書等を回答）  
 3) 実行するコンピュータプログラムが、実行画面に「バージョン」が表示する仕様となっていることを示すもの（画面キャプチャ(サンプル)等を回答）  
 4) 実行前にコンピュータプログラムの「バージョン」を確認した結果を示すもの（チェックシートNo. (代表例)を回答）

・判断②  
 コンピュータプログラムの実行後に、実行したコンピュータプログラムのバージョンが確認できている場合は、判断③に移行（Yes）する。  
**【確認エビデンスの例】**  
 1) 実行したコンピュータプログラムの出力に「バージョン」情報が含まれていることを示すもの（エラー等(代表例)を回答）  
 2) 実行後にコンピュータプログラムの「バージョン」を確認した結果を示すもの（チェックシートNo. (代表例)を回答）

・判断③  
 「検証済みのコンピュータプログラム」と「開発途中のコンピュータプログラム」とが区別できる環境となっており、「開発途中のコンピュータプログラム」が誤って実行されない環境となっている場合は、水平展開調査の対象外（Yes）とする。  
**【確認エビデンスの例】**  
 1) コンピュータプログラムの開発環境と運用環境とがPC又はフォルダにて区別されていることを示すもの（ヒアリング結果等を回答）  
 2) 管理登録サーバから運用環境に実装されたコンピュータプログラムが、特定できることを示すもの（管理責任者により管理されている台帳等を回答）

コンピュータプログラムの管理（検証作業中の計算ソフトの管理不良）に対する水平展開フロー

修正前		修正後	
容器の技術評価書			
容器の技術評価書			
表2.3-5 原子炉圧力容器の疲労評価結果			
部位	運転に連続回数に基づく疲れ累積係数 (許容値: 1以下)		疲労評価手法による評価 運転開始後 60年時点
	設計・建設段階の 疲労曲線による評価	運転開始後 60年時点	
2015年7月末時点	0.004	0.008	-
主アーク	0.180	0.381	-
ボルトボルト	0.047	0.096	0.651
給水パイプ	0.004	0.007	0.326
ドーム	0.110	0.226	-
支持カト	0.110	0.226	-
<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、使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。また使用期間中検査にて漏えい試験を行い、腐食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>			
- 2-21 -			

