

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-Ⅲ-1 改1
提出年月日	平成30年2月15日

東海第二発電所 劣化状況評価  
(低サイクル疲労)

補足説明資料

平成30年2月15日

日本原子力発電株式会社

# 目次

1. はじめに	1
2. 代表の選定	1
3. 代表の技術評価	3
(1) 原子炉圧力容器	3
1) 健全性評価	3
2) 現状保全	10
3) 総合評価	11
4) 高経年化への対応	11
4. 代表以外の評価	12
5. まとめ	13
(1) 審査基準適合性	13
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	13
6. 参考資料	14
(1) 1回のみの過渡事象が疲労累積係数に与える影響について	14
別紙 1. 原子炉圧力容器の評価対象部位抽出の考え方について	16
別紙 2. 建設時に考慮されていない低サイクル応力変動の抽出プロセスについて	17
別紙 3. 環境疲労評価部位の地震を含む疲労累積係数の一覧について	18
別紙 4. 環境疲労評価で考慮している溶存酸素濃度について	21
別紙 5. 運転開始から評価時点までの過渡回数実績について	23
別紙 6. 各機器の疲労累積係数等の算出根拠について	25

### 3. 代表の技術評価

#### (1) 原子炉圧力容器

##### 1) 健全性評価

##### a) 適用規格, 評価条件

- ・社団法人 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007) (以下, 「設計・建設規格」という)  
PVB-3000 (クラス 1 容器の設計)
- ・社団法人 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) (以下, 「環境疲労評価手法」という)
- ・社団法人 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME S NA1-2008) (以下, 「維持規格」という)

##### b) 熱過渡条件の設定

評価期間は, 延長しようとする期間を踏まえて 60 年間とし, 60 年供用時点の評価を実施する。

各過渡条件の繰り返し回数は「原子力発電所の高経年化対策実施基準:2015」に基づき, 運転実績に基づく過渡回数 (2016 年 11 月まで) を用い, 60 年間の過渡回数を推定する。なお, 起動の時期は 2020 年を基本とし, 今後の推定過渡回数については運転期間延長認可申請であることに鑑み, 高経年化対策実施基準に従い, より保守的に設定し評価を行った。

具体的には以下に示す計算方法に基づき①主フランジ, ②スタッドボルト, ③給水ノズル・下鏡・支持スカート の 3 種の過渡回数を設定する。

##### ①主フランジ (未取替機器)

60 年時点過渡回数 = 実績過渡回数 + 推定過渡回数

≥ (試運転時過渡回数 + 運転開始後過渡回数) + (運転開始後実績過渡回数 / 運転開始後現時点までの運転期間年数) × 1.5 × 残年数  
(評価条件として 2011 年 3 月から 2020 年 8 月末まで冷温停止状態, 2020 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍以上を想定)

##### ②スタッドボルト (取替機器)

60 年時点過渡回数 = 実績過渡回数 + 推定過渡回数

≥ 取替後実績過渡回数 + (運転開始後実績過渡回数 / 運転開始後現時点までの運転期間年数) × 1.5 × 残年数  
(評価条件として 2011 年 3 月から 2020 年 8 月末まで冷温停止状態, 2020 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍を想定)

##### ③給水ノズル・下鏡・支持スカート (未取替機器)

60 年時点過渡回数 = 実績過渡回数 + 推定過渡回数

≥ (試運転時過渡回数 + 運転開始後過渡回数) + (運転開始後実績過渡回数 / 運転開始後現時点までの運転期間年数) × 1.5 × 残年数  
(評価条件として 2011 年 3 月から 2019 年 8 月末まで冷温停止状態, 2019 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍を想定)

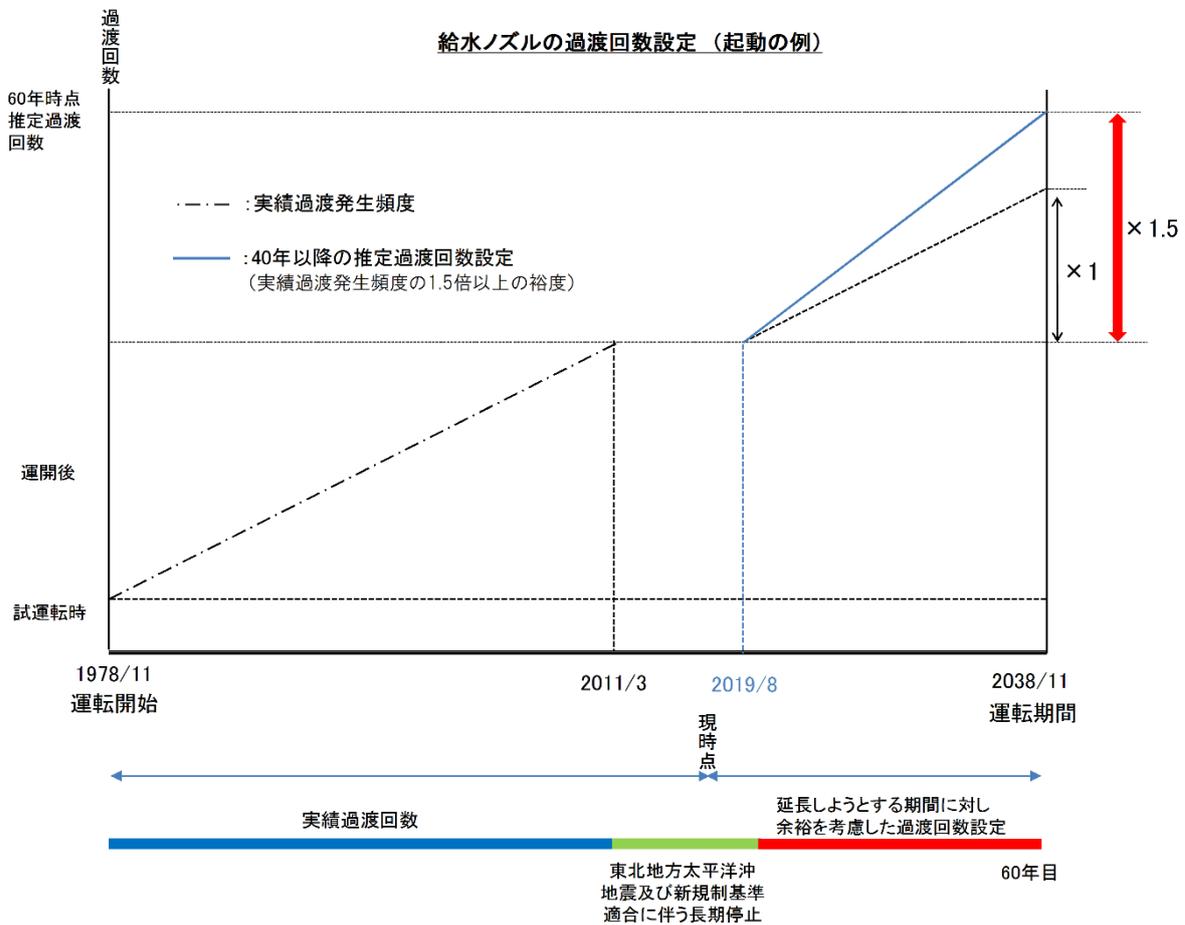
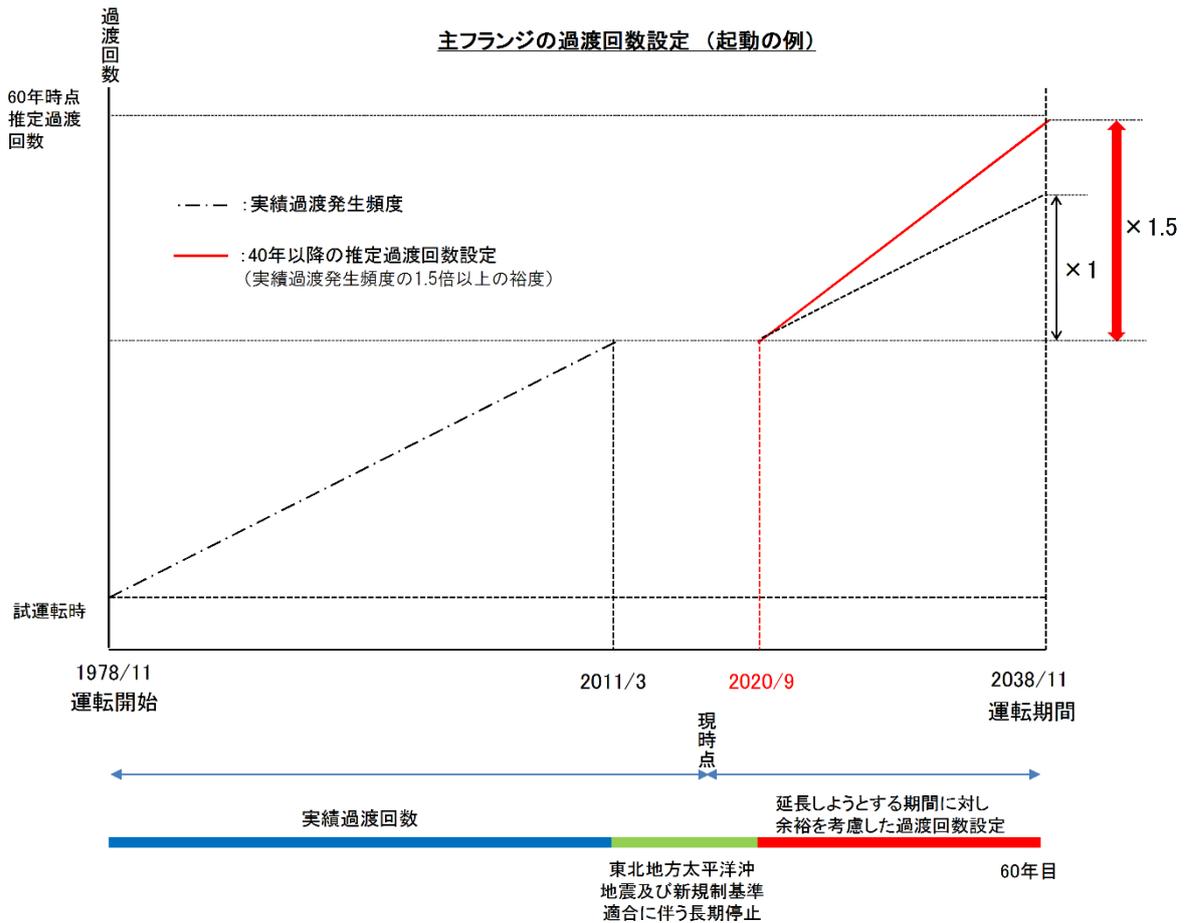


