

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-Ⅲ-1 改0
提出年月日	平成30年1月25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1月25日

日本原子力発電株式会社

# 目次

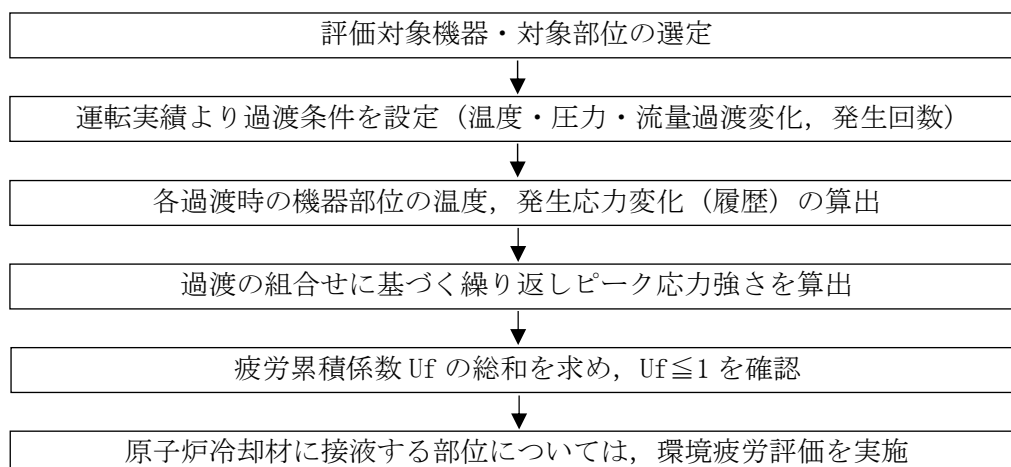
1. はじめに	1
2. 代表の選定	1
3. 代表の技術評価	3
(1) 原子炉圧力容器	3
1) 健全性評価	3
2) 現状保全	10
3) 総合評価	11
4) 高経年化への対応	11
4. 代表以外の評価	12
5. まとめ	13
(1) 審査基準適合性	13
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	13
6. 参考資料	14
(1) 1回のみの過渡事象が疲労累積係数に与える影響について	14
別紙 1. 原子炉圧力容器の評価対象部位抽出の考え方について	16
別紙 2. 建設時に考慮されていない低サイクル応力変動の抽出プロセスについて	17
別紙 3. 環境疲労評価部位の地震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	19
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	26

## 1. はじめに

本資料は、低サイクル疲労の劣化状況評価の補足として、原子炉压力容器の評価を代表として、代表以外の評価結果については一覧表として示すと共に、評価内容の補足資料をとりまとめたものである。なお、機種毎の劣化状況評価については劣化状況評価書に取りまとめている。

低サイクル疲労とは、プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力および流量変化により、機器の構造不連続部等に局所的に大きな応力変動が生じ、それが供用期間中に繰り返された場合に、疲労割れの発生に至る可能性がある劣化事象である。

### 【低サイクル疲労評価の流れ】



## 2. 代表の選定

低サイクル疲労割れが想定される機器は多数存在するが、劣化状況評価では、評価対象となる一次系バウンダリに属する機器及び炉内構造物のうち、配管・弁・ポンプ等機器毎に区分し最も評価が厳しいと想定される機器を代表として選定する。評価対象、代表は以下の条件に該当する機器を抽出する。

### ① 低サイクル疲労割れに係る評価対象機器・・・別紙1参照

低サイクル疲労評価では、プラントの起動・停止時等に温度・圧力および流量変化の影響を受ける機器を評価対象として抽出している。抽出した機器は原子炉压力容器他、「4. 代表以外の技術評価」に示す機器である。

### ② 対象機器のグループ化及び代表の選定

劣化状況評価書では、評価対象を構造（型式等）、使用環境（内部流体等）、材料に応じグループ化を行っており、機器の重要度（高い）、使用条件（温度、圧力が厳しい）等を考慮してグループ内代表を選定している。

以下の説明では、②で選ばれた低サイクル疲労割れが想定されるグループ内代表のうち、1 機器を例に挙げて評価の詳細を説明する。

低サイクル疲労評価においては、プラント安全上の重要性を考慮し、原子炉冷却材バウンダリ機能上最も重要と考える「原子炉圧力容器」を代表例として選定し、具体的な評価内容を説明する。なお、原子炉圧力容器以外の評価結果は「4. 代表以外の技術評価」に示す。

