

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-III-1 改2
提出年月日	平成30年3月1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3月1日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの範囲は、商業機密
あるいは防護上の観点から公開できません。

目次

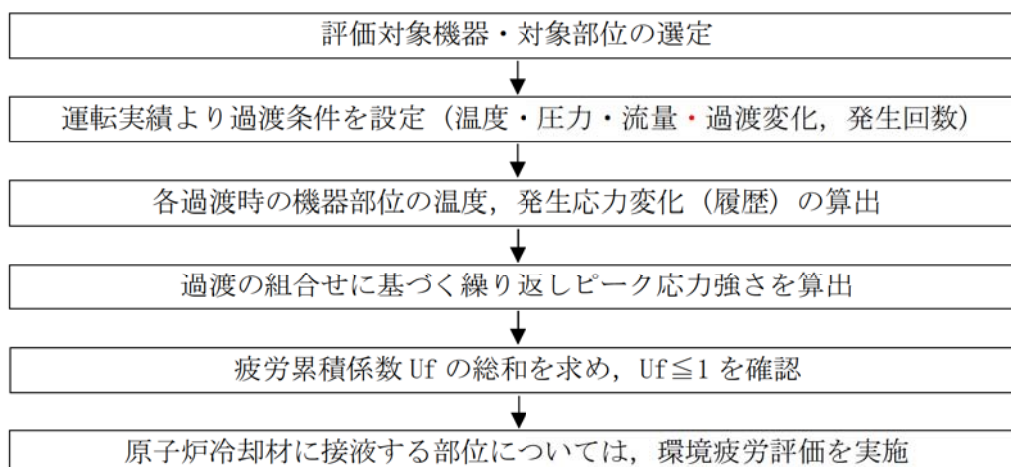
1. はじめに	1
2. 代表の選定	1
3. 代表の技術評価	3
(1) 原子炉圧力容器	3
1) 健全性評価	3
2) 現状保全	10
3) 総合評価	11
4) 高経年化への対応	11
4. 代表以外の評価	12
5. まとめ	13
(1) 審査基準適合性	13
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	13
6. 参考資料	14
(1) 1回のみの過渡事象が疲労累積係数に与える影響について	14
別紙 1. 原子炉圧力容器の評価対象部位抽出の考え方について	16
別紙 2. 建設時に考慮されていない低サイクル応力変動の抽出プロセスについて	17
別紙 3. 環境疲労評価部位の地震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. 運転開始以降から評価時点までの推定過渡回数について	23
別紙 6. 各機器の疲労累積係数等の算出根拠について	28

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、原子炉圧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に示すと共に、評価内容の補足資料を取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

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圧力容器他、「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 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、運転期間延長認可申請であることに鑑み、今後の推定過渡回数については、より保守的に設定した評価を行うとともに、長期保守管理方針に示すとおり、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継続して監視していく。

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

$\geq (\text{試運転時過渡回数} + \text{運転開始後過渡回数}) + (\text{運転開始後実績過渡回数} / \text{運転開始後現時点までの運転期間年数}) \times 1.5 \times \text{残年数}$

(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

$\geq \text{取替後実績過渡回数} + (\text{運転開始後実績過渡回数} / \text{運転開始後現時点までの運転期間年数}) \times 1.5 \times \text{残年数}$

(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)

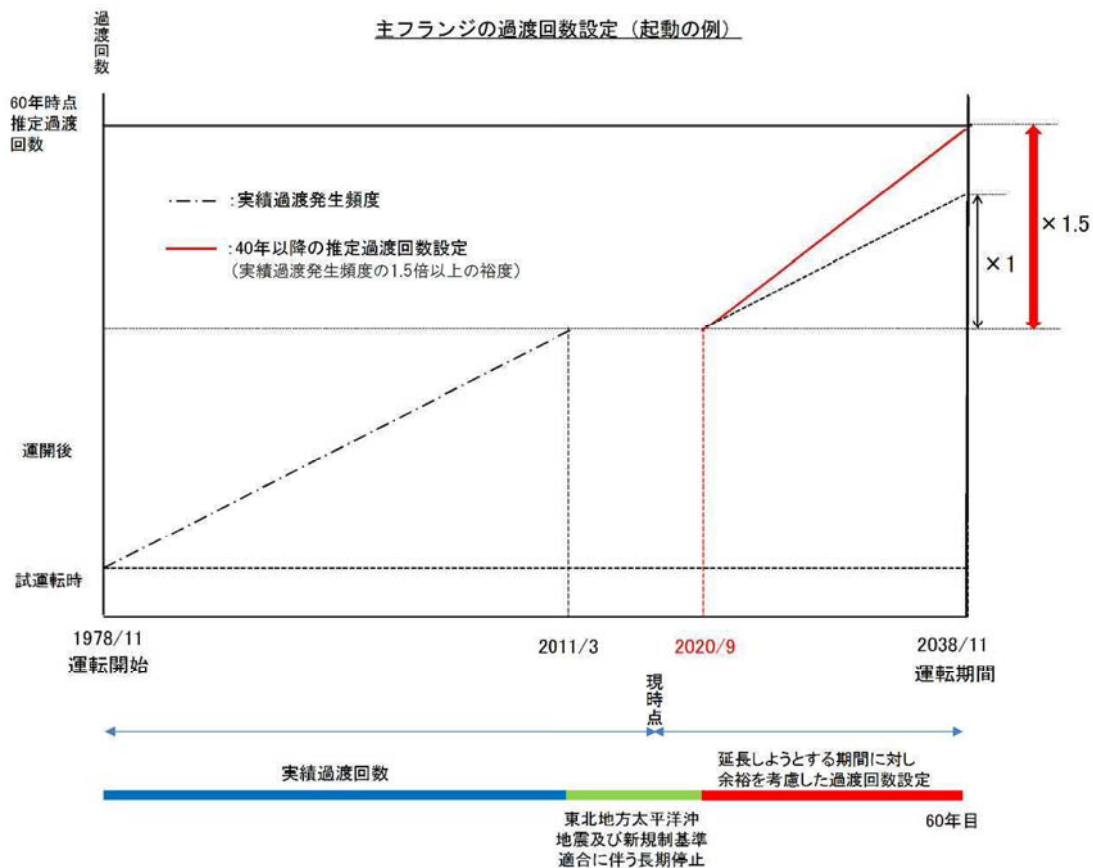
③給水ノズル・下鏡・支持スカート (未取替機器)

60 年時点過渡回数 = 実績過渡回数 + 推定過渡回数

$\geq (\text{試運転時過渡回数} + \text{運転開始後過渡回数}) + (\text{運転開始後実績過渡回数} / \text{運転開始後現時点までの運転期間年数}) \times 1.5 \times \text{残年数}$

(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)

主フランジの過渡回数設定（起動の例）



給水ノズルの過渡回数設定（起動の例）

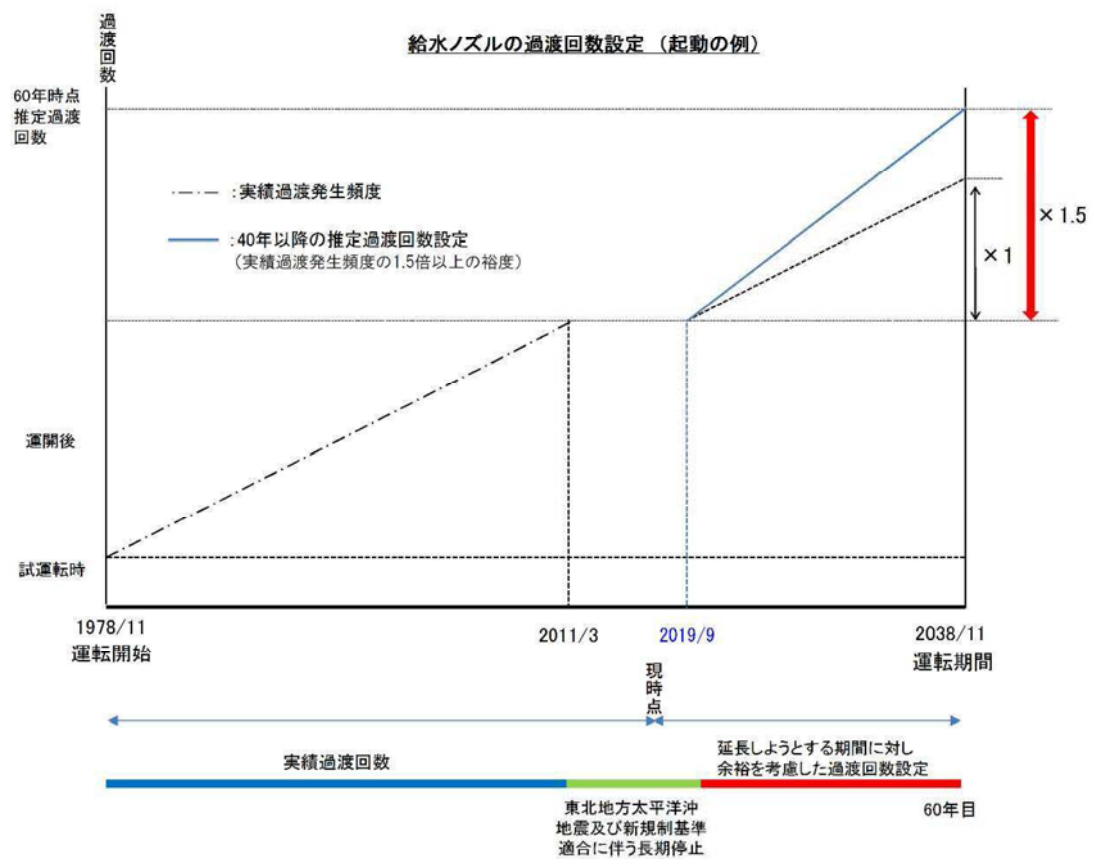


表 3-1 実績過渡回数策定方針

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、試運転時及び運転開始後の過渡回数を加算する。

表 3-3 過渡事象の内容 (過渡事象の設定根拠は建設時工認と同等である)

No.	運転条件	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

運転条件	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
ボルト取外し	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

運転条件	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
ボルト取外し	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

運転条件	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

表 3-7 過渡事象毎の裕度

運転条件	40PLM年評価条件 ^{*4} (実施基準に基づく)	1.5倍の裕度なし	過渡事象毎 の裕度
	2020年8月末まで冷温停止 とした推定過渡回数 ^{*1, *2}	2020年8月末まで冷温停止 とした推定過渡回数 ^{*1, *3}	
1. ボルト締付け	48	41	7
2. 耐圧試験	132	112	20
3. 起動 (昇温)	110	95	15
4. 起動 (タービン起動)	110	95	15
5. 夜間低出力運転	120	102	18
6. 週末低出力運転	165	148	17
7. 制御棒パターン変更	176	150	26
8. 給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	1 ^{*5}	1 ^{*5}	—
9. 給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	1 ^{*5}	1 ^{*5}	—
10. スクラム (タービントリップ)	22	20	2
11. スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	6	5	1
12. スクラム (その他のスクラム)	24	23	1
13. 停止	111	96	15
14. ボルト取外し	49	41	8

*1: 推移 (回/年) : 運転期間中の実績過渡回数/運転期間年数 (32.33年)