修正前	修正後																																																																								
<p style="text-align: center;"><b>耐震安全性評価書</b></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年時点での規定過渡 条件を用いて破れ累積係数を、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、継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蓋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、地震動による破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、技術評価での破れ累積係 数に、地震時の破れ累積係数を加味して評価を実施した。 評価の結果、破れ累積係数の和は、許容値以下となり、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;"><b>耐震安全性評価書</b></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年時点での規定過渡 条件を用いて破れ累積係数を、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、継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蓋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、地震動による破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、技術評価での破れ累積係 数に、地震時の破れ累積係数を加味して評価を実施した。 評価の結果、破れ累積係数の和は、許容値以下となり、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>表3.4-15 ノズル等の疲労評価結果</p> <table border="1"> <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 に高々く 破れ累積係数 (破れを考慮)</th> <th>地震動による 破れ累積係数</th> <th>合計 (許容値：以下)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主フランジ</td> <td></td> <td></td> <td>0.008</td> <td>—</td> <td>0.008</td> </tr> <tr> <td>スタッドボルト</td> <td></td> <td></td> <td>0.381</td> <td>—</td> <td>0.381</td> </tr> <tr> <td>給水ズル</td> <td>7731</td> <td>Ss</td> <td>0.651</td> <td>0.001</td> <td>0.652</td> </tr> <tr> <td>下蓋</td> <td></td> <td></td> <td>0.326</td> <td>0.001</td> <td>0.327</td> </tr> <tr> <td>支持スカート</td> <td></td> <td></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 に高々く 破れ累積係数 (破れを考慮)	地震動による 破れ累積係数	合計 (許容値：以下)	主フランジ			0.008	—	0.008	スタッドボルト			0.381	—	0.381	給水ズル	7731	Ss	0.651	0.001	0.652	下蓋			0.326	0.001	0.327	支持スカート			0.226	0.002	0.228	<p>表3.4-15 ノズル等の疲労評価結果</p> <table border="1"> <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 に高々く 破れ累積係数 (破れを考慮)</th> <th>地震動による 破れ累積係数</th> <th>合計 (許容値：以下)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主フランジ</td> <td></td> <td></td> <td>0.008</td> <td>—</td> <td>0.008</td> </tr> <tr> <td>スタッドボルト</td> <td></td> <td></td> <td>0.381</td> <td>—</td> <td>0.381</td> </tr> <tr> <td>給水ズル</td> <td>7731</td> <td>Ss</td> <td>0.399</td> <td>0.001</td> <td>0.400</td> </tr> <tr> <td>下蓋</td> <td></td> <td></td> <td>0.326</td> <td>0.001</td> <td>0.327</td> </tr> <tr> <td>支持スカート</td> <td></td> <td></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 に高々く 破れ累積係数 (破れを考慮)	地震動による 破れ累積係数	合計 (許容値：以下)	主フランジ			0.008	—	0.008	スタッドボルト			0.381	—	0.381	給水ズル	7731	Ss	0.399	0.001	0.400	下蓋			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 に高々く 破れ累積係数 (破れを考慮)	地震動による 破れ累積係数	合計 (許容値：以下)																																																																				
主フランジ			0.008	—	0.008																																																																				
スタッドボルト			0.381	—	0.381																																																																				
給水ズル	7731	Ss	0.651	0.001	0.652																																																																				
下蓋			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 に高々く 破れ累積係数 (破れを考慮)	地震動による 破れ累積係数	合計 (許容値：以下)																																																																				
主フランジ			0.008	—	0.008																																																																				
スタッドボルト			0.381	—	0.381																																																																				
給水ズル	7731	Ss	0.399	0.001	0.400																																																																				
下蓋			0.326	0.001	0.327																																																																				
支持スカート			0.226	0.002	0.228																																																																				

修正前	修正後																																														
<p><b>補足説明資料 (低サイクル疲労) (1/7)</b></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><b>補足説明資料 (低サイクル疲労) (1/7)</b></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 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>原子炉圧力容器</td> <td style="text-align: center;">0.008</td> <td style="text-align: center;">—※2</td> </tr> <tr> <td>主フラッグ</td> <td style="text-align: center;">0.381</td> <td style="text-align: center;">—※2</td> </tr> <tr> <td>スラットボルト</td> <td style="text-align: center;">0.096</td> <td style="text-align: center;">0.624</td> </tr> <tr> <td>給水バルブ</td> <td style="text-align: center;">0.007</td> <td style="text-align: center;">0.326</td> </tr> <tr> <td>下鏡</td> <td style="text-align: center;">0.226</td> <td style="text-align: center;">—※2</td> </tr> <tr> <td>支持ボルト</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</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>原子炉圧力容器の健全性は、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	0.008	—※2	主フラッグ	0.381	—※2	スラットボルト	0.096	0.624	給水バルブ	0.007	0.326	下鏡	0.226	—※2	支持ボルト	—	—	<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 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>原子炉圧力容器</td> <td style="text-align: center;">0.008</td> <td style="text-align: center;">—※2</td> </tr> <tr> <td>主フラッグ</td> <td style="text-align: center;">0.381</td> <td style="text-align: center;">—※2</td> </tr> <tr> <td>スラットボルト</td> <td style="text-align: center;">0.096</td> <td style="text-align: center;">0.399</td> </tr> <tr> <td>給水バルブ</td> <td style="text-align: center;">0.007</td> <td style="text-align: center;">0.326</td> </tr> <tr> <td>下鏡</td> <td style="text-align: center;">0.226</td> <td style="text-align: center;">—※2</td> </tr> <tr> <td>支持ボルト</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</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>原子炉圧力容器の健全性は、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	0.008	—※2	主フラッグ	0.381	—※2	スラットボルト	0.096	0.399	給水バルブ	0.007	0.326	下鏡	0.226	—※2	支持ボルト	—	—
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	0.008	—※2																																													
主フラッグ	0.381	—※2																																													
スラットボルト	0.096	0.624																																													
給水バルブ	0.007	0.326																																													
下鏡	0.226	—※2																																													
支持ボルト	—	—																																													
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	0.008	—※2																																													
主フラッグ	0.381	—※2																																													
スラットボルト	0.096	0.399																																													
給水バルブ	0.007	0.326																																													
下鏡	0.226	—※2																																													
支持ボルト	—	—																																													