表 3-1 実績過渡回数策定方針

No.	項目	内容
1	試運転時の実績過渡回数	試運転時特有のものであり、実績過渡発生頻度には含まない。
2	取替機器の実績過渡回数	取替後の実績過渡回数を用いる。(スタッドボルトは第 16 回定期検査(1997 年度)にて取替実施)
3	取替機器の実績過渡発生頻度	未取替機器と同様に、運開後実績過渡回数を運転開始後現時点までの運転期間年数で除する。

表 3-2 推定過渡回数策定方針

No.	項目	内容
1	未経験過渡回数	未経験であるが、推定過渡回数算出においては 1 回と仮定し、発生頻度を求める。
2	今後の過渡回数設定の考え方	実績過渡発生頻度に 1.5 を乗じて、 <b>試運転時及び運転開始後の過渡回数を加算する。</b>

表 3-3 過渡事象の内容

No.	事象	内容
1	ボルト締付	原子炉圧力容器復旧(上蓋閉止)作業をカウントする。
2	耐圧試験	定期検査(トラブル含む)の原子炉圧力容器耐圧試験をカウントする。
3	起動(昇温)	ホットエントリーを含めた一連操作をカウントする。
4	起動(タービン起動)	タービン起動から定格出力までの一連操作をカウントする。
5	夜間低出力運転(出力 75%)	制御棒パターン変更、及びそれ以外の事象で出力 75% 以上での出力低下・復旧をカウントする。
6	週末低出力運転(出力 50%)	制御棒パターン変更、及びそれ以外の事象で出力 50% 以上での出力低下・復旧をカウントする。
7	制御棒パターン変更	制御棒パターン変更のうち、出力変動(出力調整分)をカウントする。保守的に当該作業時の出力変動に応じて、上記 5. 又は 6. にもカウントする。
8	給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	スクラムの事象毎に整理しカウントする。
9	給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	
10	スクラム(タービントリップ)	
11	スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	
12	スクラム(その他スクラム)	
13	停止	定期検査に伴う停止、計画停止、スクラム停止をカウントする。
14	ボルト取外し	原子炉圧力容器復旧(上蓋閉止)作業をカウントする。

表 3-4 ①主フランジの疲労評価に用いた過渡回数

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2016年11月時点	運転開始後60年時点の推定値
ボルト締付	26	48
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	111
起動（タービン起動）	65	111
スクラム（タービントリップ）	16	22
スクラム（その他）	20	24
停止	65	112
ボルト取外	26	49
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6

表 3-5 ②スタッドボルト（取替機器）の疲労評価に用いた過渡回数

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2016年11月時点	運転開始後60年時点の推定値
ボルト締付	8	31
耐圧試験	14	74
起動（昇温）	17	63
起動（タービン起動）	17	63
スクラム（タービントリップ）	3	9
スクラム（その他）	0	4
停止	17	64
ボルト取外	9	32
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6

表 3-6 ③給水ノズル・下鏡・支持スカートの疲労解析に用いた過渡回数

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2016年11月時点	運転開始後60年時点の推定値
耐圧試験	72	135 (132)
起動（昇温）	65	113 (110)
起動（タービン起動）	65	113 (110)
夜間低出力運転（出力75%）	67	123 (120)
週末低出力運転（出力50%）	115	167 (165)
制御棒パターン変更	96	180 (176)
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1 (1)
給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス）	0	1 (1)
スクラム（タービントリップ）	16	23 (22)
スクラム（その他）	20	24 (24)
停止	65	114 (111)
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6 (6)

( ) 内数値は2020年起動とした場合の過渡回数

C) 応力解析，疲労累積係数算出

原子炉圧力容器各部位（主フランジ及びスタッドボルト除く）の健全性評価は，設計・建設規格（クラス1容器）の規定に従い，大気中の疲労評価を行う。

供用状態 A, B（運転状態 I, II）の過渡条件に対し，P（圧力），O（熱過渡荷重），M（機械的荷重），D（自重），T（熱膨張荷重）の各荷重を考慮して，応力解析を行い，過渡条件の組合せを考慮して疲労累積係数（Uf）を算出する。