*2: 60年目の推定: 実績過渡回数合計 + (推移 (回/年) * 1.5 * 今後の運転想定期間 (18.25年))

*3: 60年目の推定: 実績過渡回数合計 + (推移 (回/年) * 今後の運転想定期間 (18.25年))

*4: 小数点以下1桁目を切上げ

*5: 過去に実績のないものは、保守性を考慮し1回とした。

C) 応力解析, 疲労累積係数算出

原子炉圧力容器各部位 (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。

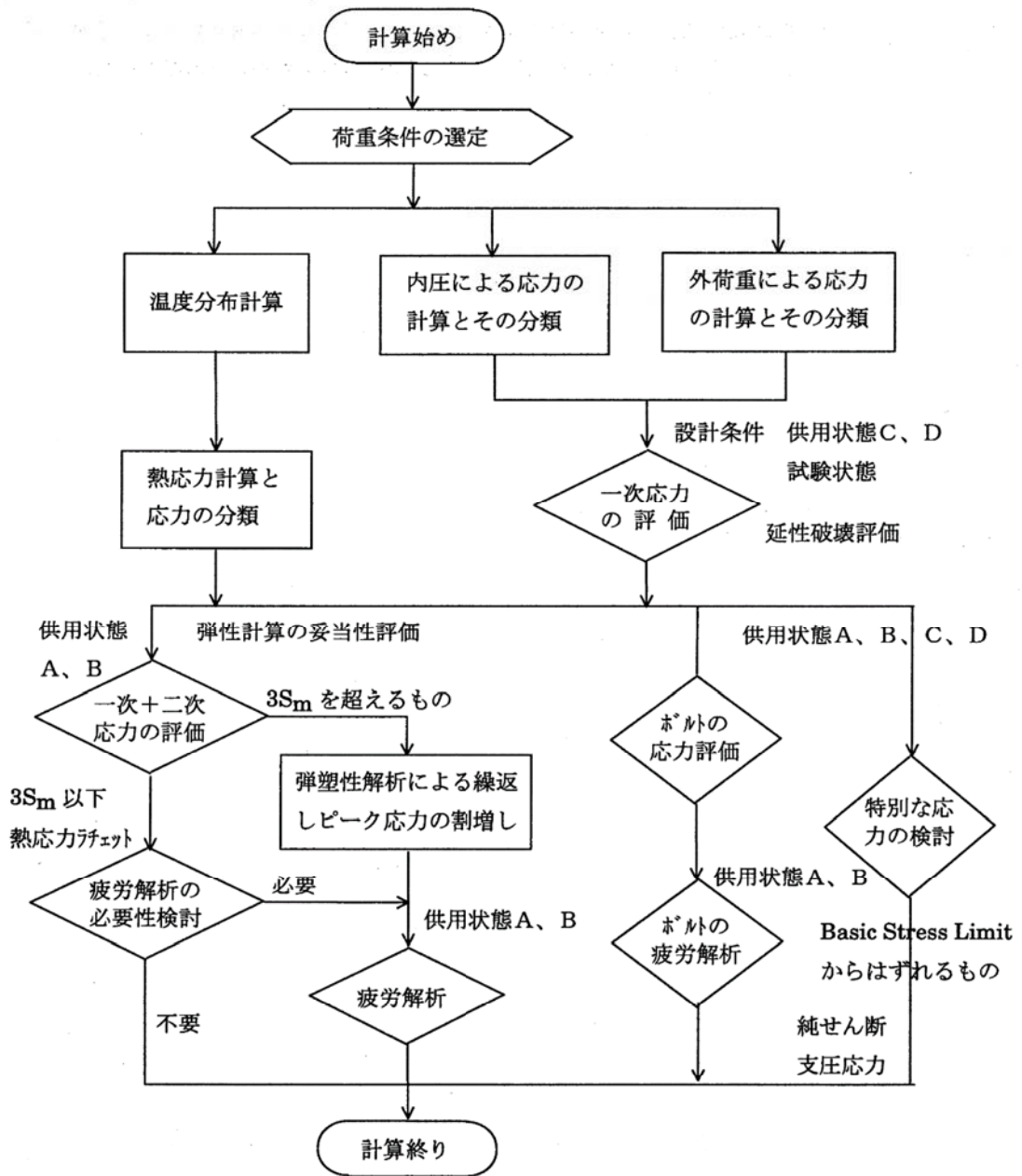
接液部に対しては、環境疲労評価手法に従い、環境効果補正係数 (Fen) を算出し、環境効果を考慮した疲労累積係数 (Uen) を算出する。

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。

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。

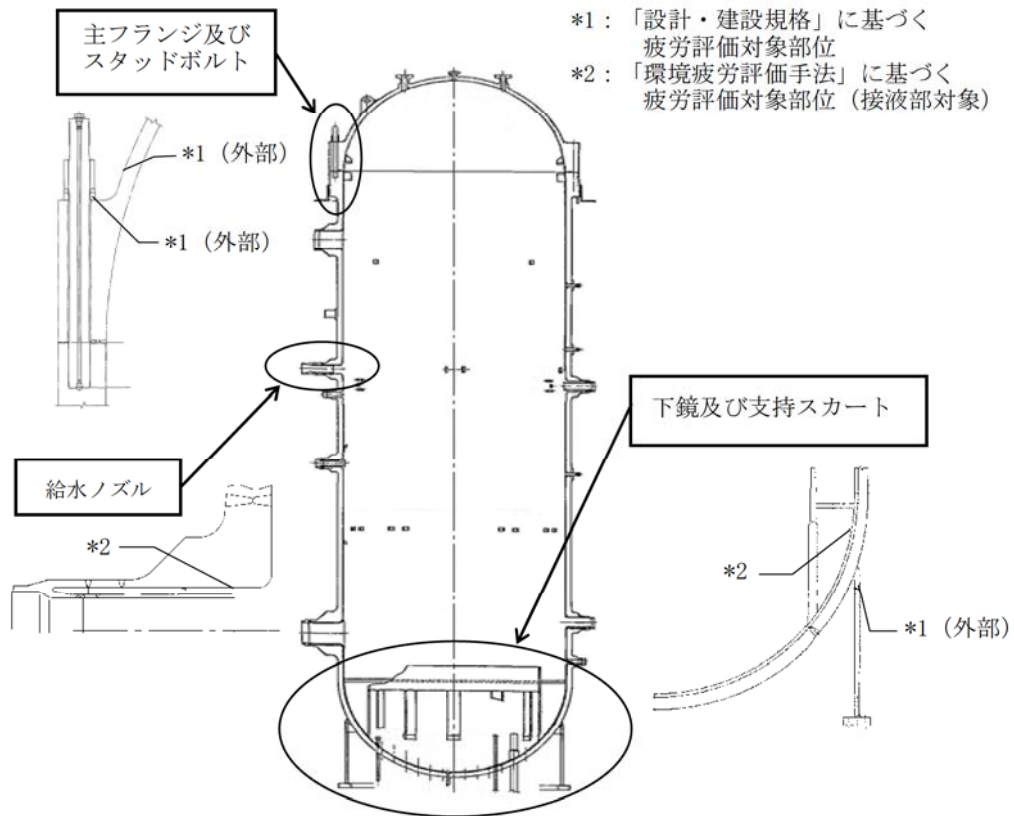


図 3-2 疲労評価対象部位

表 3-8 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) ^{※2}		
	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	— ^{※3}
スタッドボルト ^{※1}	0.0689	0.2526	— ^{※3}
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	— ^{※3}

※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) 及び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^{※1}については超音波探傷試験及び目視試験にて健全性を確認している。

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：供用期間中検査として、以下の検査を実施し健全性を確認している。

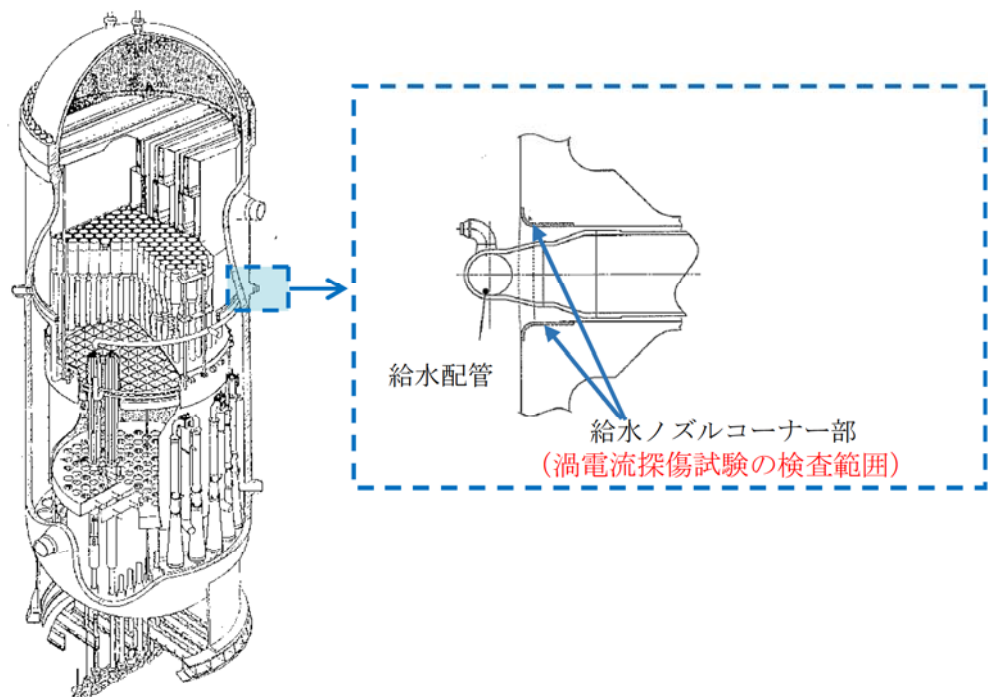
- ・原子炉圧力容器内部(原子炉圧力容器内表面)
(G-B-1) 遠隔目視試験 VT-3
- ・原子炉再循環系管台(容器に完全溶け込み溶接された管台)
(B-D) 超音波探傷試験 UT

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^{※2}は認められなかった。

※2：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(≤ 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	ケーシング入口ノズル—配管との溶接部	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

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表5-1に示す。

表 5-1 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表5-2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。

表 5-2 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

運転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 推定過渡回数を1回としている過渡

東海第二の劣化状況評価において、今後の発生回数を1回のみ推定している過渡事象は表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 ^{※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）	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。

劣化状況評価に対して、これらの過渡の推定回数を1回増加させて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 ≤ 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で定量的に確認する。

③ 疲労累積係数に与える影響の確認結果

今後の過渡事象推定回数を1回のみとしている、給水加熱機能喪失（発電機トリップ）及び給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス）について、過渡事象推定回数を1回より2回に変更して疲労累積係数を算出し、これらの過渡事象1回の増加が疲労累積係数に与える影響を確認した。結果を表6-2に示す。

この結果により、過渡事象の推定回数を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 過渡事象の1回増加が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）
過渡事象1回の疲労累積係数	0.8848	0.6146
過渡事象1回あたりの 疲労累積係数増加分 ^{※2}	0.0174	0.0011
過渡事象2回の疲労累積係数 ^{※2}	0.9022	0.6157