### 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 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 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)

##### 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：2008」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、2011 年度以降の期間は実績より保守的な回数の過渡が発生すると仮定して回数を推定した。

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

≥ 実績過渡回数 + (運開後実績過渡回数 / 運開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 + (運開後実績過渡回数 / 運開後現時点までの運転期間年数) × 1.5 × 残年数

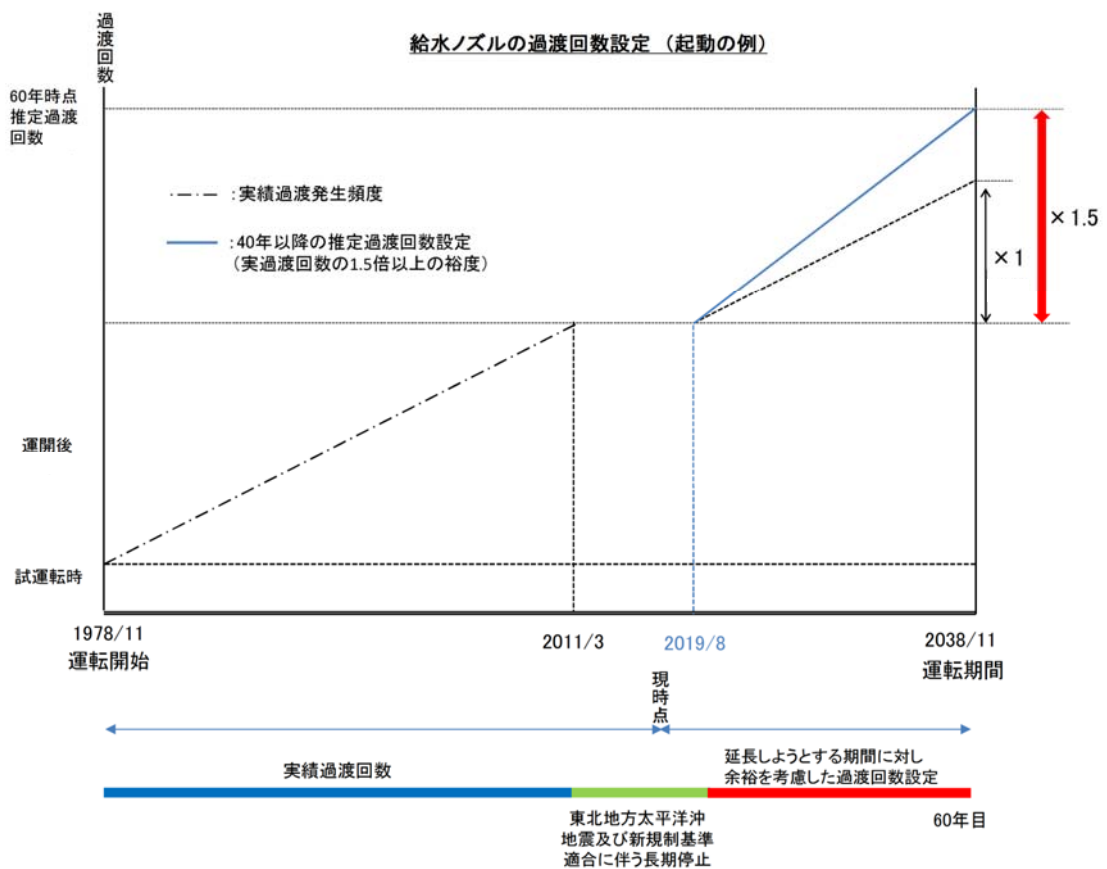
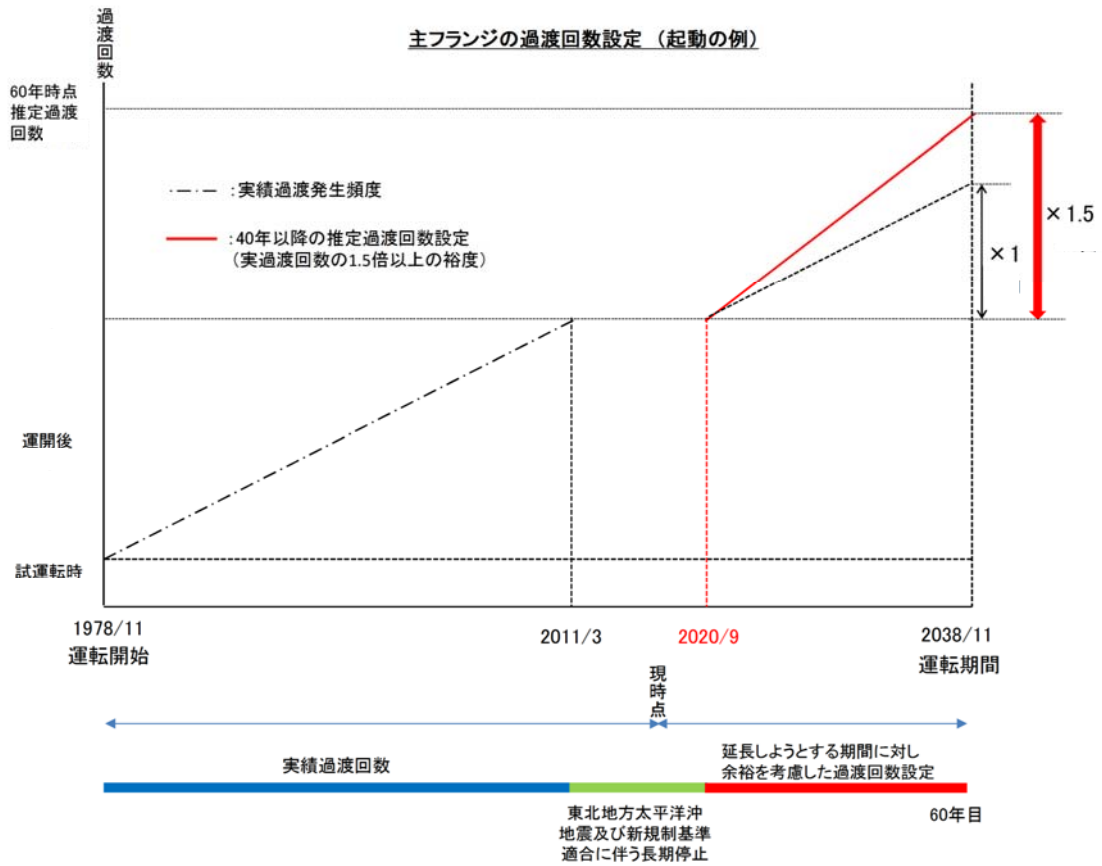
(評価条件として 2011 年 3 月から 2020 年 8 月末まで冷温停止状態、2020 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍を想定)