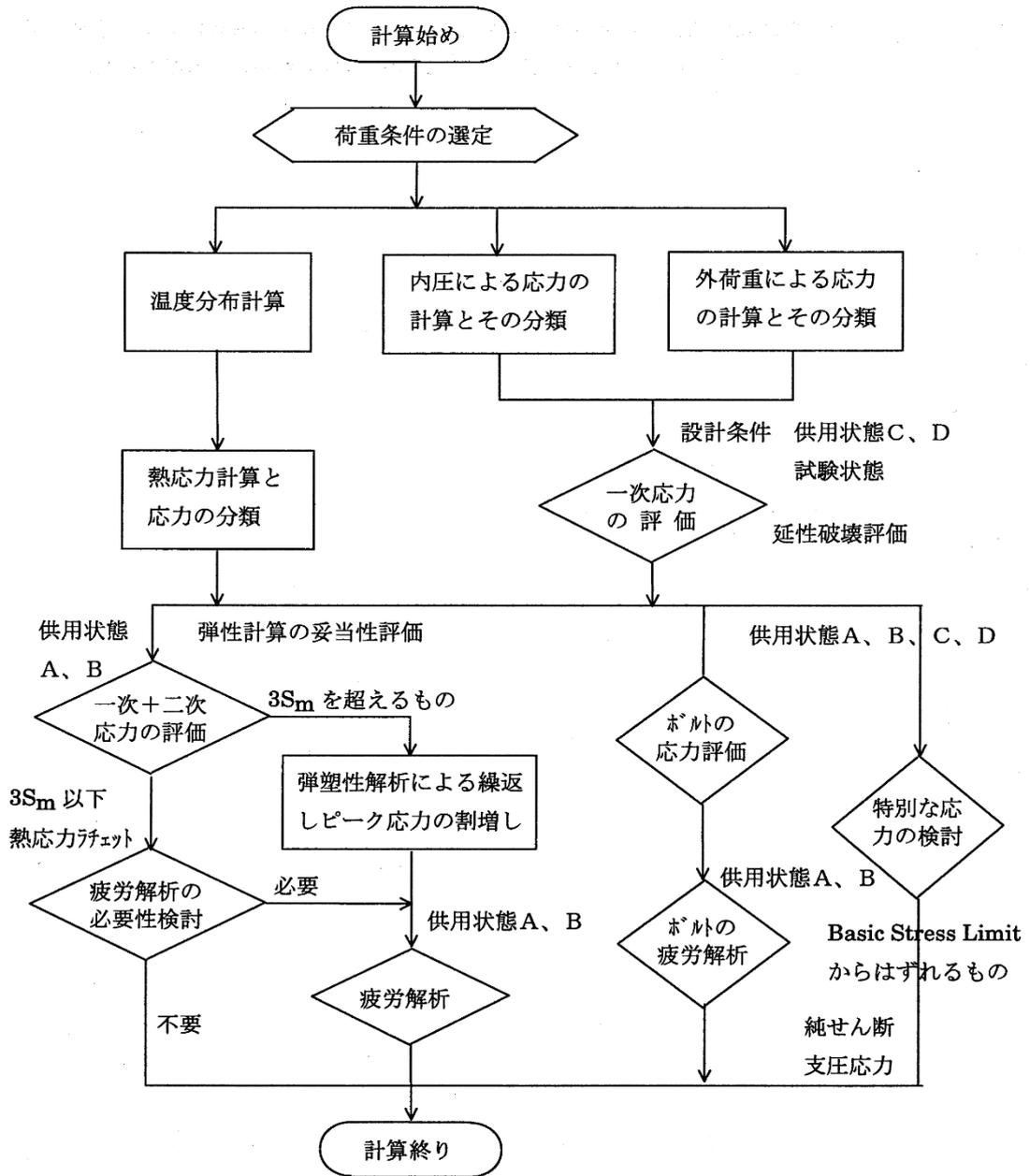
接液部に対しては，環境疲労評価手法に従い，環境効果補正係数（Fen）を算出し，環境効果を考慮した疲労累積係数（Uen）を算出する。

なお，**評価対象機器において**ステンレス鋼クラッドにより接液しないことを理由に環境疲労評価を行っていない部位はない。

主フランジ及びスタッドボルトの健全性評価は，設計・建設規格（クラス1容器）の規定に従い，疲労評価を行う。

供用状態 A, B（運転状態 I, II）の過渡条件に対して，P（圧力），O（熱過渡荷重），M（機械的荷重）の各荷重を考慮して，応力解析を行い，過渡条件の組合せを考慮して疲労累積係数（Uf）を算出する。

図 3-1 疲労評価の応力解析の流れ



設計・建設規格 解説表 PVB-3110-1 クラス 1 容器の応力解析フローチャート

d) 評価結果

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、疲労累積係数(Uf)が許容値以下( $U_f \leq 1$ )となることを確認した。

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、接液環境を考慮した疲労評価を行った結果、疲労累積係数が許容値以下( $U_{en} \leq 1$ )となることを確認した。

図 3-2 疲労評価対象部位

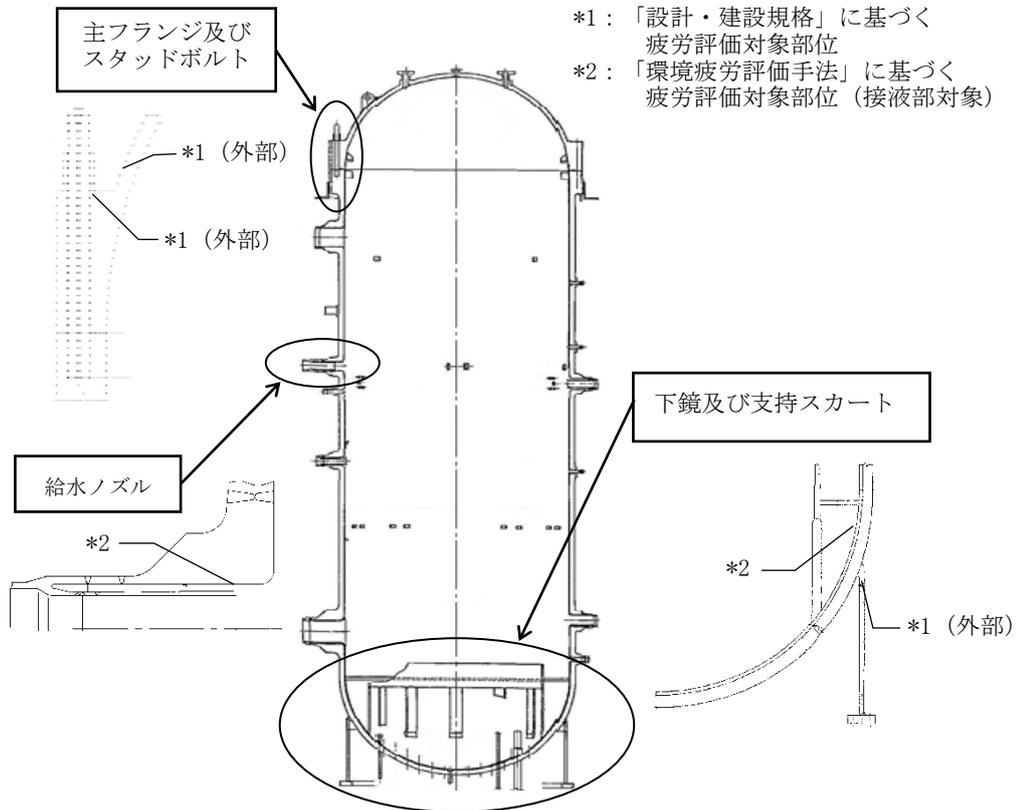


表 3-7 原子炉圧力容器の疲労評価結果

評価部位	運転実績回数に基づく疲労解析 (許容値: 1 以下) <sup>※2</sup>		
	設計建設規格の疲労曲線による評価		発電用原子力設備規格環境疲労評価手法による評価 (環境を考慮)
	現時点 (2016年11月時点)	運転開始後 60年時点	運転開始後 60年時点
主フランジ	0.0103	0.0177	— <sup>※3</sup>
スタッドボルト <sup>※1</sup>	0.0689	0.2526	— <sup>※3</sup>
給水ノズル	0.0735	0.1270	0.6146
下鏡	0.0234	0.0416	0.4475
支持スカート	0.3297	0.5691	— <sup>※3</sup>