※2：環境を考慮した疲労累積係数に、過渡事象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. 原子炉圧力容器の評価対象部位抽出の考え方について
- 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. 運転開始以降から評価時点までの推定過渡回数について
- 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について
 - ②炉内構造物の疲労累積係数の算出根拠等について
 - ③容器の疲労累積係数の算出根拠等について
 - ④ポンプ・配管の疲労累積係数の算出根拠等について
 - ⑤弁の疲労累積係数の算出根拠等について

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="432 741 1310 1059"> <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の建設時工認における疲労累積係数</p> <table border="1" data-bbox="437 1137 1332 1968"> <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>計測ノズル</td> <td>—※1</td> </tr> <tr> <td>N12</td> <td>計測ノズル</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	計測ノズル	—※1	N12	計測ノズル	—※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	計測ノズル	—※1																																																																	
N12	計測ノズル	—※1																																																																	
N13	漏えい検出ノズル	—※1																																																																	
N15	ドレンノズル	—※1																																																																	
N16	計測ノズル	—※1																																																																	
N17	低圧注水ノズル	0.270																																																																	

タイトル	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
説明	<p>劣化状況評価書で想定している経年劣化事象については、評価対象機器の使用条件（型式，材料，環境条件等）を考慮し，これまでの高経年化技術評価で想定されている部位と経年劣化事象の組合せを取りまとめた日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」附属書A（規定）「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考にしている。</p> <p>さらに，前述のまとめ表作成以降の知見については，それ以降に認可された高経年化技術評価書を参考にするとともに，国内外の新たな運転経験及び最新知見についても，以下に示すとおり継続的に劣化状況評価への影響を整理し，技術評価への反映要否を判断する。</p> <p>1. 運転経験</p> <p>国内運転経験として，原子力安全推進協会が運営している原子力発電情報公開ライブラリーにおいて公開されている「トラブル情報」，「保全品質情報」を，海外運転経験として，NRC（米国原子力規制委員会：Nuclear Regulatory Commission）のBulletin（通達），Generic Letter及び Infomation Noticeを対象としてスクリーニングを実施。期間中の情報において，新たに劣化状況評価書に反映すべき運転経験を抽出する。</p> <p>2. 最新知見</p> <p>原子力規制委員会文書，日本機械学会，日本電気協会，日本原子力学会の規格・基準類，並びに原子力規制委員会のホームページに公開されている試験研究の情報等を検討し，劣化状況評価を実施する上で，新たに反映が必要な知見を抽出する。</p> <p>例えば，運転経験により建設時考慮されていない高サイクル熱疲労現象は，日本機械学会基準「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（S017）（以下，「JSME指針」という）により「高低温水合流型」と「キャビティフロー型熱成層」が挙げられる。</p> <p>このうち，東海第二において発生することが考えられる評価対象箇所を抽出しJSME指針に基づき評価を行い，「高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する報告書」を国へ報告書を提出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高低温水合流型 <p>残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部(A系)について，超音波探傷検査を実施し異常のないことを確認しており，今後も継続的に検査を実施していくこととしている。</p> ・ キャビティフロー型熱成層 <p>対象部位なし</p>

タイトル	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
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」のいずれかによる）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 ¹⁾ の疲労累積係数)							
機種・機器名	部位	設計 評価 ²⁾	環境中 評価 ³⁾	耐震評価		合計	評価 手法	評価点 の相違 ⁴⁾	
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	ケーシング入口ノズル—配管との溶接部	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
$$60 \text{ 年時点過渡回数} = (\text{試運転時過渡回数} + \text{運転開始後実績過渡回数}) + (\text{運転開始後実績過渡回数} / \text{運転開始後現時点までの運転期間年数}) \times 1.5 \times \text{残年数}$$
 - ・取替機器 (スタッドボルト, 原子炉再循環ポンプ出口弁)
$$60 \text{ 年時点過渡回数} = \text{取替後実績過渡回数} + (\text{運転開始後実績過渡回数} / \text{運転開始後現時点までの運転期間年数}) \times 1.5 \times \text{残年数}$$
- 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 (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。
- 4) 設計評価・環境評価・耐震評価で評価点位置の相違について記入した。

タイトル	環境疲労評価で考慮している溶存酸素濃度について																																											
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。この数値は表4-3「東海第二の給水・炉水の溶存酸素濃度測定実績」の値を用いて算出を行った。</p> <p>表4-1 東海第二の炭素鋼・低合金鋼の環境疲労評価データ 単位:ppm</p> <table border="1" data-bbox="405 846 1385 1489"> <thead> <tr> <th>機器</th> <th>部位(材質)</th> <th>水質</th> <th>DO:溶存酸素濃度実績値 ()内は濃度測定時条件</th> <th>O*算出式^{※2}</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 (定格熱出力運転中)</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="4">炭素鋼 配管</td> <td rowspan="4">原子炉系配管 純水部 (炭素鋼)</td> <td rowspan="4">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 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^{※1} (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^{※1} (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、「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>①：$O^* = \ln(3.28)$ (DO < 0.02ppm)</p> <p>②：$O^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(DO)$ (0.02 ≤ DO ≤ 0.7ppm)</p> <p>③：$O^* = \ln(53.5)$ (DO > 0.7ppm)</p> <p>溶存酸素濃度の管理値及び実績値については表4-2及び表4-3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 ^{※2}	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 (定格熱出力運転中)	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 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	弁	原子炉給水止め 弁弁箱 (炭素鋼)	給水	0.701 ^{※1} (耐圧試験時)	③	原子炉給水逆止 弁弁箱 (炭素鋼)	給水	0.701 ^{※1} (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 ^{※2}																																								
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 (定格熱出力運転中)			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 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																																								
弁	原子炉給水止め 弁弁箱 (炭素鋼)	給水	0.701 ^{※1} (耐圧試験時)	③																																								
	原子炉給水逆止 弁弁箱 (炭素鋼)	給水	0.701 ^{※1} (耐圧試験時)	③																																								

表 4-2 東海第二の溶存酸素濃度の管理値(運転管理業務要項抜粋)

		導電率 (μ S/cm) (at25°C)	pH (at25°C)	塩素付 (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 ^{※1} , ^{※2}	—
	定格出力の50%以下の運転時	—	—	—	—	15 ^{※3}	—
復水脱塩器出口水(出力運転時 ^{※4})		0.1 ^{※5}	—	—	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 μ 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 μ S/cmとする。

表 4-3 東海第二の給水・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推定過渡回数について
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>40年目の劣化状況評価（以下、「40PLM」という）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>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方法にあたり、トラブルによる停止期間に、過去の定検のうち長期に停止した第17回定検（353日）を除き平均したものを標準定検日数とし、各定検日数から除した日数を加算した結果、停止期間は1.27年となった。</p> <p>上記の停止期間を40PLMの実績運転期間32.33年から除すると、トラブルを考慮した実績運転期間は31.06年となり、実績過渡回数とトラブルを考慮した実績運転期間との関係から、トラブルを考慮した推定過渡回数は表5-1の通りとなった。</p> <p>40PLMの推定過渡回数はトラブルによる停止期間を考慮した推定過渡回数に対して最小でも1.43倍を確保できており、表5-2に示すとおり十分な裕度を考慮しているといえる。</p> <p>保守管理に関する方針に従い、今後も実績過渡回数を確認し、40PLMの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り、必要に応じ疲労評価をすることで、低サイクル疲労による亀裂の発生を防止することが可能である。</p>

表5-1 評価条件の違いによる推定過渡回数の比較

運転条件	現時点までの実績過渡回数			40PLM評価条件 ^{*5} (実施基準に基づく)	トラブルによる停止期間を考慮 ^{*6} (参考)	裕度
	試運転期間	運転期間	合計	2020年8月末まで冷温停止とした推定過渡回数 ^{*1,*3}	2020年8月末まで冷温停止とした推定過渡回数 ^{*2,*4}	
1. ボルト締付け	1	25	26	48	41	1.50
2. 耐圧試験	2	70	72	132	113	1.46
3. 起動(昇温)	12	53	65	110	96	1.44
4. 起動(タービン起動)	12	53	65	110	96	1.44
5. 夜間低出力運転	5	62	67	120	104	1.45
6. 週末低出力運転	57	58	115	165	149	1.47
7. 制御棒パターン変更	2	94	96	176	151	1.45
8. 給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	0	0	0	1 ^{*6}	1 ^{*6}	—
9. 給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	0	0	1 ^{*6}	1 ^{*6}	—
10. スクラム (タービントリップ)	9	7	16	22	20	1.43
11. スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	0	3	3	6	5	1.67
12. スクラム (その他のスクラム)	16	4	20	24	22	1.67
13. 停止	11	54	65	111	97	1.45
14. ボルト取外し	0	26	26	49	41	1.50

*1: 推移(回/年): 運転期間中の実績過渡回数/運転期間年数(32.33年)
 *2: 推移(回/年): 運転期間中の実績過渡回数/運転期間年数(31.06年)・・・トラブル停止期間を除く
 *3: 60年目の推定: 実績過渡回数合計+(推移(回/年)*1.5*今後の運転想定期間(18.25年))
 *4: 60年目の推定: 実績過渡回数合計+(推移(回/年)*今後の運転想定期間(18.25年))
 *5: 小数点以下1桁目を切上げ
 *6: 過去に実績のないものは、保守性を考慮し1回とした。