##### 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

≥ 実績過渡回数 + (運開後実績過渡回数 / 運開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)



### 過渡回数策定方針

No.	項目	内容
1	定常負荷運転時の変動	75%負荷減少までは夜間低出力運転にてカウントする。50%負荷減少までは週末低出力運転にてカウントする。
2	未経験過渡回数	未経験であるが運転実績上1回と仮定し、発生頻度を求め算出する。
3	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)
4	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/運開後現時点までの運転期間年数で算出する。
5	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めない。
6	今後の過渡回数設定の考え方	今後の推定過渡発生頻度は、実績過渡発生頻度の1.5倍以上となるよう考慮する。

#### 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

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	26	31
耐圧試験	72	74
起動（昇温）	65	63
起動（タービン起動）	65	63
スクラム（タービントリップ）	16	9
スクラム（その他）	20	4
停止	65	64
ボルト取外	26	32
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	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。

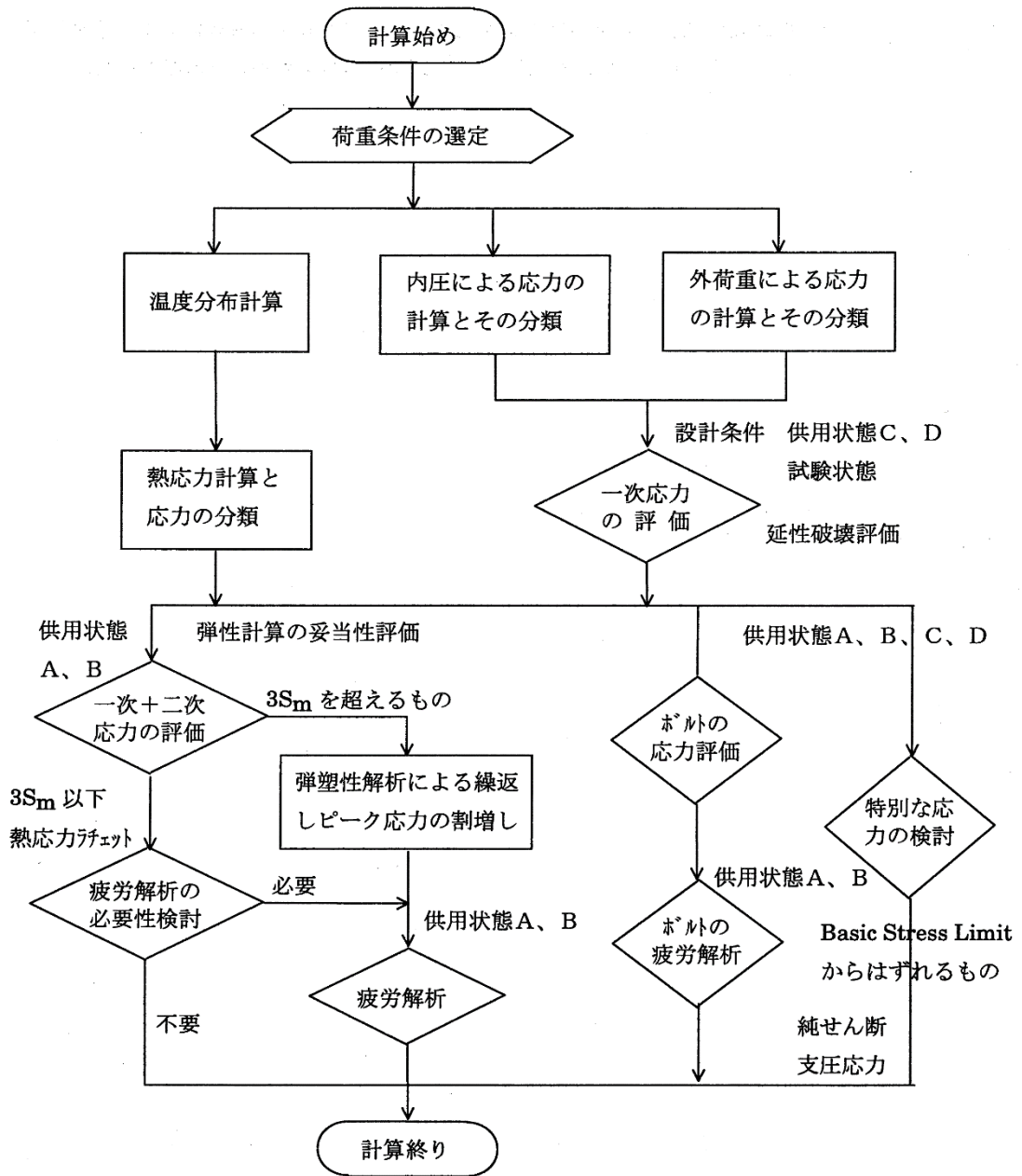
接液部に対しては，環境疲労評価手法に従い，環境効果補正係数（Fen）を算出し，環境効果を考慮した疲労累積係数（Uen）を算出する。