※1: 取替を実施したため、41年間の過渡回数を基に算出した

※2: 設計・建設規格による  $U_f$ 、環境疲労評価手法による  $U_{en}$  とともに部位毎の最大値を示す

※3: 非接液部

## 2) 現状保全

### a) 供用期間中検査

原子炉圧力容器及びスタッドボルトの保全は、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）又は維持規格に基づき実施している。

維持規格等に準拠し、強度部材となる母材部（耐圧部分の溶接継手、ノズル内面の丸みの部分）は超音波探傷試験等により、ステンレス溶接金属等の内張りは原子炉圧力容器内表面の目視点検により健全性を確認している（※1）。

さらに、定期検査毎の漏えい試験により、原子炉圧力容器のバウンダリ機能の健全性を確認している。

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無い。

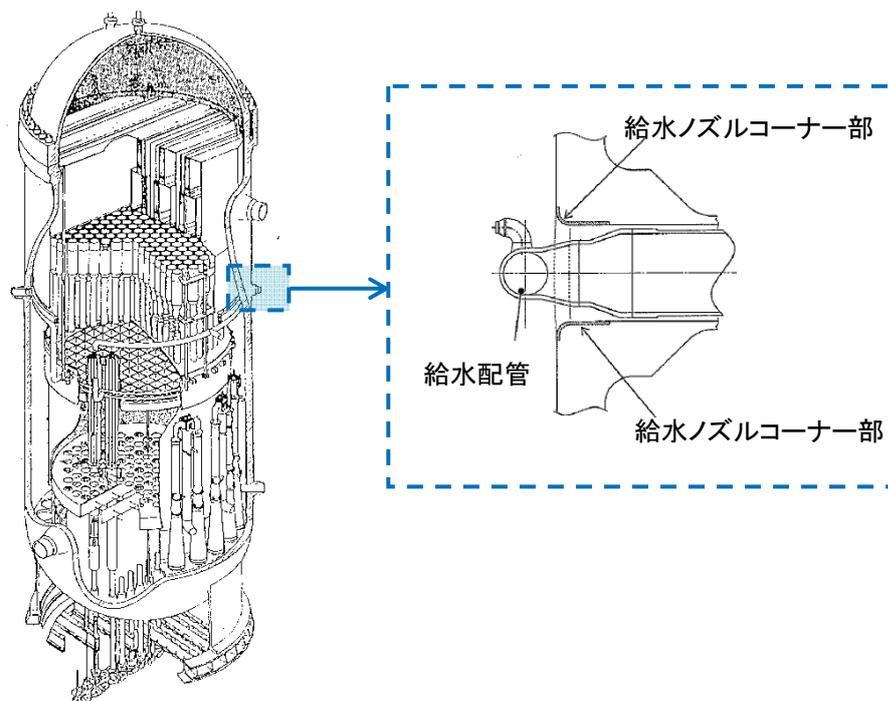
※1：ステンレス鋼の内張りについては、クラス 1 機器供用期間中検査を実施し異常のないことを確認している。

### b) 特別点検を踏まえた劣化状況評価

運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、最も疲労累積係数の高い給水ノズルコーナー部（合計 6 箇所）に対して 1mm 程度の欠陥が十分検出可能な渦電流探傷試験により確認した結果、有意な欠陥<sup>\*1</sup>は認められなかった。

※1：維持規格 A-5310 より引用

欠陥指示のうち、機器の製造時の記録、過去のトラブル事例、欠陥指示の反射源位置、超音波探傷試験検出性等実証試験データ及び他の非破壊検査試験方法による補足試験結果等を参考に総合的に判断し、供用中における欠陥の発生、進展によって生じた変化が認められる場合の欠陥指示



3) 総合評価

60年間の供用を想定した原子炉圧力容器の疲労評価結果は、疲労累積係数が許容値以下( $\leq 1$ )であったことから、延長しようとする期間において疲労割れの発生が問題となる可能性はないと考える。

また、第25回施設定期検査中に行った特別点検で給水ノズルコーナー部に対して、渦電流探傷試験を実施し有意な欠陥は認められなかったことから、疲労評価結果の現時点での妥当性が確認できた。

なお、疲労評価結果は実績過渡回数に依存するため、継続的に実績過渡回数を把握する必要がある。

4) 高経年化への対応

疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

4. 代表以外の技術評価

(1) 原子炉圧力容器以外の評価結果を表 4-1 に示す。

表 4-1 評価結果一覧

評価対象機器		健全性評価 (疲労累積係数)		
		設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析	
原子炉再循環ポンプ	ケーシング	0.0000	0.0000	
容器	機械ペネトレーション	主蒸気系配管貫通部 (ベローズ式)	0.0071	—
		給水系配管貫通部 (ベローズ式)	0.0064	—
ステンレス鋼配管	原子炉再循環系配管	0.0067	0.1182	
炭素鋼配管	原子炉系配管 (純水部)	0.1423	0.5799	
	原子炉系配管 (蒸気部)	0.0853	—	
弁	仕切弁 (原子炉給水止め弁弁箱)	0.0587	0.5373	
	仕切弁 (原子炉再循環ポンプ出口弁弁箱)	0.0015	0.0338	
	逆止弁 (原子炉給水逆止弁弁箱)	0.0862	0.8848	
	ボール弁 (原子炉再循環ポンプ流量制御弁弁箱)	0.0033	0.0738	
	玉形弁 (主蒸気隔離弁弁箱)	0.2278	—	
炉内構造物	炉心シュラウド	0.0014	0.0351	
	シュラウドサポート	0.0230	0.0647	

6. 参考資料

(1) 1 回のみの過渡事象が疲労累積係数に与える影響について

過渡条件のうち低頻度過渡（今後発生する過渡回数を 1 回と想定している過渡）について、過渡事象 1 回あたりの疲労累積係数に与える影響を説明する。

① 今後発生する過渡回数を 1 回と想定している過渡

東海第二の劣化状況評価において、今後の発生回数を 1 回のみ想定している過渡は表 6-1 のとおりである。これらの過渡事象による疲労累積係数への影響を示すこととする。

表 6-1 今後の推定過渡回数が 1 回の過渡事象

番号	過渡事象	評価用推定過渡回数 <sup>※1</sup> (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）	1(0)
2	給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス）	1(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 疲労累積係数に与える影響

表 6-1 に示す過渡事象が 1 回発生した場合の疲労累積係数に与える影響を確認する。

既評価に対して、これらの過渡の想定回数を 1 回増加させ 2 回とした場合に、疲労評価で確認している健全性（疲労累積係数 $\leq$ 1）に対する影響を、条件の厳しい原子炉給水逆止弁及び給水ノズルについて定量的に確認する。

※1：環境疲労評価手法における既評価値

③ 疲労累積係数に与える影響の確認結果

疲労累積係数の内訳を分析し、今後の発生回数を 1 回のみ想定している過渡事象 1 回あたりの疲労累積係数の算出結果を表 6-2 に示す。

この結果により過渡事象の想定回数を 1 回増加させた場合に疲労評価結果に与える影響は極めて軽微であり、仮にこれらの過渡事象が今後発生しても疲労割れに対する健全性には影響が小さいことを確認した。

表 6-2 過渡事象 1 回あたりの疲労累積係数に与える影響

	原子炉給水逆止弁（弁箱）	給水ノズル（管台）
過渡 1 回での疲労累積数	0.8848	0.6146
過渡 1 回あたりの 疲労累積計数増加分 <sup>※2</sup>	0.0174	0.0011
過渡 2 回での疲労累積数 <sup>※2</sup>	0.9022	0.6157