表5-2 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

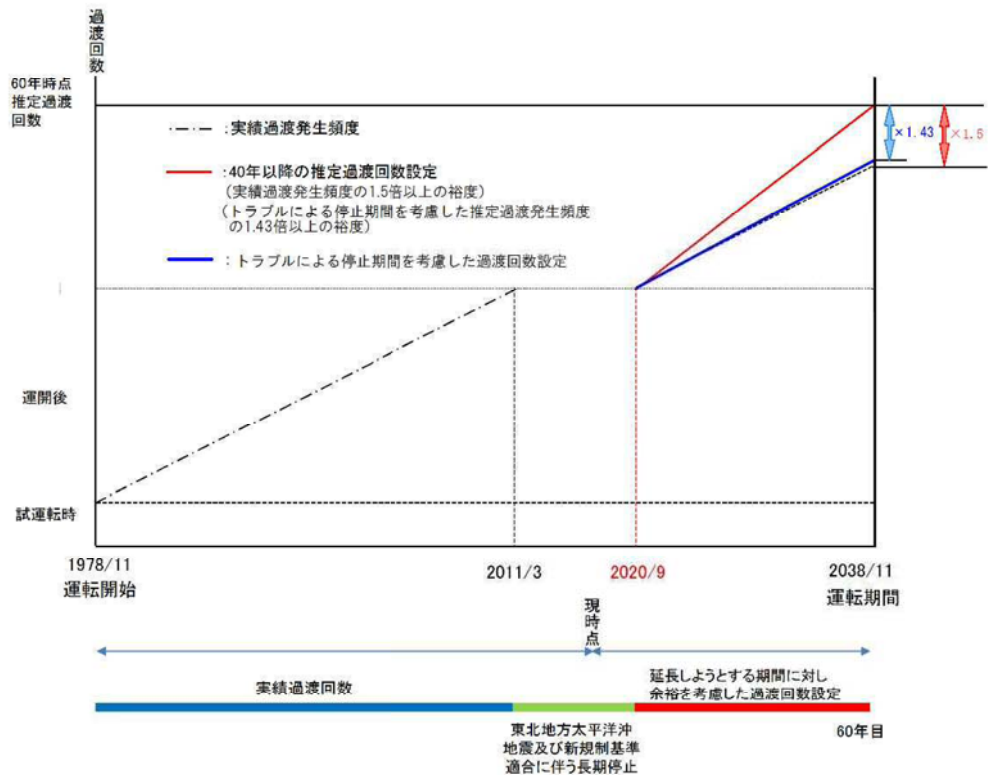


表 5-3 東海第二のトラブル件名リスト

No.	件名	事象発生日	停止時間(h)
1	発電支障事故について	1979年 01月 26日	135
2	発電支障事故について	1979年 02月 02日	185
3	発電支障事故について	1979年 07月 22日	42
4	発電支障事故について	1980年 04月 03日	69
5	発電支障事故について	1980年 09月 06日	24
6	発電支障事故について	1981年 03月 25日	48
7	蒸気タービン主塞止弁リミットスイッチ動作不良による原子炉自動停止について	1981年 07月 22日	70
8	給水系試験用計装配管溶接部の損傷について	1981年 08月 10日	30
9	原子炉水位低誤信号による原子炉自動停止について	1981年 09月 12日	9
10	蒸気タービン組合わせ中間弁試験時の原子炉自動停止について	1981年 12月 20日	112
11	原子炉再循環ポンプ入口弁小口径配管の損傷について	1983年 01月 30日	111
12	タービン抽気管ドレン系の蒸気漏洩について	1983年 12月 26日	34
13	給水制御系不調による原子炉スクラムについて	1984年 10月 04日	41
14	残留熱除去系手動弁ドレン配管からの漏洩による原子炉手動停止について	1985年 07月 29日	154
15	原子炉格納容器内床ドレン発生量の増加に伴う原子炉手動停止について	1990年 11月 29日	279
16	原子炉格納容器冷却器ドレン量の増加に伴う原子炉手動停止について	1993年 04月 03日	230
17	タービン制御油漏えいに伴う原子炉手動停止について	1996年 08月 10日	84
18	軽油貯蔵タンク修理に伴う原子炉手動停止について	1997年 07月 12日	356
19	原子炉冷却材再循環ポンプA号機メカニカルシール点検に伴う原子炉手動停止について	2000年 12月 26日	110
20	原子炉給水系(B系)点検に伴う原子炉手動停止について	2002年 04月 03日	57
21	主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について	2009年 07月 17日	807
22	残留熱除去系海水系(B)系機器点検のための原子炉手動停止について	2010年 06月 25日	1883

②設計過渡による推定過渡回数の算出

表5-4に示す設計過渡回数のうち、通常想定され、疲労累積係数に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、40PLMの60年時点での推定過渡回数と表5-5で比較する。

比較の結果、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40PLM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以下にすることは可能であると考える。

表5-4 設計過渡回数一覧

過渡条件		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5-5 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 ^{*1}	110
停止	111	11	54	110 ^{*2}	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

表 5-6 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																											運転期間	合計		
	までの実績熱サイクル数																														
	運 転 期 間 (年度)																														
試運転期間	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	H17 2005			
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	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	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	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	1	0	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	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	1	0	1	1	1	0	1	1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	22	22

表 5-7 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	試験運転期間	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停止。「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。

タイトル	各機器の疲労累積係数等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">① 原子炉圧力容器の疲労累積係数の算出根拠等② 炉内構造物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 ポンプ・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

原子炉圧力容器の疲労評価に係る評価対象部位の疲労累積係数（表3-8）の算出根拠（解析モデル，材料物性及び許容応力，最大評価点の選定，Ke係数，環境評価パラメータ含む）について

1. 解析モデル

疲労累積係数の算出に用いた解析モデル及び評価点を図6-1-1から図6-1-3に示す。計算機コードは，温度分布計算は「TACF」，内圧による応力計算は「NOPS」及び「ASHSD2-B」，ボルトの締付力による応力及び熱応力による計算は「ASHSD2-B」を用いた。