なお，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。

疲労評価の応力解析の流れ

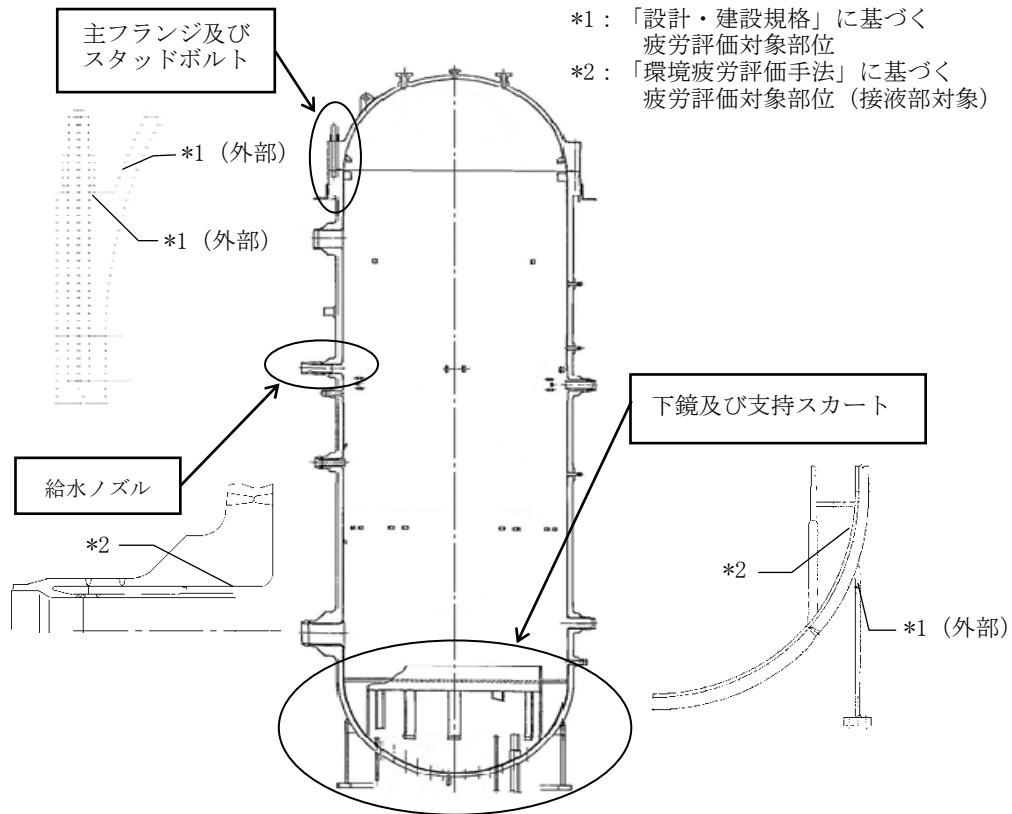


設計・建設規格 解説表 PVB-3110-1 クラス 1 容器の応力解析フローチャート

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( $Uf \leq 1$ )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。



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	0.0689	0.2526	— <sup>※3</sup>
給水ノズル <sup>※1</sup>	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：取替えを実施したため、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Uf、環境疲労評価手法によるU<sub>en</sub>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付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）又は日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2008年版）JSME S NA1-2008」（以下、「維持規格」という。）に基づいている。

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）。

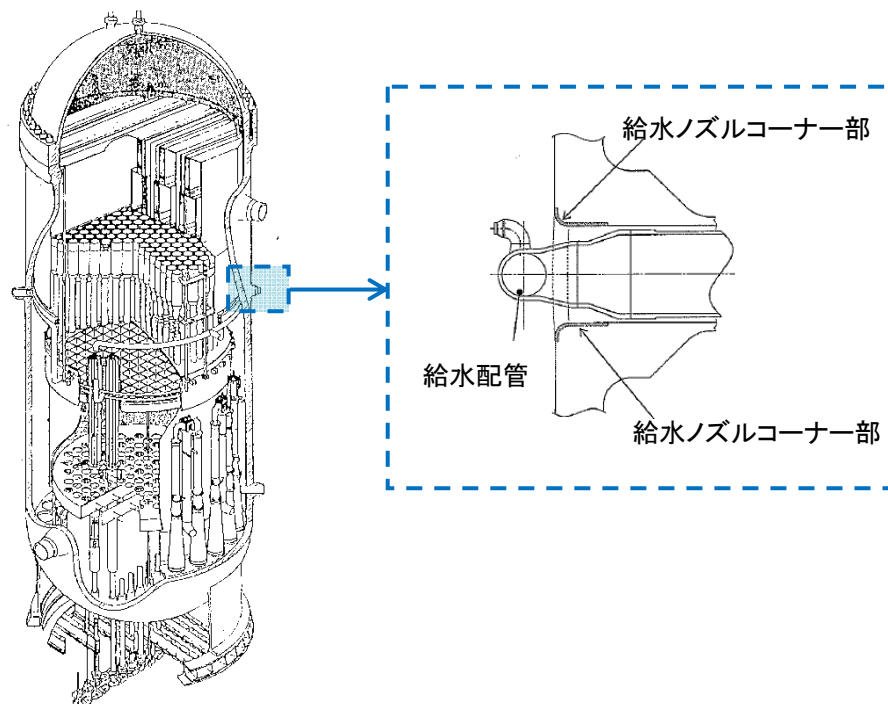
さらに、定期検査毎の漏えい試験により、原子炉圧力容器のバウンダリ機能の健全性を確認している。