※2：環境を疲労累積係数に過渡 1 回あたりの疲労累積係数を加えたもの（参考値）

# 別紙

別紙 1. 原子炉容器の評価対象部位抽出の考え方について

追而

別紙 2. 建設時考慮されていない低サイクル応力変動の抽出プロセスについて

別紙 3. 環境疲労評価部位の地震を含む疲労累積係数の一覧について

別紙 4. 環境疲労評価で考慮している溶存酸素濃度について

別紙 5. 運転開始から評価時点までの過渡回数実績について

別紙 6. 各機器の疲労累積係数の算出根拠等について

- ①原子炉圧力容器の疲労累積係数の算出根拠等
- ②ポンプケーシングの疲労累積係数の算出根拠等
- ③容器の疲労累積係数の算出根拠等
- ④配管の疲労累積係数の算出根拠等
- ⑤弁の疲労累積係数の算出根拠等
- ⑥炉内構造物の疲労累積係数の算出根拠等

追而

タイトル	原子炉圧力容器の評価対象部位抽出の考え方について																																																																		
説明	<p>疲労評価対象部位は、強度評価上厳しくなる以下の部位等を対象としており、建設時に評価されている部位となる。</p> <p>※1：告示第13号第1項3号の全ての条件を満たしているため、解析計算を不要としている</p> <p style="text-align: center;">疲労評価対象部位</p> <table border="1" data-bbox="435 741 1310 1061"> <thead> <tr> <th>PLM評価部位</th> <th>抽出理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主フランジ</td> <td>—※1</td> </tr> <tr> <td>スタッドボルト</td> <td>建設時工認評価対象部位</td> </tr> <tr> <td>給水ノズル</td> <td>建設時工認評価対象部位 (各ノズルの中で疲労累積係数が最大となる給水ノズルを抽出した)</td> </tr> <tr> <td>下鏡</td> <td>建設時工認評価対象部位</td> </tr> <tr> <td>支持スカート</td> <td>建設時工認評価対象部位</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">原子炉圧力容器ノズル 建設時工認における疲労累積係数</p> <table border="1" data-bbox="440 1178 1273 1910"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>名称</th> <th>疲労累積係数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>N1</td> <td>再循環水出口ノズル</td> <td>0.326</td> </tr> <tr> <td>N2</td> <td>再循環水入口ノズル</td> <td>0.021</td> </tr> <tr> <td>N3</td> <td>主蒸気ノズル</td> <td>0.029</td> </tr> <tr> <td>N4</td> <td>給水ノズル</td> <td>0.684</td> </tr> <tr> <td>N5</td> <td>炉心スプレイノズル</td> <td>0.313</td> </tr> <tr> <td>N6</td> <td>予備ノズル</td> <td>—※1</td> </tr> <tr> <td>N6A</td> <td>上鏡スプレイノズル</td> <td>—※1</td> </tr> <tr> <td>N7</td> <td>ベントノズル</td> <td>—※1</td> </tr> <tr> <td>N8</td> <td>ジェットポンプ計測管貫通部ノズル</td> <td>—※1</td> </tr> <tr> <td>N9</td> <td>制御棒駆動水戻りノズル</td> <td>—※1</td> </tr> <tr> <td>N10</td> <td>差圧検出・ほう酸水注入管ノズル 液体ポイズン及び炉心差圧計測ノズル</td> <td>0.005</td> </tr> <tr> <td>N11</td> <td>計装測ノズル</td> <td>—※1</td> </tr> <tr> <td>N12</td> <td>計装測ノズル</td> <td>—※1</td> </tr> <tr> <td>N13</td> <td>漏えい検出ノズル</td> <td>—※1</td> </tr> <tr> <td>N15</td> <td>ドレンノズル</td> <td>—※1</td> </tr> <tr> <td>N16</td> <td>計装測ノズル</td> <td>—※1</td> </tr> <tr> <td>N17</td> <td>低圧注水ノズル</td> <td>0.270</td> </tr> </tbody> </table>	PLM評価部位	抽出理由	主フランジ	—※1	スタッドボルト	建設時工認評価対象部位	給水ノズル	建設時工認評価対象部位 (各ノズルの中で疲労累積係数が最大となる給水ノズルを抽出した)	下鏡	建設時工認評価対象部位	支持スカート	建設時工認評価対象部位	No.	名称	疲労累積係数	N1	再循環水出口ノズル	0.326	N2	再循環水入口ノズル	0.021	N3	主蒸気ノズル	0.029	N4	給水ノズル	0.684	N5	炉心スプレイノズル	0.313	N6	予備ノズル	—※1	N6A	上鏡スプレイノズル	—※1	N7	ベントノズル	—※1	N8	ジェットポンプ計測管貫通部ノズル	—※1	N9	制御棒駆動水戻りノズル	—※1	N10	差圧検出・ほう酸水注入管ノズル 液体ポイズン及び炉心差圧計測ノズル	0.005	N11	計装測ノズル	—※1	N12	計装測ノズル	—※1	N13	漏えい検出ノズル	—※1	N15	ドレンノズル	—※1	N16	計装測ノズル	—※1	N17	低圧注水ノズル	0.270
PLM評価部位	抽出理由																																																																		
主フランジ	—※1																																																																		
スタッドボルト	建設時工認評価対象部位																																																																		
給水ノズル	建設時工認評価対象部位 (各ノズルの中で疲労累積係数が最大となる給水ノズルを抽出した)																																																																		
下鏡	建設時工認評価対象部位																																																																		
支持スカート	建設時工認評価対象部位																																																																		
No.	名称	疲労累積係数																																																																	
N1	再循環水出口ノズル	0.326																																																																	
N2	再循環水入口ノズル	0.021																																																																	
N3	主蒸気ノズル	0.029																																																																	
N4	給水ノズル	0.684																																																																	
N5	炉心スプレイノズル	0.313																																																																	
N6	予備ノズル	—※1																																																																	
N6A	上鏡スプレイノズル	—※1																																																																	
N7	ベントノズル	—※1																																																																	
N8	ジェットポンプ計測管貫通部ノズル	—※1																																																																	
N9	制御棒駆動水戻りノズル	—※1																																																																	
N10	差圧検出・ほう酸水注入管ノズル 液体ポイズン及び炉心差圧計測ノズル	0.005																																																																	
N11	計装測ノズル	—※1																																																																	
N12	計装測ノズル	—※1																																																																	
N13	漏えい検出ノズル	—※1																																																																	
N15	ドレンノズル	—※1																																																																	
N16	計装測ノズル	—※1																																																																	
N17	低圧注水ノズル	0.270																																																																	

タイトル	環境疲労評価を実施している機器・部位について、その評価手法及び疲労累積係数と地震による合計値について
説明	環境疲労評価を実施している機器・部位について、その評価手法(「係数倍法」, 「簡易評価法」又は「詳細評価法」のいずれによるか)及び環境疲労評価による疲労累積係数と地震による疲労累積係数との合計値について添付に示す。