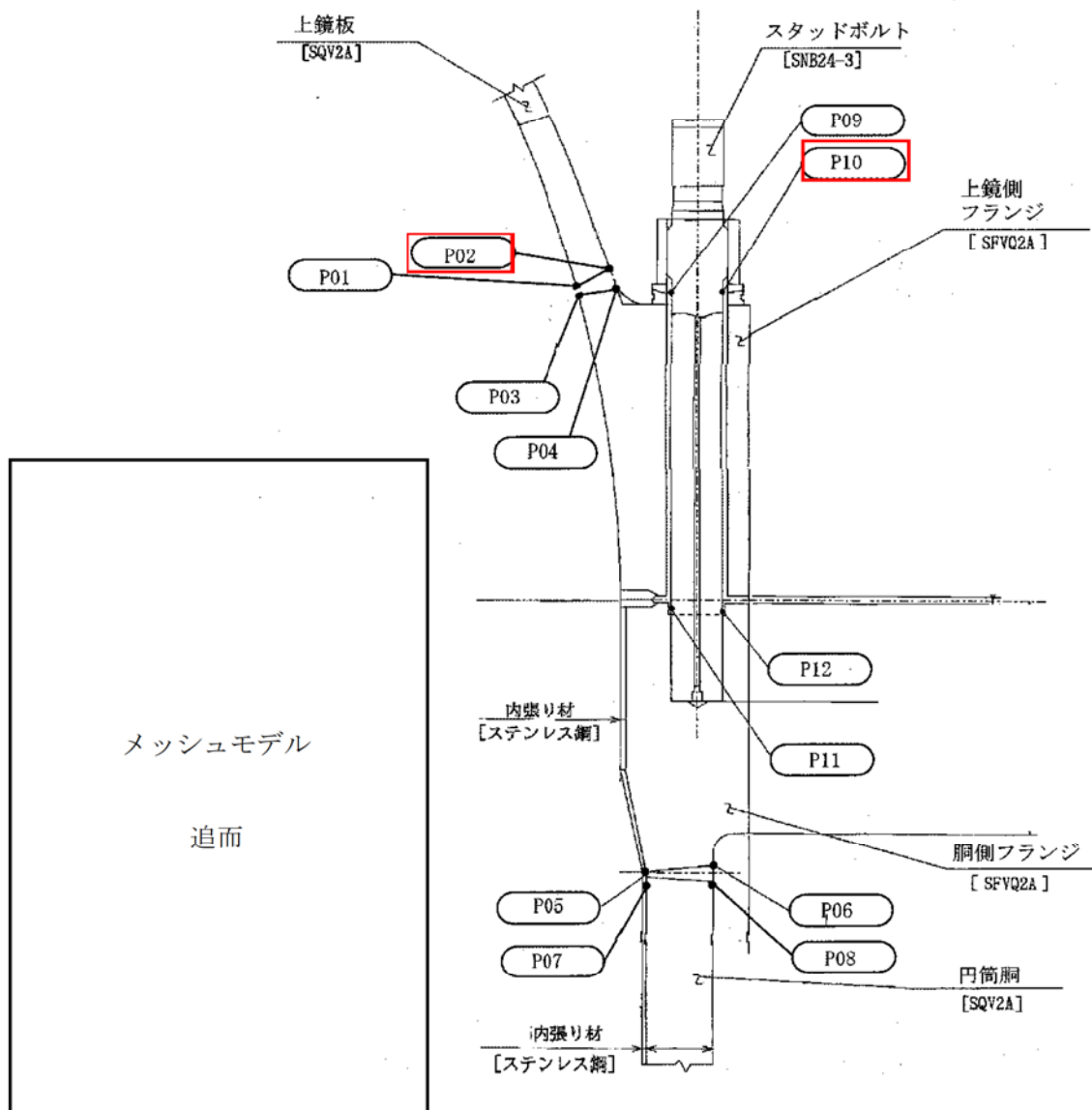


図6-1-1 主フランジ，スタッドボルトの解析モデル及び評価点

メッシュモデル

追而

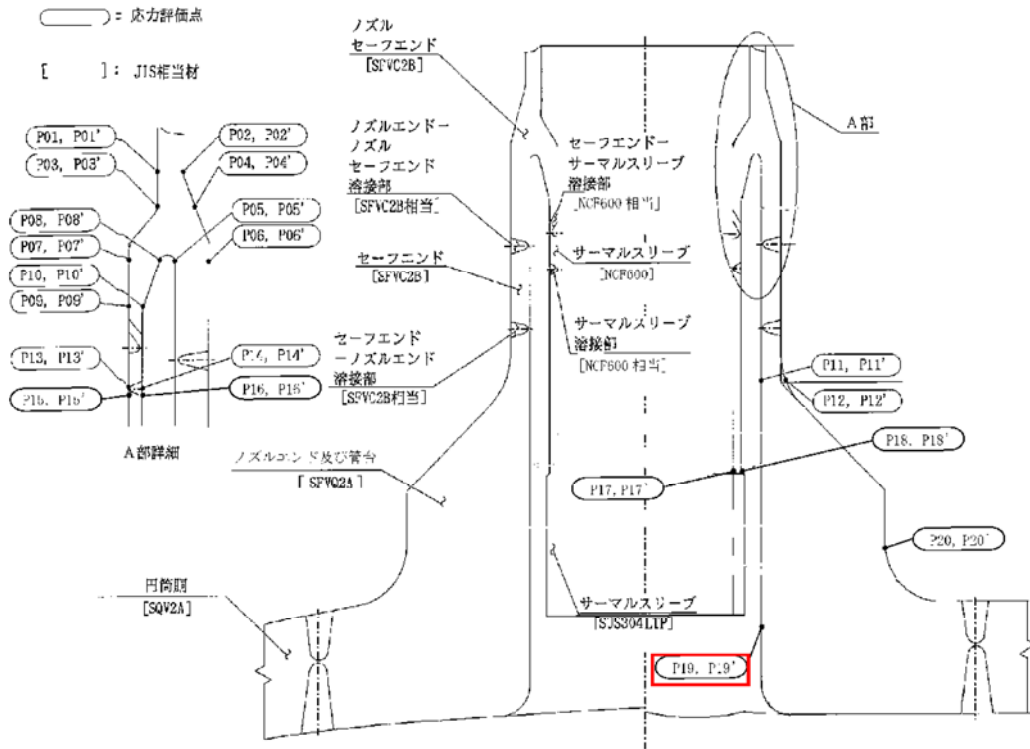


図 6-1-2 給水ノズルの解析モデル及び評価点

メッシュモデル

追而

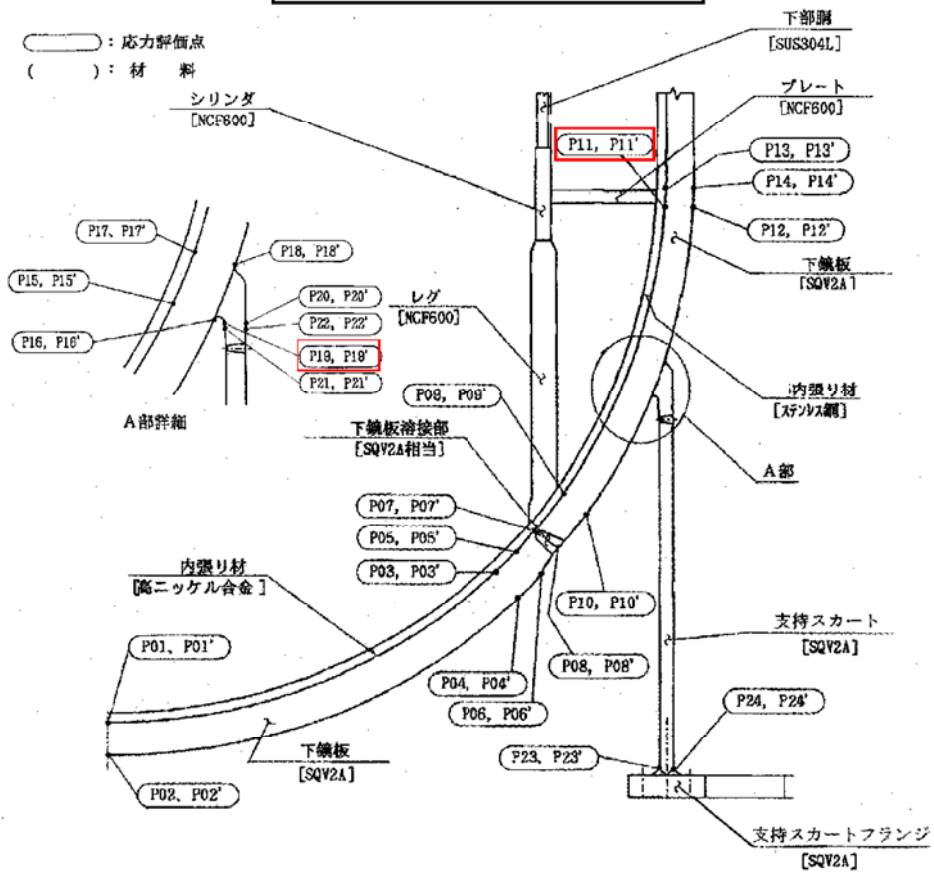


図 6-1-3 下鏡, 支持スカートの解析モデル及び評価点

2. 材料物性，許容応力及び外荷重条件

各評価部位における材料物性値を表6-1-4から表6-1-6に示す。

各評価部位における許容応力強さを表6-1-7から表6-1-9に示す。

各評価部位における荷重条件を表6-1-10から表6-1-13に示す。

表 6-1-4 主フランジ，スタッドボルトの繰返し荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	$E \times 10^5$ (MPa)	$\alpha \times 10^{-6}$ (mm/(mm・°C))	S (MPa)	$E_0 \times 10^5$ (MPa)	q	A_0	B_0
SQV2A							
SNB24-3							

表6-1-5 給水ノズルの繰返し荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	$E \times 10^5$ (MPa)	$\alpha \times 10^{-6}$ (mm/(mm・°C))	S (MPa)	$E_0 \times 10^5$ (MPa)	q	A_0	B_0
SFVC2B							
NCF600							
SUS304LTP							
SFVQ2A							

表6-1-6 下鏡，支持スカートの繰返し荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	$E \times 10^5$ (MPa)	$\alpha \times 10^{-6}$ (mm/(mm・°C))	S (MPa)	$E_0 \times 10^5$ (MPa)	q	A_0	B_0
SQV2A							

注：

E：運転温度に対する縦弾性係数

α ：運転温度に対する瞬時熱膨張係数

S：設計・建設規格図 添付 4-2-1記載の設計疲労線図より読み取った， $S_u \leq 550$ MPaの 10^6 回に対する繰返しピーク応力強さ及び図 添付 4-2-2記載の設計疲労線図より読み取った，曲線Cの 10^{11} 回に対する繰返しピーク応力強さ

E_0 ：設計建設規格 添付 4-2に記載された縦弾性係数

q, A_0 , B_0 ：設計建設規格 表 PVB-3315-1に示された簡易弾塑性解析に使用する係数の値

表6-1-7 主フランジ，スタッドボルトの許容応力強さ

応力分類	一次+二次応力 (PL+Pb+Q)
供用状態	A, B
温度 (°C)	<input type="text"/>
許容応力	$3 \cdot S_m$
SQV2A	<input type="text"/>
SNB24-3	<input type="text"/>

(単位：MPa)

表6-1-8 給水ノズルの許容応力強さ

応力分類	一次+二次応力 (PL+Pb+Q)
供用状態	A, B
温度 (°C)	<input type="text"/>
許容応力	$3 \cdot S_m$
SFVC2B	<input type="text"/>
NCF600	<input type="text"/>
SUS304LTP	<input type="text"/>
SFVQ2A	<input type="text"/>

(単位：MPa)

表6-1-9 下鏡，支持スカートの許容応力強さ

応力分類	一次+二次応力 (PL+Pb+Q)
供用状態	A, B
温度 (°C)	<input type="text"/>
許容応力	$3 \cdot S_m$
SQV2A	<input type="text"/>

(単位：MPa)

表6-1-10 主フランジ，スタッドボルトの外荷重条件

荷重名称	値 (kN)
ボルト締付力	<input type="text"/>

表6-1-11 給水ノズルの外荷重条件 (ノズル)

条件	力 (kN)		モーメント (kN・m)	
	H	F _Z	M	M _Z
死荷重				
熱変形力				
地震荷重S _s (一次) ※1				
地震荷重S _s (二次) ※1				

※1: 地震荷重 S_s の等価繰返し数: 110 回

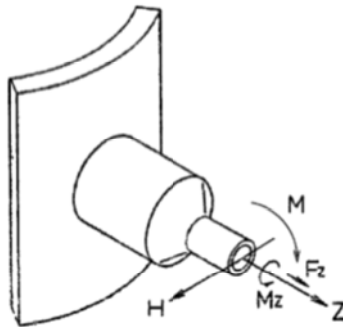


表6-1-12 給水ノズルの外荷重条件 (サーマルスリーブ)

条件	力 (kN)		モーメント (kN・m)		荷重作用点位置 R (mm)
	H	F _Z	M	M _Z	
死荷重 (流体反力含む)					
熱変形力					
地震荷重S _s (一次) ※2					
地震荷重S _s (二次) ※2					

※2: 地震荷重 S_s の等価繰返し数: 110 回

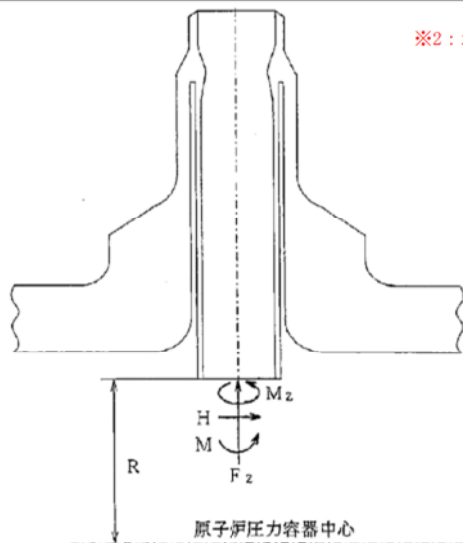
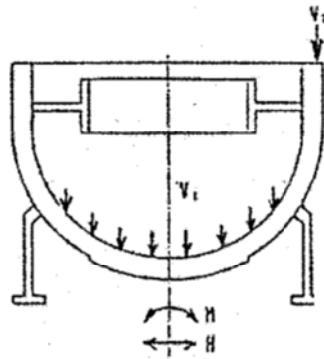


表6-1-13 下鏡, 支持スカートの外荷重条件

運転状態		軸力 (kN)		水平力 (kN)	モーメント (kN・m)		
		V 1	V 2	H	M		
設計荷重							
運転状態 I, II	A					B, C, Dを除く	
	B					耐圧試験時	
	C					スクラム時	
	D					燃料交換時	
運転状態Ⅲ							
運転状態Ⅳ							
地震荷重Ss ※1							



※1: 地震荷重 Ss の等価繰返し数: 110 回

注1: V 1 荷重は, 下鏡板に一樣に分布する。
注2: V 2 荷重は, 全周に一樣に分布する。

3. 各部位の評価結果を表6-1-14から表6-1-16に示す。

表6-1-14 主フランジ, スタッドボルトの評価結果

分類	疲労累積係数			
	評価点	Un		許容値
P01			1	主 フ ラ ン ジ
P02		0.0177	1	
P03			1	
P04			1	
P05			1	
P06			1	
P07			1	
P08			1	
P09		0.2526	1	ボ ル ト ス タ ド ボ ル ト
P10			1	
P11			1	
P12			1	

 : 最大評価点を示す

表6-1-15 給水ノズルの評価結果

部位	評価点	接液	Un	許容値
ノズル セーフ エンド	P01	給水		1
	P01'	給水		
	P02	—		
	P02'	—		
	P03	給水		
	P03'	給水		
	P04	—		
	P04'	—		
	P05	炉水		
	P05'	炉水		
	P06	—		
	P06'	—		
	P07	給水		
	P07'	給水		
	P08	炉水		
	P08'	炉水		
	P09	給水		
	P09'	給水		
P10	炉水			
P10'	炉水			
ノズル エンド	P11	炉水		1
	P11'	炉水		
	P12	—		
	P12'	—		
サーマル スリーブ	P13	給水		1
	P13'	給水		
	P14	炉水		
	P14'	炉水		
	P15	給水		
	P15'	給水		
	P16	炉水		
	P16'	炉水		
	P17	給水		
	P17'	給水		
P18	炉水			
P18'	炉水			
管台	P19	炉水	0.1270	1
	P19'	炉水		
	P20	—		
	P20'	—		

0.1270: 最大評価点を示す

表6-1-16 下鏡, 支持スカートの評価結果

分類		疲労累積係数			接液部 "○"	許容値
部位	評価点	U_n	$F_{en,sc}$	U_{en} ($U_n \times F_{en,sc}$)		
下鏡板	P01				○	1
	P01'				○	
	P02				—	
	P02'				—	
	P03				○	
	P03'				○	
	P04				—	
	P04'				—	
	P05				○	
	P05'				○	
	P06				—	
	P06'				—	
	P07				○	
	P07'				○	
	P08				—	
P08'				—		
SQV2A	P09				○	1
	P09'				○	
下鏡板と円筒胴の接合部	P10				—	1
	P10'				—	
	P11		0.0416		○	
	P11'				○	
	P12				—	
	P12'				—	
	P13				○	
	P13'				○	
	P14				—	
	P14'				—	
下鏡板と支持スカートの接合部	P15				○	1
	P15'				○	
	P16				—	
	P16'				—	
	P17				○	
	P17'				○	
	P18				—	
	P18'				—	
	P19		0.5691		—	
	P19'				—	
SQV2A	P20				—	1
	P20'				—	
	P21				—	
	P21'				—	
支持スカート	P22				—	1
	P22'				—	
	P23				—	
	P23'				—	
SQV2A	P24				—	1
	P24'				—	