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、有意な欠陥は認められなかった。



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以下に示す。

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 (原子炉再循環系流量制御弁弁箱)	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	

5. まとめ

(1) 審査基準適合性

以上の評価結果について、原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に規定されている延長しようとする期間における要求事項との対比を下表に示す。

延長しようとする期間における要求事項との対比

評価対象事象 又は評価事項	要求事項	健全性評価結果
低サイクル疲労	○健全性評価の結果、評価対象部位の疲れ累積係数が1を下回ること。	評価対象部位の運転開始後60年後時点における疲れ累積係数（設計・建設規格による疲労累積係数および環境疲労評価手法による環境疲労累積係数）が、全ての部位で1を下回ることを確認した。

(2) 保守管理に関する方針として策定する事項

運転開始後60年時点の推定過渡回数は、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ことから、保守管理に関する方針を下表のとおり定め、運転期間延長認可申請書の「保守管理に関する方針」にて記載するとともに、当該方針を長期保守管理方針として原子炉施設保安規定に定め、確実に実施していく。

保守管理に関する方針（抜粋）

機器名	保守管理に関する方針	実施時期※
疲労累積係数による低サイクル疲労の評価を実施した全ての機器	疲労評価における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。	長期

※実施期間は以下の期限を示す。

2018年11月28日からの5年間を「短期」、2018年11月28日からの10年間を「中長期」、2018年11月28日からの20年を「長期」とする。

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以下のとおりである。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。

低サイクル疲労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事象

番号	過渡事象	評価用過渡回数 <sup>※1</sup> (括弧内は今後の発生回数)
1	給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	1(1)
2	給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス）	1(1)

※1：60 年時点の評価に用いた過渡回数（実績回数+推定回数）。

② 疲労累積係数に与える影響

上記に示す過渡事象が 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）に対する影響について、最も条件の厳しい機器を選定し数値的な影響を確認する。

機器（部位）	疲労累積係数 <sup>※1</sup>
原子炉給水逆止弁（弁箱）	0.8848

※1：環境疲労評価手法における評価

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に与えている影響（Uf 値）のうち最大の値を整理した。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ないことを確認した。



過渡事象 1 回あたりの疲労累積係数に与える影響

機器・部位	過渡 1 回あたりの 疲労累積係数 <sup>※1</sup>	疲労累積係数 <sup>※2</sup>
原子炉給水逆止弁（弁箱）	0.0016（確認中）	0.9022（確認中）

※1：今後の発生回数を 1 回のみ想定している過渡事象のうち、疲労累積係数への寄与が最大のもの値

※2：代表確認機器・部位の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

追而

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	<div data-bbox="647 651 1115 750" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 10px;">追而</div>