東海第二 低サイクル疲労評価結果一覧表

評価対象機器		健全性評価 (運転開始後 60 年時点 <sup>1)</sup> の疲労累積係数)							
機種・機器名	部位	設計評価 <sup>2)</sup>	環境中評価 <sup>3)</sup>	耐震評価		合計	評価手法	評価点の相違	
容器	原子炉 圧力容器	給水ノズル	0.1270	0.6146	Ss	0.0002	0.6148	詳細評価	なし
		下鏡	0.0416	0.4475	Ss	0.0002	0.4477	係数倍法	なし
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	0.0000	0.0000	Ss	0.0023	0.0023	係数倍法	なし
配管	ステンレス鋼配管	原子炉再循環系配管	0.0067	0.1182	Ss	0.1000	0.2182	係数倍法	あり
	炭素鋼配管	原子炉系配管 (純水部)	0.1423	0.5799	Ss	0.0178	0.5977	係数倍法	なし
弁	仕切弁	原子炉給水止め弁 (弁箱)	0.0587	0.5373	Ss	0.0000	0.5373	係数倍法	なし
		原子炉再循環ポンプ 出口弁 (弁箱)	0.0015	0.0338	Ss	0.0001	0.0339	係数倍法	なし
	逆止弁	原子炉給水逆止弁 (弁箱)	0.0862	0.8848	Ss	0.0000	0.8848	係数倍法	なし
	ボール弁	原子炉再循環ポンプ 流量制御弁 (弁箱)	0.0033	0.0738	Ss	0.0001	0.0739	係数倍法	なし
炉内構造物	炉心シュラウド	0.0014	0.0351	Ss	0.0005	0.0356	係数倍法	なし	
	シュラウドサポート	0.0230	0.0647	Ss	0.0000	0.0647	係数倍法	なし	

- 1) 運転開始後 60 年時点の各過渡条件の繰返し回数は、運転実績に基づく過渡回数（2016 年 11 月まで）を用い、今後も同様な運転を続けたと仮定して推定した。
  - ・未取替機器  
60 年時点過渡回数 = (試運転時過渡回数 + 運転開始後実績過渡回数) + (運転開始後実績過渡回数 / 運転開始後現時点までの運転期間年数) × 1.5 × 残年数
  - ・取替機器（スタッドボルト，原子炉再循環ポンプ出口弁）  
60 年時点過渡回数 = 取替後実績過渡回数 + (運転開始後実績過渡回数 / 運転開始後現時点までの運転期間年数) × 1.5 × 残年数
- 2) 設計・建設規格に基づいて評価した。
- 3) 環境疲労評価手法（2009）に基づいて評価した。

高温水に接液している評価点を対象として，原子炉圧力容器の給水ノズルは詳細評価手法，他は係数倍法にて評価した。

合計の疲労累積係数は評価対象機器の設計評価，環境中評価を通じて得られた疲労累積係数のうち最大となる点に対して，地震動による疲労累積係数を加算して算出した。

タイトル	環境疲労評価を実施している部位のうち、溶存酸素濃度を考慮している部位と評価に用いた溶存酸素濃度について および当該部位の溶存酸素濃度の管理値及び実績について																																													
説明	<p>環境疲労評価は、環境疲労評価手法に基づいて実施している。 環境疲労評価手法では、Fen（環境効果補正係数）に溶存酸素が影響する場合として炭素鋼・低合金鋼を定めている。</p> <p>東海第二の劣化状況評価書において、炭素鋼・低合金鋼の接液部位として環境疲労評価を行った部位を表4-1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表4-1 炭素鋼・低合金鋼の環境疲労評価データ <span style="float: right;">単位:ppm</span></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">機器</th> <th style="width: 20%;">部位(材質)</th> <th style="width: 10%;">水質</th> <th style="width: 45%;">DO:溶存酸素濃度実績値 ( )内は濃度測定時条件</th> <th style="width: 10%;">O*算出式<sup>※2</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器</td> <td rowspan="5">給水ノズル (低合金鋼)</td> <td rowspan="5">炉水</td> <td>0.006 (原子炉温度上昇中)</td> <td>①</td> </tr> <tr> <td>0.106 (出力上昇中)</td> <td>②</td> </tr> <tr> <td>0.046 (定格熱出力上昇中)</td> <td>②</td> </tr> <tr> <td>0.069 (出力降下中)</td> <td>②</td> </tr> <tr> <td>0.011 (発電機解列後)</td> <td>①</td> </tr> <tr> <td></td> <td>下鏡 (低合金鋼)</td> <td>炉水</td> <td>0.106 (出力上昇中)</td> <td>②</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">炭素鋼配管</td> <td rowspan="5">原子炉系配管系 純水部 (炭素鋼)</td> <td rowspan="5">給水</td> <td>0.043 (原子炉温度上昇中)</td> <td>②</td> </tr> <tr> <td>0.049 (出力上昇中)</td> <td>②</td> </tr> <tr> <td>0.027 (定格熱出力運転中)</td> <td>②</td> </tr> <tr> <td>0.017 (出力降下中)</td> <td>①</td> </tr> <tr> <td>0.701<sup>※1</sup> (耐圧試験時)</td> <td>③</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">弁</td> <td>原子炉給水止め弁弁箱 (炭素鋼)</td> <td>給水</td> <td>0.701<sup>※1</sup> (耐圧試験時)</td> <td>③</td> </tr> <tr> <td>原子炉給水逆止弁弁箱 (炭素鋼)</td> <td>給水</td> <td>0.701<sup>※1</sup> (耐圧試験時)</td> <td>③</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：耐圧試験時における実績値については、保守的な数値として「環境疲労評価手法」における溶存酸素濃度の最大値(0.7ppm)以上を採用した。</p> <p>※2：溶存酸素濃度依存パラメータ(O*)の算出式</p> <p style="margin-left: 20px;">①：<math>O^* = \ln(3.28)</math></p> <p style="margin-left: 20px;">②：<math>O^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(DO)</math></p> <p style="margin-left: 20px;">③：<math>O^* = \ln(53.5)</math></p> <p style="text-align: center;">溶存酸素濃度の管理値及び実績値については添付-1に示す。</p>	機器	部位(材質)	水質	DO:溶存酸素濃度実績値 ( )内は濃度測定時条件	O*算出式 <sup>※2</sup>	原子炉圧力容器	給水ノズル (低合金鋼)	炉水	0.006 (原子炉温度上昇中)	①	0.106 (出力上昇中)	②	0.046 (定格熱出力上昇中)	②	0.069 (出力降下中)	②	0.011 (発電機解列後)	①		下鏡 (低合金鋼)	炉水	0.106 (出力上昇中)	②	炭素鋼配管	原子炉系配管系 純水部 (炭素鋼)	給水	0.043 (原子炉温度上昇中)	②	0.049 (出力上昇中)	②	0.027 (定格熱出力運転中)	②	0.017 (出力降下中)	①	0.701 <sup>※1</sup> (耐圧試験時)	③	弁	原子炉給水止め弁弁箱 (炭素鋼)	給水	0.701 <sup>※1</sup> (耐圧試験時)	③	原子炉給水逆止弁弁箱 (炭素鋼)	給水	0.701 <sup>※1</sup> (耐圧試験時)	③
機器	部位(材質)	水質	DO:溶存酸素濃度実績値 ( )内は濃度測定時条件	O*算出式 <sup>※2</sup>																																										
原子炉圧力容器	給水ノズル (低合金鋼)	炉水	0.006 (原子炉温度上昇中)	①																																										
			0.106 (出力上昇中)	②																																										
0.046 (定格熱出力上昇中)			②																																											
0.069 (出力降下中)			②																																											
0.011 (発電機解列後)			①																																											
	下鏡 (低合金鋼)	炉水	0.106 (出力上昇中)	②																																										
炭素鋼配管	原子炉系配管系 純水部 (炭素鋼)	給水	0.043 (原子炉温度上昇中)	②																																										
			0.049 (出力上昇中)	②																																										
			0.027 (定格熱出力運転中)	②																																										
			0.017 (出力降下中)	①																																										
			0.701 <sup>※1</sup> (耐圧試験時)	③																																										
弁	原子炉給水止め弁弁箱 (炭素鋼)	給水	0.701 <sup>※1</sup> (耐圧試験時)	③																																										
	原子炉給水逆止弁弁箱 (炭素鋼)	給水	0.701 <sup>※1</sup> (耐圧試験時)	③																																										