下鏡

支持スカート

□: 最大評価点を示す

4. 最大評価点における疲労評価計算を表6-1-17から表6-1-21に示す

表 6-1-17 主フランジの疲労評価結果

追而

$U_n=0.0177$

表 6-1-18 スタッドボルトの疲労評価結果

追而

$U_n=0.2526$

表 6-1-19 給水ノズル 疲労評価結果

応力評価点 — P19'
 材 料 — SFVQ2A
 応 力 差 — S 1 2

No.	S _n (MPa)	K _e	S _p (MPa)	S _λ (MPa)	S _{λ'} (MPa)	N _a	N _c	N _c /N _a	F _{en,det}	U _{en}
1										
2										
3										
4										
5										
6										
7										
8										
9										
10										
11										
12										
13										
14										
15										
16										
17										
18										
疲労累積係数 U _n =									0.1270	0.6146

*ひずみ振幅制限を満足するので、環境効果補正係数は考慮不要 (=1.0) U_{en}=0.6146

《環境疲労評価：環境疲労評価手法(2009)》

・給水ノズルは、環境効果を考慮した疲労評価（環境疲労評価）は、過渡中でひずみが連続して増加する範囲で細かく評価区分を分割して評価する詳細評価手法を用いた。

・各過渡でのF_{en,det}は、以下の式から求める。（環境疲労評価手法（2009））

$$F_{en,det} = \sum_{k=1}^m F_{en,k} \frac{\Delta \varepsilon_k}{\varepsilon_{max} - \varepsilon_{min}} \quad \dots \text{(EF-17)}$$

・応力サイクルの組合せでのF_{en,det}は、以下の式から求める。

$$F_{en,det} = \frac{F_{en,det,A} \times (\varepsilon_{max,A} - \varepsilon_{min,A}) + F_{en,det,B} \times (\varepsilon_{max,B} - \varepsilon_{min,B})}{(\varepsilon_{max,A} - \varepsilon_{min,A}) + (\varepsilon_{max,B} - \varepsilon_{min,B})} \quad \dots \text{(EF-18)}$$

- ・環境効果を考慮した場合の疲労累積係数は、以下の式により求める。

$$U_{en} = \sum_{i=1}^m U_i \times F_{en,det,i} \dots (EF-19)$$

- ・詳細評価手法により求めた、応力サイクルの組合せでの $F_{en,det}$ を下記に示す。
 なお、硫黄含有量は % とし、溶存酸素濃度は別紙4 表4-1に示す値を用いた。

応力サイクルの組合せでの $F_{en,det}$

過渡A			過渡B			Fen, det
時点	Fen, det, A	$\Delta \epsilon A$	時点	Fen, det, B	$\Delta \epsilon B$	

表 6-1-20 下鏡の疲労評価結果

追而

《環境疲労評価：環境疲労評価手法(2009)》

- ・環境効果補正係数(Fen)は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en, sc} \quad (EF-8)$$

- ・炭素鋼・低合金鋼及びこれらの溶接部

$$\begin{aligned} F_{en, sc} &= \exp(0.07066 \times S^* \times T^* \times O^*) \quad (D0 \leq 0.7\text{ppm}) \quad (EF-9) \\ &= \exp(0.07066 \times \boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{}) \\ &= \exp \boxed{} \\ &= 10.7646 \end{aligned}$$

- ・環境条件を考慮するパラメータを以下に示す。

$$\begin{aligned} S^* &= \ln(12.32) + 97.92 \times \boxed{} = \boxed{} \\ T^* &= \ln(0.398) + 0.0170 \times \boxed{} = \boxed{} \\ O^* &= \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(\boxed{}) = \boxed{} \end{aligned}$$

硫黄含有量 (%) : S =	\boxed{}
解析温度 (°C) : T =	\boxed{}
溶存酸素 (ppm) : O =	\boxed{}

- ・疲労累積係数（環境を考慮）は以下の式により求める。

$$\begin{aligned} U_{en} &= U_n \times F_{en, sc} \\ &= \boxed{} \times 10.7646 \\ &= 0.4476 \end{aligned}$$

表 6-1-21 支持スカートの疲労評価結果

追而

炉内構造物の疲労評価に係る各評価対象部位の疲労累積係数（4. 代表以外の技術評価結果一覧）の算出根拠（過渡回数、解析モデル、材料物性及び許容応力、最大評価点の選定、 K_e 係数、環境疲労評価パラメータを含む）

炉内構造物の疲労累積係数の算出根拠は以下のとおりである。

1. 過渡回数

疲労評価に用いた過渡回数を表6-2-1に示す

表 6-2-1 炉内構造物の疲労評価に用いた過渡回数

運転条件	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
起動（昇温）	65	113
起動（タービン起動）	65	113
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1
スクラム（タービントリップ）	16	23
スクラム（その他）	20	24
停止	65	114
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6

2. 解析モデル

疲労累積係数の算出に用いた解析モデル及び評価点を図6-2-1に示す。

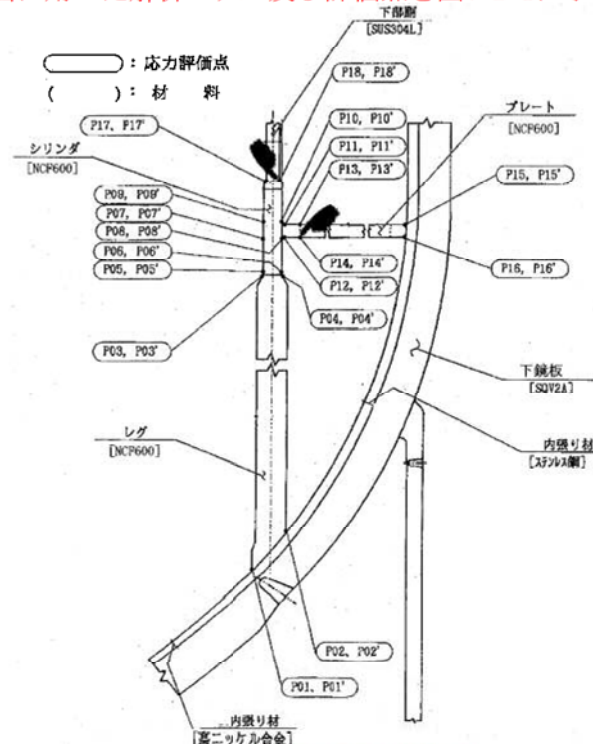


図 6-2-1 解析モデル評価点

3. 材料物性及び許容応力

各評価部位における材料物性値及び許容応力強さを表6-2-2及び表6-2-3に示す

表6-2-2 シュラウドサポート及びシュラウドの繰返し荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	E (MPa)	α (mm/(mm・℃))	S (MPa)	E_0 (MPa)	q	A_0	B_0
NCF 600							
SUS 304L							

注：

E：運転温度に対する縦弾性係数

α ：運転温度に対する瞬時熱膨張係数

S：設計・建設規格 表 添付 4-2-2記載の設計疲労線図より読み取った、曲線Cの 10^{11} 回に対する繰返しピーク応力強さ

E_0 ：設計建設規格 添付 4-2に記載された縦弾性係数

q, A_0 , B_0 ：設計建設規格 表 PVB-3315-1に示された簡易弾塑性解析に使用する係数の値

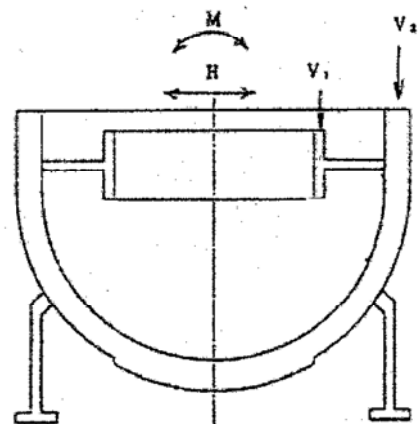
表6-2-3 シュラウドサポート及びシュラウドの許容応力強さ

応力分類	一次+二次応力 (PL + Pb + Q)
供用状態	A, B
温度 (℃)	
許容応力	$3 \cdot S_m$
NCF600	
SUS304L	

(単位：MPa)

4. 外荷重条件

運転状態		軸力 (kN)		せん断力 (kN)	曲げモーメント (kN・m)	
		V1	V2	H	M	
死 荷 重	A					
	B, C, D 除く					
	B					耐圧試験時
	C					スクラム時
	D	燃料交換時				
地震荷重 S_s ^{※1}						



※1：地震荷重 S_s の等価繰返し数：110回

5. 各部位の評価結果 (最大評価点の選定)

分類		疲労累積係数			許容値						
部位	評価点	U_n	$F_{en,sc}$	U_{en} ($U_n \times F_{en,sc}$)							
シュラウド サポート レグ NCF600	P01				1						
	P01'										
	P02										
	P02'										
	P03										
	P03'										
	P04										
P04'											
シュラウド サポート シリンダ NCF600	P05							1			
	P05'										
	P06										
	P06'										
	P07										
	P07'										
	P08										
	P08'										
	P09										
	P09'										
P10											
P10'											
シュラウド サポート プレート NCF600	P11							1			
	P11'										
	P12										
	P12'										
	P13										
	P13'										
	P14										
	P14'										
シュラウド 下部胴 SUS304L	P15							1			
	P15'										
	P16										
	P16'										
	P17										1
P17'											
	P18	0.0014	25.8896	0.0351							
	P18'										

 : 最大評価点を示す

6. 最大評価点における疲労評価計算

1) シュラウドサポート

応力評価点 — P14
 材 料 — NCF600
 応 力 差 — S31

No.	S _n (MPa)	K _e	S _p (MPa)	S _ε (MPa)	S _{ε'} (MPa)	N _a	N _c	N _c /N _a
1								
2								
3								
4								
5								
6								
7								
8								
9								
10								
							疲労累積係数 U _n =	0.0230

0.0230

《環境疲労評価：環境疲労評価手法(2009)》

- 環境効果補正係数(F_{en})は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en, sc} \quad (EF-8)$$

- ニッケルクロム鉄合金及びこれらの溶接部 (BWRプラント環境)

$$F_{en, sc} = \exp(10.015 \times T^*) \quad (EF-13)$$

$$T^* = 0.000343 \times T$$

- 環境条件を考慮するパラメータを以下に示す。

環境温度

- 環境効果補正係数

上記の条件により環境効果補正係数 (F_{en, sc}) を算出した。

$$F_{en, sc} = \exp(10.015 \times 0.000343 \times \text{環境温度}) = \text{環境効果補正係数}$$

- 環境を考慮した場合の疲労累積係数 (U_{en}) を算出した。

$$U_{en} = \text{疲労累積係数} \times \text{環境効果補正係数} = 0.0647$$

容器（配管貫通部ベローズ）の疲労評価に係る各評価対象部位の疲労累積係数（表 4-1）の算出根拠（過渡回数、解析モデル、材料物性及び許容応力、最大評価点の選定、 K_e 係数、環境疲労評価パラメータを含む）