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

追而

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 <sup>4)</sup>	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	なし
	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	原子炉再循環系流量 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 2011 年 3 月末時点の過渡回数を用いて、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  
$$60 \text{ 年時点過渡回数} = \text{運開後実績過渡回数} + (\text{運開後実績過渡回数} / \text{運開後実績過渡回数調査時点までの年数}) \times 1.5 \times \text{残年数}$$
取替機器（スタッドボルト，原子炉再循環ポンプ出口弁）  
$$60 \text{ 年時点過渡回数} = \text{取替後実績過渡回数} + (\text{未取替機器の 1 年間当たり平均過渡回数}) \times 1.5 \times \text{残年数}$$
- 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	<p>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</p>																						
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（環境疲労補正係数）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は以下のとおり。</p> <p style="text-align: center;">炭素鋼・低合金鋼の環境疲労評価データ</p> <table border="1" data-bbox="405 808 1337 1339"> <thead> <tr> <th>機器</th> <th>部位(材質)</th> <th>水質</th> <th>溶存酸素濃度実績値：ppm (濃度測定時条件)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器</td> <td>給水ノズル (低合金鋼)</td> <td>給水 汙水</td> <td style="text-align: center; border: 1px solid black;">追而</td> </tr> <tr> <td>下鏡 (低合金鋼)</td> <td>炉水</td> <td>0.106 (出力上昇中)</td> </tr> <tr> <td>炭素鋼配管</td> <td>原子炉系配管系純水部 (炭素鋼)</td> <td>給水</td> <td>0.043 (原子炉温度上昇中) 0.049 (出力上昇中) 0.027 (定格熱出力上昇中) 0.017 (出力降下中) 0.701<sup>※1</sup> (耐圧試験時)</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> </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> </tr> </tbody> </table> <p>※1：耐圧試験時における実績値がないことから、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>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	溶存酸素濃度実績値：ppm (濃度測定時条件)	原子炉圧力容器	給水ノズル (低合金鋼)	給水 汙水	追而	下鏡 (低合金鋼)	炉水	0.106 (出力上昇中)	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) 0.049 (出力上昇中) 0.027 (定格熱出力上昇中) 0.017 (出力降下中) 0.701 <sup>※1</sup> (耐圧試験時)	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)	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)
機器	部位(材質)	水質	溶存酸素濃度実績値：ppm (濃度測定時条件)																				
原子炉圧力容器	給水ノズル (低合金鋼)	給水 汙水	追而																				
	下鏡 (低合金鋼)	炉水	0.106 (出力上昇中)																				
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) 0.049 (出力上昇中) 0.027 (定格熱出力上昇中) 0.017 (出力降下中) 0.701 <sup>※1</sup> (耐圧試験時)																				
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)																				
	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)																				

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	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 に記す



タイトル	各機器の疲労累積係数の算出根拠等について
説明	<p>以下の各機器の評価について、疲労累積数を求める際に使用した算出根拠等を次ページ以降に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>① 原子炉圧力容器の疲労累積係数の算出根拠等</li><li>② ポンプケーシングの疲労累積係数の算出根拠等</li><li>③ 容器の疲労累積係数の算出根拠等</li><li>④ 配管の疲労累積係数の算出根拠等</li><li>⑤ 弁の疲労累積係数の算出根拠等</li><li>⑥ 炉内構造物の疲労累積係数の算出根拠等</li></ul> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; text-align: center; margin: 10px auto; width: fit-content;"><p>②③④⑤⑥は追而</p></div>



給水ノズル 環境疲労評価結果

応力評価点 — P19'  
 材 料 — SFVQ2A  
 応 力 差 — S<sub>12</sub>

No.	S <sub>n</sub> (MPa)	K <sub>e</sub>	S <sub>p</sub> (MPa)	S <sub>ℓ</sub> (MPa)	S <sub>ℓ</sub> ' (MPa)	N <sub>a</sub>	N <sub>c</sub>	N <sub>c</sub> /N <sub>a</sub>	F <sub>e n, d e t</sub>	U <sub>e n</sub>
1	292	1.000	661	330	389	2982	6	0.0020	4.6110	0.0093
2	291	1.000	660	330	388	2991	6	0.0020	4.6110	0.0092
3	326	1.000	659	330	388	3008	47	0.0156	4.0917	0.0639
4	289	1.000	658	329	387	3022	6	0.0020	4.6110	0.0092
5	288	1.000	654	327	385	3080	47	0.0153	4.0917	0.0624
6	309	1.000	640	320	376	3305	2	0.0006	5.3335	0.0032
7	263	1.000	594	297	349	4171	112	0.0269	9.3305	0.2505
8	259	1.000	591	296	348	4238	1	0.0002	9.3305	0.0022
9	247	1.000	579	289	340	4541	6	0.0013	5.5236	0.0073
10	246	1.000	576	288	339	4612	6	0.0013	5.5236	0.0072
11	237	1.000	568	284	334	4824	108	0.0224	2.8657	0.0642
12	233	1.000	563	282	331	4947	1	0.0002	5.6514	0.0011
13	228	1.000	557	279	328	5108	23	0.0045	5.7002	0.0257
14	178	1.000	536	268	315	5726	163	0.0285	2.8657	0.0816
15	149	1.000	429	214	252	11360	6	0.0005	4.6110	0.0024
16	133	1.000	411	206	242	13065	47	0.0036	4.0917	0.0147
17	75	1.000	237	118	139	92836	6	0.0001	4.6110	0.0003
18	31	1.000	109	54	64	100000	6	0.0000	1.0000	0.0000
疲労累積係数 U <sub>n</sub> =									0.1270	0.6146