溶存酸素濃度の管理値（運転管理業務要項抜粋）

		導電率 ( $\mu$ S/cm) (at25°C)	pH (at25°C)	塩素イオン (ppm)	溶存酸素 (ppb)	金属不純物 (ppb)	シリカ (ppm)
原子炉冷却材	蒸気流量が定格出力時の1%以上の時	1.0	5.6~8.6	0.1	—	—	1
	蒸気流量が定格出力時の1%未満の時	2.0	—	0.1	—	—	—
	冷却材温度が100°Cを超えていない時	10	5.3~8.6	0.5	—	—	—
給水	定格出力の50%を超えた運転時	—	—	—	20~200	15 <sup>*1</sup> ・ <sup>*2</sup>	—
	定格出力の50%以下の運転時	—	—	—	—	15 <sup>*3</sup>	—
復水脱塩器出口水 (出力運転時 <sup>*4</sup> )		0.1 <sup>*5</sup>	—	—	20~200	—	—

※1：このうち銅は、2ppb 以下であること。  
 ※2：15ppb を超える運転は、12ヶ月のうち2週間を超えないこと。ただし、最大50ppb とする。  
 ※3：15ppb を超える運転は、12ヶ月のうち2週間を超えないこと。ただし、最大100ppb とする。  
 ※4：原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く。  
 ※5：0.1 $\mu$ S/cm を超える運転は、連続して4時間を超えて行わないこと。ただし、最大0.2 $\mu$ S/cm とする。

給水・炉水の溶存酸素濃度測定実績

運転分類	条件	水素注入 運用状況	溶存酸素濃度(ppm)		設定根拠
			給水	炉水	
起動Ⅰ	原子炉温度上昇中 (CR引抜~炉水温度定格値到達)	実施中	0.043 *1	0.006 *2	給水:第24,25サイクル起動時の実績 炉水:第24,25サイクル起動時の実績
起動Ⅱ	出力上昇中 (炉水温度定格値到達~ 電気出力900MWe到達)	未実施	0.049 *1	0.106 *2	給水:第24,25サイクル起動時の実績 炉水:第24,25サイクル起動時の実績
定格運転	定格熱出力運転中	実施中	0.027 *1	0.046 *3	給水:第23,24,25サイクルの実績 炉水:第23,24,25サイクルの実績
停止	出力降下中	未実施	0.017 *1	0.069 *2	給水:第22サイクル停止時の実績 炉水:第22サイクル停止時の実績
	発電機解列後	未実施	0.038 *1	0.011 *2	給水:第22サイクル停止時の実績 炉水:第22サイクル停止時の実績

\*1:給水ヘッダーより採取

\*2:CUW入口より採取

\*3:原子炉ボトムドレンラインより採取

タイトル	運転開始以降から評価時点までの過渡回数実績について																																																																																															
説明	<p>1. 過渡回数実績について、試運転期間の回数と運転開始後の年度別の実績を添付-1に示す。</p> <p>2. 今後の推定過渡回数の考え方について</p> <p>①推定過渡回数の比較</p> <p>40PLMの評価で算出した60年時点の推定過渡回数と、トラブルによる停止期間を考慮した推定過渡回数の比較を表5-1に示す。</p> <p>過渡回数の算出方法にあたり、40PLM評価では実績運転期間を32.33年としたが、トラブルによる停止期間を考慮すると31.69年となり、1年当たりの過渡回数が多くなる。一方今後の運転想定期間については、40PLMでの推定過渡回数の算出にあたっては18.25年としたが、トラブルによる停止期間を考慮した推定過渡回数の算出にあたっては、最新の中長期運転計画を反映し、運転想定期間を17.67年とした。</p> <p>上記の条件で全ての過渡について、トラブルによる停止期間を考慮した推定過渡回数は、40年PLM評価の推定過渡回数と同等もしくは下回ることを確認したことから、40年PLM評価の推定過渡回数は妥当であると考えている。</p> <p style="text-align: center;"><u>表5-1 評価条件の違いによる推定過渡回数の比較</u></p> <table border="1" data-bbox="443 1106 1369 1939"> <thead> <tr> <th rowspan="2">イベント</th> <th colspan="3">現時点までの実績過渡回数</th> <th>40PLM評価条件<sup>*5</sup> (実施基準に基づく)</th> <th>トラブル期間を考慮<sup>*5</sup>(参考)</th> </tr> <tr> <th>試運転期間</th> <th>運転期間</th> <th>合計</th> <th>2020年8月末まで 冷温停止<sup>*1,*3</sup></th> <th>2021年3月末まで 冷温停止<sup>*2,*4</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. ボルト締付け</td> <td>1</td> <td>25</td> <td>26</td> <td>48</td> <td>47</td> </tr> <tr> <td>2. 耐圧試験</td> <td>2</td> <td>70</td> <td>72</td> <td>132</td> <td>131</td> </tr> <tr> <td>3. 起動(昇温)</td> <td>12</td> <td>53</td> <td>65</td> <td>110</td> <td>110</td> </tr> <tr> <td>4. 起動(タービン起動)</td> <td>12</td> <td>53</td> <td>65</td> <td>110</td> <td>110</td> </tr> <tr> <td>5. 夜間低出力運転</td> <td>5</td> <td>62</td> <td>67</td> <td>120</td> <td>119</td> </tr> <tr> <td>6. 週末低出力運転</td> <td>57</td> <td>58</td> <td>115</td> <td>165</td> <td>164</td> </tr> <tr> <td>7. 制御棒パターン変更</td> <td>2</td> <td>94</td> <td>96</td> <td>176</td> <td>175</td> </tr> <tr> <td>8. 給水加熱器機能喪失 (発電機トリップ)</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>1<sup>*6</sup></td> <td>1<sup>*6</sup></td> </tr> <tr> <td>9. 給水加熱器機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>1<sup>*6</sup></td> <td>1<sup>*6</sup></td> </tr> <tr> <td>10. スクラム (タービントリップ)</td> <td>9</td> <td>7</td> <td>16</td> <td>22</td> <td>22</td> </tr> <tr> <td>11. スクラム (原子炉給水ポンプ停止)</td> <td>0</td> <td>3</td> <td>3</td> <td>6</td> <td>6</td> </tr> <tr> <td>12. スクラム (その他のスクラム)</td> <td>16</td> <td>4</td> <td>20</td> <td>24</td> <td>24</td> </tr> <tr> <td>13. 停止</td> <td>11</td> <td>54</td> <td>65</td> <td>111</td> <td>111</td> </tr> <tr> <td>14. ボルト取外し</td> <td>0</td> <td>26</td> <td>26</td> <td>49</td> <td>48</td> </tr> </tbody> </table>	イベント	現時点までの実績過渡回数			40PLM評価条件 <sup>*5</sup> (実施基準に基づく)	トラブル期間を考慮 <sup>*5</sup> (参考)	試運転期間	運転期間	合計	2020年8月末まで 冷温停止 <sup>*1,*3</sup>	2021年3月末まで 冷温停止 <sup>*2,*4</sup>	1. ボルト締付け	1	25	26	48	47	2. 耐圧試験	2	70	72	132	131	3. 起動(昇温)	12	53	65	110	110	4. 起動(タービン起動)	12	53	65	110	110	5. 夜間低出力運転	5	62	67	120	119	6. 週末低出力運転	57	58	115	165	164	7. 制御棒パターン変更	2	94	96	176	175	8. 給水加熱器機能喪失 (発電機トリップ)	0	0	0	1 <sup>*6</sup>	1 <sup>*6</sup>	9. 給水加熱器機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	0	0	1 <sup>*6</sup>	1 <sup>*6</sup>	10. スクラム (タービントリップ)	9	7	16	22	22	11. スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	0	3	3	6	6	12. スクラム (その他のスクラム)	16	4	20	24	24	13. 停止	11	54	65	111	111	14. ボルト取外し	0	26	26	49	48
イベント	現時点までの実績過渡回数			40PLM評価条件 <sup>*5</sup> (実施基準に基づく)	トラブル期間を考慮 <sup>*5</sup> (参考)																																																																																											
	試運転期間	運転期間	合計	2020年8月末まで 冷温停止 <sup>*1,*3</sup>	2021年3月末まで 冷温停止 <sup>*2,*4</sup>																																																																																											
1. ボルト締付け	1	25	26	48	47																																																																																											
2. 耐圧試験	2	70	72	132	131																																																																																											
3. 起動(昇温)	12	53	65	110	110																																																																																											
4. 起動(タービン起動)	12	53	65	110	110																																																																																											
5. 夜間低出力運転	5	62	67	120	119																																																																																											
6. 週末低出力運転	57	58	115	165	164																																																																																											
7. 制御棒パターン変更	2	94	96	176	175																																																																																											
8. 給水加熱器機能喪失 (発電機トリップ)	0	0	0	1 <sup>*6</sup>	1 <sup>*6</sup>																																																																																											
9. 給水加熱器機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	0	0	1 <sup>*6</sup>	1 <sup>*6</sup>																																																																																											
10. スクラム (タービントリップ)	9	7	16	22	22																																																																																											
11. スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	0	3	3	6	6																																																																																											
12. スクラム (その他のスクラム)	16	4	20	24	24																																																																																											
13. 停止	11	54	65	111	111																																																																																											
14. ボルト取外し	0	26	26	49	48																																																																																											