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

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

部位	分類	評価点	許容値	判定	補正係数	許容値
JIS *22)	P01	0.0822	給水			
	P01'	0.0282	給水			
	P02	0.0112	—			
	P02'	0.0203	給水			
	P03	0.0226	給水			
	P03'	0.0131	給水			
	P04	0.0051	—			
	P04'	0.0022	—			
	P05	0.0098	弁水			
	P05'	0.0016	弁水			
	P06	0.0068	—			
	P06'	0.0002	—			
	P07	0.0003	弁水			
	P07'	0.0001	弁水			
	P08	0.0002	—			
	P08'	0.0003	—			
	P09	0.0270	給水			
	P09'	0.0280	給水			
	P10	0.0030	弁水			
	P10'	0.0015	弁水			
	P11	0.0129	給水			
	P11'	0.0123	給水			
	P12	0.0156	弁水			
	P12'	0.0159	弁水			
P13	0.0088	給水				
P13'	0.0088	給水				
P14	0.0068	弁水				
P14'	0.0068	弁水				
P15	0.0005	弁水				
P15'	0.0005	弁水				
P16	0.0024	—				
P16'	0.0007	—				
P17	0.0002	給水				
P17'	0.0002	給水				
P18	0.0003	弁水				
P18'	0.0003	弁水				
P19	0.0019	給水				
P19'	0.0019	給水				
P20	0.0032	弁水				
P20'	0.0032	弁水				
P21	0.0239	給水				
P21'	0.0239	給水				
P22	0.0109	弁水				
P22'	0.0109	弁水				
P23	0.0453	弁水				
P23'	0.0524	弁水				
P24	0.0052	—				
P24'	0.0052	—				

■ : 最大評価点 (補正係数考慮なし)  
□ : 最大評価点 (補正係数考慮あり)

別紙 5-10

修正後

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

部位	分類	評価点	許容値	判定	補正係数	許容値
JIS *22)	P01	0.0317	給水			
	P01'	0.0295	給水			
	P02	0.0112	—			
	P02'	0.0203	給水			
	P03	0.0223	給水			
	P03'	0.0131	給水			
	P04	0.0003	—			
	P04'	0.0002	—			
	P05	0.0090	弁水			
	P05'	0.0016	弁水			
	P06	0.0068	—			
	P06'	0.0002	—			
	P07	0.0003	弁水			
	P07'	0.0004	弁水			
	P08	0.0002	—			
	P08'	0.0003	—			
	P09	0.0267	給水			
	P09'	0.0280	給水			
	P10	0.0029	弁水			
	P10'	0.0011	弁水			
	P11	0.0129	給水			
	P11'	0.0123	給水			
	P12	0.0156	弁水			
	P12'	0.0159	弁水			
P13	0.0087	給水				
P13'	0.0086	給水				
P14	0.0068	弁水				
P14'	0.0068	弁水				
P15	0.0003	弁水				
P15'	0.0005	弁水				
P16	0.0024	—				
P16'	0.0007	—				
P17	0.0002	給水				
P17'	0.0002	給水				
P18	0.0003	弁水				
P18'	0.0003	弁水				
P19	0.0051	給水				
P19'	0.0051	給水				
P20	0.0032	弁水				
P20'	0.0032	弁水				
P21	0.0239	給水				
P21'	0.0237	給水				
P22	0.0108	弁水				
P22'	0.0109	弁水				
P23	0.0284	弁水				
P23'	0.0337	弁水				
P24	0.0243	—				
P24'	0.0155	—				

■ : 最大評価点 (補正係数考慮なし)  
□ : 最大評価点 (補正係数考慮あり)