容器（配管貫通部ベローズ）については、設計・建設規格 PVE-3800 に基づき評価を行う。疲労累積係数の算出根拠は以下のとおりである。

1. 過渡回数

疲労評価に用いた過渡回数を表 6-3-1 及び表 6-3-2 示す

表 6-3-1 容器（配管貫通部ベローズ）の疲労評価に用いた過渡回数

運転条件	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	110
起動（タービン起動）	65	110
夜間低出力運転（出力 75 %）	67	120
週末低出力運転（出力 50 %）	115	165
制御棒パターン変更	96	176
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1
給水加熱機能喪失 （給水加熱器部分バイパス）	0	1
スクラム（タービントリップ）	16	22
スクラム（その他）	20	24
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6
停止	65	111
ボルト取外し	26	49

表 6-3-2 容器（配管貫通部ベローズ）の繰返し回数

項目 運転状態	記号	2016 年 11 月 時点	運転開始後 60 年時点 の推定値	備考
通常状態	N_1	590	980	表 6-3-3 に示すボルト取外し以外の過渡回数の合計値（1 の位切上げ）
設計状態	N_2	30	50	設計状態相当の変位となる回数を原子炉格納容器全体漏えい率試験の回数と考え、表 6-3-3 に示すボルト取外しの過渡回数を用いる（1 の位切上げ）

2. 基本寸法及び仕様

疲労累積係数の算出に用いた容器（配管貫通部ベローズ）の形状を図 6-3-1 に、基本寸法を表 6-3-3、仕様を表 6-3-4 示す。

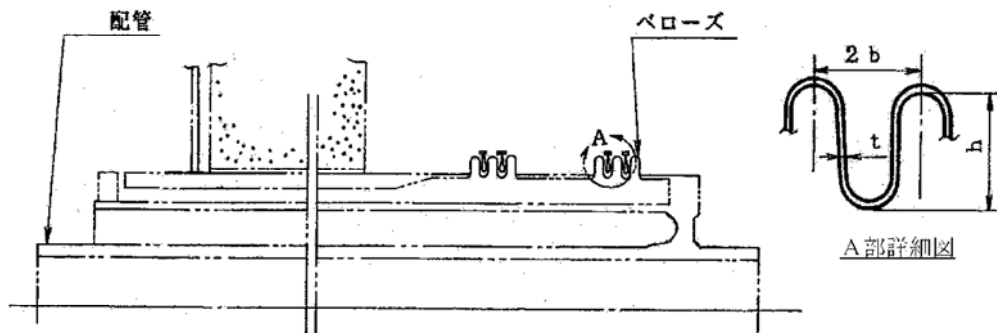


図 6-3-1 容器（配管貫通部ベローズ）の基本寸法箇所

表 6-3-3 容器（配管貫通部ベローズ）の基本寸法

通部番号	形状				
	b (mm)	h (mm)	t (mm)	n	c
給水系 配管貫通部 (X17-A, B)					
主蒸気系 配管貫通部 (X-18A, B, C, D)					

b : ベローズの波のピッチの 2 分の 1

h : ベローズの波の高さ

t : ベローズの板厚

n : ベローズの波数の 2 倍の値

c : ベローズの層数

表 6-3-4 容器（配管貫通部ベローズ）の仕様

品名	材料	区分	最高使用温度 (°C)	最高使用圧力 ₀ P (MPa)	縦弾性係数 E (MPa)
配管貫通部 ベローズ		通常状態	66	0.0	
		設計状態	171	0.310	

3. 全伸縮量

建設時工認記載の設計圧力（=2.85kg/cm²：279kPa）及び最高使用温度（171℃）による変位を表 6-3-5 に示す。

なお、以降の設計・建設規格を用いた評価においては最高使用圧力（310kPa）による変位を使用するため、 δ_{PD} を圧力の比（1.11=310/279）で補正している。

補正後の変位は小数点第 2 位を四捨五入とする。

表 6-3-5 最高使用圧力及び設計温度（温度差）による変位（mm）

貫通部 番号	設計圧力による 変位（ δ_{PD} ）			最高使用圧力による 変位（ δ_{PD}' ）			最高使用温度による 変位（ δ_{TM} ）		
	δx	δy	δz	δx	δy	δz	δx	δy	δz
X17-A, B									
X18-A, D									
X18-B, C									

通常使用温度での変位は、 $\delta_{TN} = \delta_{TM} \times (TN - TI) / (TM - TI)$

として計算し、結果を表 6-3-6 に示す。

補正後の変位は小数点第 2 位を四捨五入とする。

δ_{TM} ：熱（最高使用温度）による変位

δ_{TN} ：熱（通常運転温度）による変位

TM：最高使用温度（= 171℃）

TN：最高使用温度（= 66℃）

TI：初期温度（= 10℃）

表 6-3-6 熱（通常運転温度）による変位（mm）

貫通部 番号	熱（通常運転温度）による 変位（ δ_{TN} ）		
	δx	δy	δz
X17-A, B			
X18-A, D			
X18-B, C			

ペローズの全伸縮量は、 $\delta = \delta_x + \frac{D_m \cdot \sqrt{\delta_y^2 + \delta_z^2}}{A}$ として算出する。

D_m : ペローズ平均径 (mm) = (X-17A, B)
 (X-18A~D)
 A : ペローズ間距離 (mm) = (X-17A, B)
 (X-18A, D)
 (X-18B, C)

通常状態の全伸縮量 δ_1 は熱（通常運転温度）による変位から、設計状態の全伸縮量 δ_2 は最高使用圧力及び熱（最高使用温度）による変位から算出し、結果を表 6-3-7 に示す。

計算値の 1 の位を切上げ

通常状態 : $\delta_1 = \delta_{TN}$

設計状態 : $\delta_2 = \delta_{PD}' + \delta_{TN}$

表 6-3-7 ペローズの全伸縮量 (mm)

貫通部番号	通常状態 δ_1	設計状態 δ_2
X-17A, B	<input type="text"/>	<input type="text"/>
X-18A, D		
X-18B, C		

(1) 通常状態

$$N_{SA} = \left(\frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5} = \left(\frac{11031}{\text{}} \right)^{3.5} = \text{} \quad (\text{X-17A, B})$$

$$= \left(\frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5} = \left(\frac{11031}{\text{}} \right)^{3.5} = \text{} \quad (\text{X-18A~D})$$

ここで、 σ は次の計算式により計算した値

$$\sigma = \frac{1.5 \cdot E \cdot t \cdot \delta_1 + P \cdot h}{n \cdot \sqrt{b \cdot h^3} + t \cdot c}$$

$$= \frac{\text{} \cdot 0.0 \times \text{}}{\text{} + \text{}} = \text{} \quad (\text{X-17A, B})$$

$$= \frac{\text{} \cdot 0.0 \times \text{}}{\text{} + \text{}} = \text{} \quad (\text{X-18A~D})$$

(2) 設計状態

$$N_{SB} = \left(\frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5} = \left(\frac{11031}{\square} \right)^{3.5} = \square \quad (X-17A, B)$$

$$= \left(\frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5} = \left(\frac{11031}{\square} \right)^{3.5} = \square \quad (X-18A \sim D)$$

ここで、 σ は次の計算式により計算した値

$$\sigma = \frac{1.5 \cdot E \cdot t \cdot \delta_2 \cdot P \cdot h}{n \cdot \sqrt{b \cdot h^3} + t \cdot c}$$

$$= 1.5 \times \frac{\square}{\square} + \frac{0.310 \cdot \square}{\square} = \square \quad (X-17A, B)$$

$$= 1.5 \times \frac{\square}{\square} + \frac{0.310 \cdot \square}{\square} = \square \quad (X-18A \sim D)$$

4. 許容繰返し回数

設計・建設規格 PVE-3810 に基づき、許容繰返し回数を算出し、結果を表 6-3-8 に示す。

表 6-3-8 ベローズの疲労累積係数

	貫通部番号	通常状態		設計状態		$\frac{N_1}{N_{SA}} + \frac{N_2}{N_{SB}}$
		N_{SA}	$\frac{N_1}{N_{SA}}$	N_{SB}	$\frac{N_2}{N_{SB}}$	
運開後 60 年 時点	X-17A, B	\square				0.00633
	X-18A, B, C, D					0.00702

ポンプ及び配管の疲労評価に係る評価対象部位の疲労累積係数（表4-1）の算出根拠（解析モデル、材料物性及び許容応力、最大評価点の選定、Ke係数、環境評価パラメータ含む）について

設計・建設規格 PPB クラス1配管に基づき実施しており、疲労累積係数の算出根拠は以下のとおりである。

1. 過渡回数

原子炉再循環ポンプ、原子炉再循環系配管及び原子炉系配管の疲労評価に用いた60年目の推定過渡回数を表6-4-1及び表6-4-2に示す。

表6-4-1 原子炉再循環ポンプ、原子炉再循環系配管に用いた過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2016年11月時点)	60年目推定
ボルト締付	26	48
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	110
起動（タービン起動）	65	110
夜間低出力運転（出力75%）	67	120
週末低出力運転（出力50%）	115	165
制御棒パターン変更	96	176
給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	0	1
給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	1
スクラム (タービントリップ)	16	22
スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	3	6
スクラム (その他のスクラム)	20	24
停止	65	111
ボルト取外し	26	49

表 6-4-2 原子炉系（純水部，蒸気部）に用いた過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2016年11月時点)	60年目推定
ボルト締付	26	48
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	110
起動（タービン起動）	65	110
夜間低出力運転（出力75%）	67	120
週末低出力運転（出力50%）	115	165
制御棒パターン変更	96	176
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1
給水加熱機能喪失 （給水加熱器部分バイパス）	0	1
スクラム（タービントリップ）	16	22
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6
スクラム（その他のスクラム）	20	24
停止	65	111
ボルト取外し	26	49

2. 解析モデル

疲労累積係数の算出に用いた解析モデル及び評価点を図6-4-1から図6-4-3示す。
解析コードはHi-Sapを使用した。

- 1) 原子炉再循環ポンプ及び原子炉再循環系配管の解析モデルを図6-4-1に示す。
- 2) 原子炉系配管（純水部）の解析モデルを図6-4-2に示す。
- 3) 原子炉系配管（蒸気部）の解析モデルを図6-4-3に示す。