②設計過渡による推定過渡回数の算出

設計過渡回数を表5-2に示す。設計過渡回数のうち、通常想定され、疲労累積係数及ぼす影響が大きいと考えられる起動（昇温）と停止の設計過渡回数について、40年PLM評価の60年時点での推定過渡回数と表5-3で比較する。

いずれの過渡についても同等であることを確認した。その他の過渡については必ずしも設計過渡回数と40年PLM評価の推定過渡回数が同等になるとは限らないが、今後も実施基準の基づく推定過渡回数の考え方を継続し、確認していくこととしており、実績過渡回数は推定過渡回数を上回らないよう管理することが可能であるため、疲労累積係数を1以下に關することは可能であると考ええる。

表5-2 設計過渡回数一覧

イベント		設計過渡回数
1.	ボルト締付け	120
2.	耐圧試験	130
3.	起動(昇温)	120
4.	起動(タービン起動)	120
5.	夜間低出力運転	10000
6.	週末低出力運転	2000
7.	制御棒パターン変更	400
8.	給水加熱器機能喪失(発電機トリップ)	10
9.	給水加熱器機能喪失(給水加熱器部分バイパス)	70
10.	スクラム(タービントリップ)	40
11.	スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	10
12.	スクラム(その他のスクラム)	140
13.	停止	111
14.	ボルト取外し	123

表5-3 設計過渡回数による疲労累積係数

イベント	設計過渡回数	試運転時の実績過渡回数	40PLM 時点の運転期間実績過渡回数	60年時点の推定過渡回数	40PLM 評価条件の推定過渡回数
起動	120	12	53	113 <sup>※1</sup>	110
停止	111	11	54	110 <sup>※2</sup>	111

60年時点の推定過渡回数 =

(設計過渡回数－試運転時の実績過渡回数) / 設計運転期間 × 今後の運転想定期間  
+ 試運転時の実績過渡回数 + 40PLM時点の運転期間実績過渡回数

※1: (120 - 12) / 40 × 17.67 + 12 + 53 ≒ 113

※2: (111 - 11) / 40 × 17.67 + 11 + 54 ≒ 110

東海第二発電所 年度別過渡回数実績 (2006年3月末まで)

イベント	1977年(昭和52年)12月23日~2006年(平成18)年3月31日 までの実績熱サイクル数																											運転 期間 合計	合計		
	試運転 期間	運 転 期 間 (年度)																									運転 期間				
		S53 1978	S54 1979	S55 1980	S56 1981	S57 1982	S58 1983	S59 1984	S60 1985	S61 1986	S62 1987	S63 1988	H1 1989	H2 1990	H3 1991	H4 1992	H5 1993	H6 1994	H7 1995	H8 1996	H9 1997	H10 1998	H11 1999	H12 2000	H13 2001	H14 2002				H15 2003	H16 2004
1. ボルト締付	1	0	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	0	1	0	1	1	0	1	1	22	23
2. 耐圧試験	2	0	3	6	5	4	4	5	0	4	3	3	3	0	3	3	0	3	3	2	2	0	1	0	1	2	0	1	3	64	66
3. 起動(昇温)	12	2	3	4	5	3	2	2	1	1	2	1	1	1	1	1	1	1	1	2	1	1	1	2	1	4	0	1	1	47	59
4. 起動(タービン起動)	12	2	3	4	5	3	2	2	1	1	2	1	1	1	1	1	1	1	1	2	1	1	1	2	1	4	0	1	1	47	59
5. 夜間低出力運転	5	0	0	2	0	0	2	0	1	0	4	0	2	2	1	0	2	3	1	4	5	4	1	2	2	5	4	1	2	50	55
6. 週末低出力運転	57	3	5	6	4	2	3	5	2	7	2	7	2	4	0	4	1	0	0	0	0	0	0	0	0	1	0	0	0	58	115
7. 制御棒パターン変更	2	1	3	7	2	1	4	3	3	5	2	6	3	5	1	4	3	3	1	4	5	4	1	2	1	5	2	1	2	84	86
8. 給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
9. 給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
10. スクラム (タービントリップ)	9	0	0	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1	0	0	0	6	15
11. スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1	0	0	0	2	2
12. スクラム (その他のスクラム)	16	0	0	1	1	1	0	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	4	20
13. 停止	11	2	3	4	5	3	2	2	2	0	2	1	1	1	1	1	2	0	1	2	2	0	1	3	1	3	1	0	1	47	58
14. ボルト取外し	0	0	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	1	1	1	0	1	1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	1	22	22

東海第二発電所 年度別過渡回数実績 (2006年4月以降)

特記事項	運転期間(年度)													実過渡回数		
	和暦	H18	H19	H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	試運転 期間	運転期間		実過渡回数 (累積)	
	西暦	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015		S53~H17	H18~H27		
													長期保守停止中			
1. ボルト締付		1	0	1	1	0	0	0	0	0	0	1	22	3	26	
2. 耐圧試験		2	0	1	3	0	0	0	0	0	0	2	64	6	72	
3. 起動(昇温)		1	1	1	2	1	0	0	0	0	0	12	47	6	65	
4. 起動(タービン起動)		1	1	1	2	1	0	0	0	0	0	12	47	6	65	
5. 夜間低出力運転		4	3	1	2	2	0	0	0	0	0	5	50	12	67	
6. 週末低出力運転		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	57	58	0	115	
7. 制御棒パターン変更		3	3	1	1	2	0	0	0	0	0	2	84	10	96	
8. 給水加熱機能喪失(発電機トリップ)		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
9. 給水加熱機能喪失(給水加熱器部分バイパス)		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
10. スクラム(タービントリップ)		0	0	0	0	※1	0	0	0	0	0	9	6	1	16	
11. スクラム(原子炉給水ポンプ停止)		0	0	0	0	※1	0	0	0	0	0	0	2	1	3	
12. スクラム(その他のスクラム)		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	16	4	0	20	
13. 停止		2	1	0	2	2	0	0	0	0	0	11	47	7	65	
14. ボルト取外し		1	1	0	1	0	1	0	0	0	0	0	22	4	26	

※東北地方太平洋沖地震により、「タービン振動大」にて原子炉スクラムしたため「スクラム(タービントリップ)」及び「スクラム(原子炉給水ポンプ停止)」にてカウントした。