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 (低サイクル疲労) 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) (3/7)</p> <p>表 21 スタッドボルトの疲労評価結果 応力評価点 - P07 材料 - SNE24-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>Sp (MPa)</th> <th>S0 (MPa)</th> <th>S0' (MPa)</th> <th>Na</th> <th>Nc</th> <th>Nc/Na</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="7" style="height: 100px;"></td> </tr> </tbody> </table> <p>疲れ累積係数 Uf = 0.3808</p> <p>表 22 給水ノズルの疲労評価結果※1 応力評価点 - P23' 材料 - SFVQ1A</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>Sn (MPa)</th> <th>Ke</th> <th>Sp (MPa)</th> <th>S0 (MPa)</th> <th>S0' (MPa)</th> <th>Na</th> <th>Nc</th> <th>Nc/Na</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="9" style="height: 100px;"></td> </tr> </tbody> </table> <p>疲れ累積係数 Uf = 0.0524</p> <p>※1: 環境疲労を考慮した最大点の結果を示す。</p>		No.	Sp (MPa)	S0 (MPa)	S0' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na								No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	S0 (MPa)	S0' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na										<p>補足説明資料 (低サイクル疲労) (3/7)</p> <p>表 21 スタッドボルトの疲労評価結果 応力評価点 - P07 材料 - SNE24-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>Sp (MPa)</th> <th>S0 (MPa)</th> <th>S0' (MPa)</th> <th>Na</th> <th>Nc</th> <th>Nc/Na</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="7" style="height: 100px;"></td> </tr> </tbody> </table> <p>疲れ累積係数 Uf = 0.3808</p> <p>表 22 給水ノズルの疲労評価結果※1 応力評価点 - P23' 材料 - SFVQ1A</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>Sn (MPa)</th> <th>Ke</th> <th>Sp (MPa)</th> <th>S0 (MPa)</th> <th>S0' (MPa)</th> <th>Na</th> <th>Nc</th> <th>Nc/Na</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="9" style="height: 100px;"></td> </tr> </tbody> </table> <p>疲れ累積係数 Uf = 0.0337</p> <p>※1: 環境疲労を考慮した最大点の結果を示す。</p>		No.	Sp (MPa)	S0 (MPa)	S0' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na								No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	S0 (MPa)	S0' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na									
No.	Sp (MPa)	S0 (MPa)	S0' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na																																																													
No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	S0 (MPa)	S0' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na																																																											
No.	Sp (MPa)	S0 (MPa)	S0' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na																																																													
No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	S0 (MPa)	S0' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na																																																											
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 (低サイクル疲労) 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、疲れ累積係数は小敷点以下 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。</p> <p>〈記号の説明〉</p> <p>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修正係数                      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' : 修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                      Lem : 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修正係数                      Fen, det : 詳細評価手法による環境効果修正係数</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>表 25 給水ノズルの環境疲労評価結果 応力評価点 — P23' 材 — SFV01A</p> <table border="1"> <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></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>0.6222</td> </tr> <tr> <td colspan="10">疲れ累積係数 UF =</td> <td>0.6222</td> </tr> </tbody> </table>		No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	Sr (MPa)	Sr' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na	Fen, det	Uen											0.6222	疲れ累積係数 UF =										0.6222	<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、疲れ累積係数は小敷点以下 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。</p> <p>〈記号の説明〉</p> <p>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修正係数                      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' : 修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                      Lem : 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修正係数                      Fen, det : 詳細評価手法による環境効果修正係数</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>表 25 給水ノズルの環境疲労評価結果 応力評価点 — P23' 材 — SFV01A</p> <table border="1"> <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></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>0.3968</td> </tr> <tr> <td colspan="10">疲れ累積係数 UF =</td> <td>0.3968</td> </tr> </tbody> </table>		No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	Sr (MPa)	Sr' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na	Fen, det	Uen											0.3968	疲れ累積係数 UF =										0.3968
No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	Sr (MPa)	Sr' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na	Fen, det	Uen																																																											
										0.6222																																																											
疲れ累積係数 UF =										0.6222																																																											
No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	Sr (MPa)	Sr' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na	Fen, det	Uen																																																											
										0.3968																																																											
疲れ累積係数 UF =										0.3968																																																											

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 (低サイクル疲労) 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) (5/7)</p> <p style="text-align: center;">表 26 応力サイクルの組合せでの <math>F_{en, det}</math></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-bottom: 10px;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No.</th> <th colspan="2">過渡 A</th> <th colspan="2">過渡 B</th> <th rowspan="2"><math>F_{en, det}</math></th> </tr> <tr> <th>時点</th> <th><math>\Delta \epsilon</math></th> <th>時点</th> <th><math>\Delta \epsilon</math></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="height: 150px;"></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>・応力サイクルの組合せでの <math>F_{en, det}</math> は、以下の式から求めた。</p> $F_{en, det} = \frac{F_{en, det, A} \times (\epsilon_{max, A} - \epsilon_{min, A}) + F_{en, det, B} \times (\epsilon_{max, B} - \epsilon_{min, B})}{(\epsilon_{max, A} - \epsilon_{min, A}) + (\epsilon_{max, B} - \epsilon_{min, B})}$ <p>・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。</p> $U_{en} = \sum_{i=1}^m U_f i \times F_{en, det, i} = 0.6232$	No.	過渡 A		過渡 B		$F_{en, det}$	時点	$\Delta \epsilon$	時点	$\Delta \epsilon$							<p>補足説明資料 (低サイクル疲労) (5/7)</p> <p style="text-align: center;">表 26 応力サイクルの組合せでの <math>F_{en, det}</math></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-bottom: 10px;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No.</th> <th colspan="2">過渡 A</th> <th colspan="2">過渡 B</th> <th rowspan="2"><math>F_{en, det}</math></th> </tr> <tr> <th>時点</th> <th><math>\Delta \epsilon</math></th> <th>時点</th> <th><math>\Delta \epsilon</math></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="height: 150px;"></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>・応力サイクルの組合せでの <math>F_{en, det}</math> は、以下の式から求めた。</p> $F_{en, det} = \frac{F_{en, det, A} \times (\epsilon_{max, A} - \epsilon_{min, A}) + F_{en, det, B} \times (\epsilon_{max, B} - \epsilon_{min, B})}{(\epsilon_{max, A} - \epsilon_{min, A}) + (\epsilon_{max, B} - \epsilon_{min, B})}$ <p>・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。</p> $U_{en} = \sum_{i=1}^m U_f i \times F_{en, det, i} = 0.3983$	No.	過渡 A		過渡 B		$F_{en, det}$	時点	$\Delta \epsilon$	時点	$\Delta \epsilon$						
No.		過渡 A		過渡 B			$F_{en, det}$																										
	時点	$\Delta \epsilon$	時点	$\Delta \epsilon$																													
No.	過渡 A		過渡 B		$F_{en, det}$																												
	時点	$\Delta \epsilon$	時点	$\Delta \epsilon$																													

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

補足説明資料（低サイクル疲労）（6/7）

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を表1に示す。

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被れ累積係数 (運転開始後60年時点)		評価手法
機種・機器名	部位	設計・建設規格の疲労 線図による評価	運転実績の疲労 線図による評価	運転実績回数に基づく被れ累積係数 (運転開始後60年時点)
容器	主圧力管	0.008	— <sup>8)</sup>	—
	燃料要素	0.381	— <sup>8)</sup>	—
	給水ポンプ	0.096	0.024	詳細評価手法
	下籠	0.007	0.326	係数倍法
原子炉再循環ポンプ	支持枠	0.226	— <sup>8)</sup>	—
	ポンプと配管の溶接部	0.001	0.004	係数倍法
配管	燃料管配管	0.004	0.065	係数倍法
	主蒸気系配管	0.011	— <sup>8)</sup>	—
	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止弁（弁箱）	0.029	0.253	係数倍法
	主蒸気隔離弁（弁箱）	0.012	— <sup>8)</sup>	係数倍法
容器	原子炉 圧力容器	0.049	— <sup>8)</sup>	—
	機械	0.158	— <sup>8)</sup>	—
炉内構造物	炉内構造物	0.013	0.317	係数倍法
	燃料要素	0.009	0.024	係数倍法

※1：非板液部

別紙7-1

修正後

補足説明資料（低サイクル疲労）（6/7）

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を表1に示す。

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被れ累積係数 (運転開始後60年時点)		評価手法
機種・機器名	部位	設計・建設規格の疲労 線図による評価	運転実績の疲労 線図による評価	運転実績回数に基づく被れ累積係数 (運転開始後60年時点)
容器	主圧力管	0.008	— <sup>8)</sup>	—
	燃料要素	0.381	— <sup>8)</sup>	—
	給水ポンプ	0.092	0.399	詳細評価手法
	下籠	0.007	0.326	係数倍法
原子炉再循環ポンプ	支持枠	0.226	— <sup>8)</sup>	—
	ポンプと配管の溶接部	0.001	0.004	係数倍法
配管	燃料管配管	0.004	0.065	係数倍法
	主蒸気系配管	0.011	— <sup>8)</sup>	—
	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止弁（弁箱）	0.029	0.253	係数倍法
	主蒸気隔離弁（弁箱）	0.012	— <sup>8)</sup>	係数倍法
容器	原子炉 圧力容器	0.049	— <sup>8)</sup>	—
	機械	0.158	— <sup>8)</sup>	—
炉内構造物	炉内構造物	0.013	0.317	係数倍法
	燃料要素	0.009	0.024	係数倍法

※1：非板液部

別紙7-1

修正前

補足説明資料 (低サイクル疲労) (7/7)

別紙 8

未経年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年過渡について、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. 未経年過渡

高経年化技術評価において、評価用過渡回数<sup>※1</sup>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、未経年過渡については、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年過渡の取扱いを表 1 に示す。

表 1 高経年化技術評価における未経年過渡の取扱い

No.	過渡事象	評価用過渡回数 <sup>※1</sup> (括弧内は実績過渡回数)
1	給水加熱機機能喪失 (発電機リフト)	0 (0)
2	給水加熱機機能喪失 (給水加熱器部分 <sup>※2</sup> がガス)	0 (0)
3	X77A (炉心シフトリフト) <sup>※2</sup>	1 (1)
4	X77A (原子炉給水ポンプ 停止)	0 (0)
5	X77A (遮断がし安全作動)	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)

※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

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フトラウドとした。評価結果について表 2 に示す。

評価の結果、未経年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

評価条件	給水ノズル	炉心シフト <sup>†</sup>
①未経年過渡が将来発生しないとした疲れ累積係数 <sup>※</sup>	0.6292	0.3170
②未経年過渡が将来 1 回発生するとした疲れ累積係数 <sup>※</sup>	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

※: 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

修正後

補足説明資料 (低サイクル疲労) (7/7)

別紙 8

未経年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年過渡について、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. 未経年過渡

高経年化技術評価において、評価用過渡回数<sup>※1</sup>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、未経年過渡については、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年過渡の取扱いを表 1 に示す。

表 1 高経年化技術評価における未経年過渡の取扱い

No.	過渡事象	評価用過渡回数 <sup>※1</sup> (括弧内は実績過渡回数)
1	給水加熱機機能喪失 (発電機リフト)	0 (0)
2	給水加熱機機能喪失 (給水加熱器部分 <sup>※2</sup> がガス)	0 (0)
3	X77A (炉心シフトリフト) <sup>※2</sup>	1 (1)
4	X77A (原子炉給水ポンプ 停止)	0 (0)
5	X77A (遮断がし安全作動)	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)

※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

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フトラウドとした。評価結果について表 2 に示す。

評価の結果、未経年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

評価条件	給水ノズル	炉心シフト <sup>†</sup>
①未経年過渡が将来発生しないとした疲れ累積係数 <sup>※</sup>	0.3988	0.3170
②未経年過渡が将来 1 回発生するとした疲れ累積係数 <sup>※</sup>	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)

別紙 8-1