図 6-4-1 原子炉再循環ポンプ及び原子炉再循環系配管 解析モデル

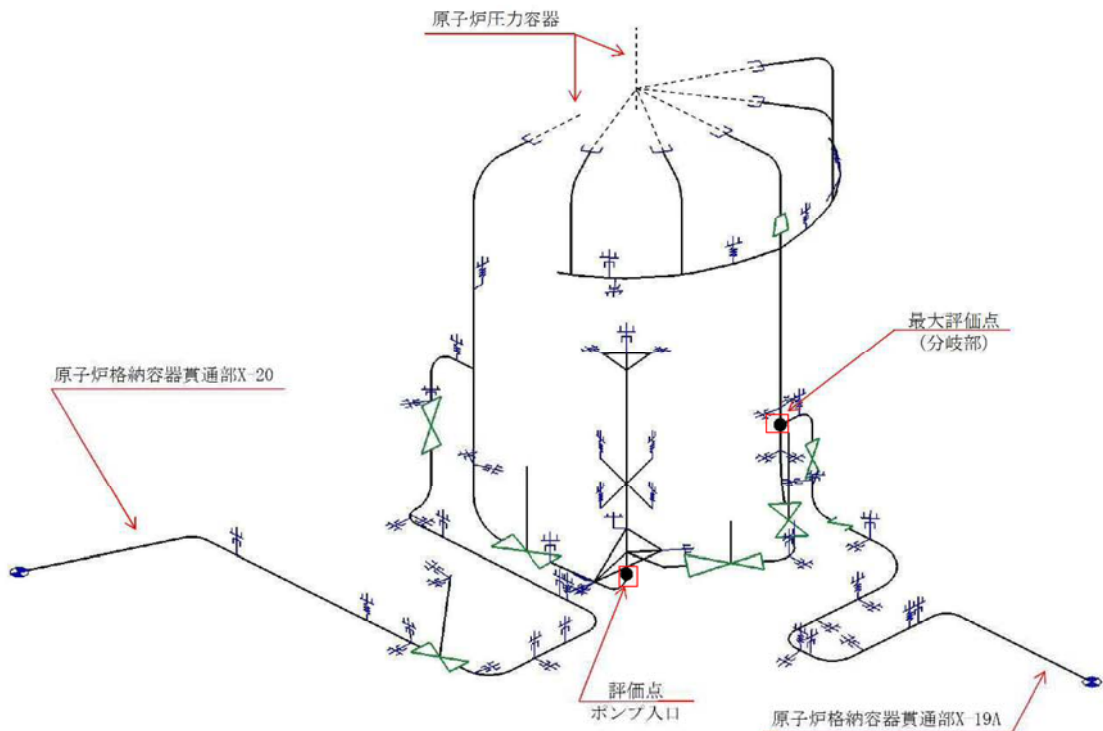


図 6-4-2 原子炉系配管（純水部） 解析モデル評価点

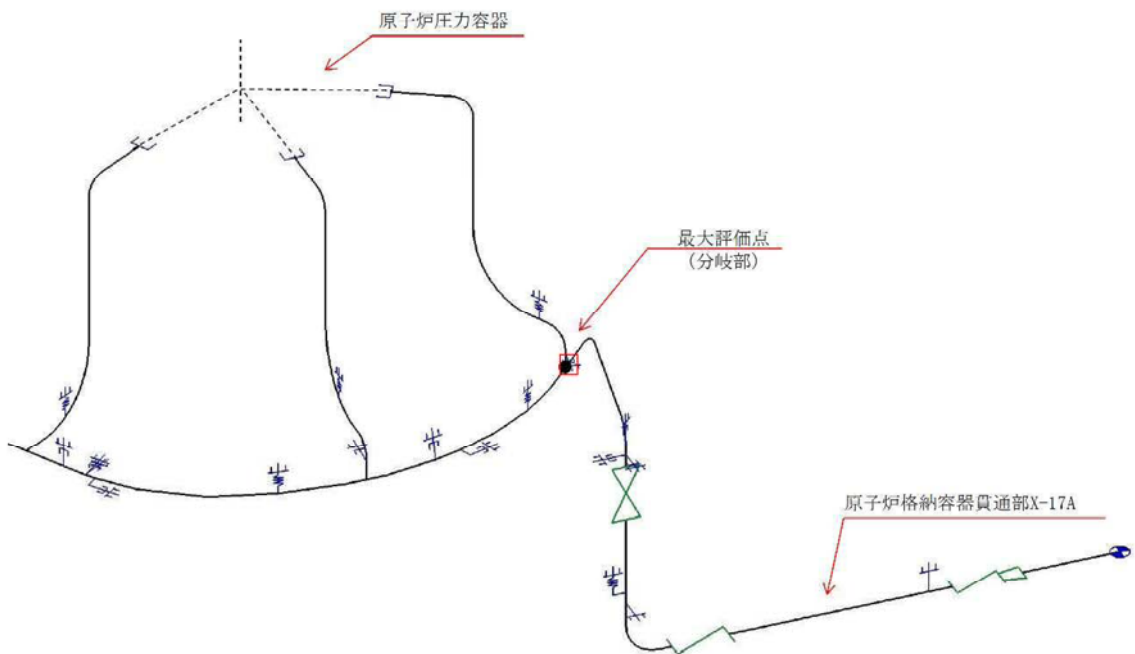
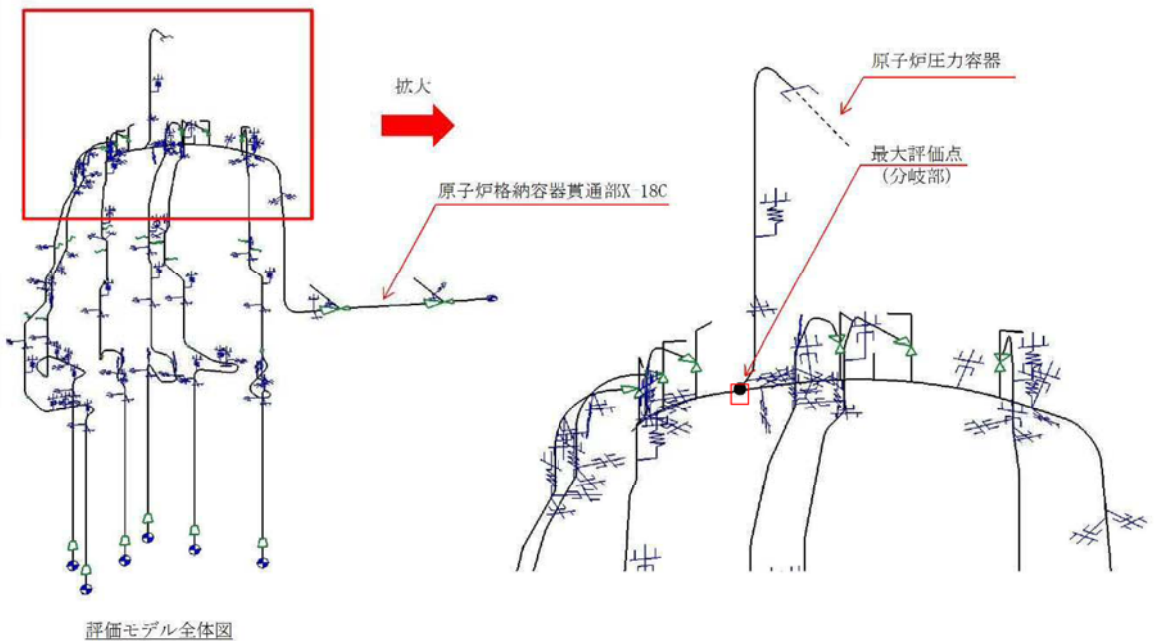


図 6-4-3 原子炉系配管（蒸気部） 解析モデル評価点



3. 材料物性（最大評価点の数値を示す）

1) 線膨張係数

- 原子炉再循環ポンプ（ケーシング入口ノズル—配管との溶接部）及び

原子炉再循環系配管： mm/mm°C (SUS304TP)

原子炉系配管（純水部）： mm/mm°C (STPT410)

原子炉系配管（蒸気部）： mm/mm°C (STPT49)

4. 各部位の評価結果（最大評価点の選定）

1) 原子炉再循環ポンプ（ケーシング入口ノズル—配管との溶接部）

系統	原子炉再循環系	配管モデル名	PLR-PD-1	評価点No.	16	評価点属性	PLRポンプ配管接合部						
(1) 熱サイクルによる疲労評価の計算パラメータ及び結果													
No.	事業毎の組合せ				ピーク応力 Sp	一次+二次 応力 Sn	Kv係数 Ke	繰返し ピーク応力 (ヤング率補正前) SL	材料 SUS304TP 最高使用温度 における ヤング率 E	繰返し ピーク応力 (ヤング率補正) SL	60ヶ月想定 評価ケース		疲労累積係 数 U
	名称	番号	運転温度(°C)								繰返し回数	許容回数	
1		始点	終点	始点	終点	MPa	MPa	—	MPa	MPa	実回数	許容回数	大気中
												疲労累積係数総合計	0.0000

2) 原子炉再循環系配管

評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果
52	U	0.0067					

: 最大評価点を示す

3) 原子炉系配管 (純水部)

評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果
		26	U	0.1423			

4) 原子炉系配管 (蒸気部)

評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果
12	U	0.0853					

 : 最大評価点を示す

5. 最大評価点における疲労評価計算

1) 原子炉再循環系ポンプ（ポンプ入口ノズル配管との接合部）

NO	事 象				繰り返し回数		疲労累積係数		環境効果を表す係数			
	名 称	番 号		運転温度(°C)		実回数	許容回数	大気中	環境中	評価条件		Fen,sc
		始点	終点	始点	終点					解析温度(°C) T	温度依存 パラメータ T*	
1	[Redacted]											
疲労累積係数総合計							0.0000	0.0000	Fen,sc = exp(11.119 × T*)			
							UF _{tot} (or)	UF _{tot} (en)	T* = 0.000969 × T			

《環境疲労評価：環境疲労評価手法(2009)》

- ・ 環境効果補正係数(Fen)は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en,sc} \quad (EF-8)$$

- ・ オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部

$$F_{en,sc} = \exp(11.119 \times T^*) \quad (EF-11)$$

$$T^* = 0.000969 \times T \quad \text{解析温度: } T = \boxed{} \text{ } ^\circ\text{C}$$

$$T = 22.5$$

- ・ 環境を考慮した場合の疲労累積係数 (U_{en}) を算出した。

$$U_{en} = 0.0000 \times 22.5 = 0.000$$

2) 原子炉再循環系配管

NO	事 象				繰り返し回数		疲労累積係数		環境効果を表す係数			
	名 称	番 号		運転温度(°C)		実回数	許容回数	大気中	環境中	評価条件		Fen _{sc}
		始点	終点	始点	終点					解析温度(°C) T	温度依存 パラメータ T*	
1												
2												
3												
4												
5												
6												
7												
8												
9												
10												
11												
12												
13												
14												
15												
16												
17												
18												
19												
20												
21												
22												
疲労累積係数総合計					0.0067	0.1182						

UF_{totl}(or) UF_{totl}(en)

《環境疲労評価：環境疲労評価手法(2009)》

- ・環境効果補正係数(Fen)は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en, sc} \quad (EF-8)$$

- ・オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部

$$F_{en, sc} = \exp(11.119 \times T^*) \quad (EF-11)$$

$$T^* = 0.000969 \times T$$

- ・環境を考慮した場合の疲労累積係数 (U_{en}) を算出した。

$$U_{en} = U_n \times F_{en, sc}$$

3) 原子炉系配管（純水部）

NO	事 象				繰り返し回数		疲労累積係数		環境効果修正係数								
	名称	番 号		運転温度(°C)		回数	許容回数	大気中	環境中	解析温度		溶存酸素濃度		硫黄成分		Fe ¹⁰⁰	
		始点	終点	始点	終点					係数	T*	濃度	係数	濃度	係数		含有量
1																	
2																	
3																	
4																	
5																	
6																	
7																	
8																	
9																	
10																	
11																	
12																	
13																	
14																	
15																	
16																	
17																	
18																	
19																	
20																	
21																	
22																	
23																	
24																	
25																	
26																	
27																	
28																	
29																	
30																	
31																	
32																	
33																	
34																	
35																	
36																	
37																	
38																	
39																	
40																	
41																	
42																	
43																	
44																	
45																	
46																	
47																	

疲労累積係数合計 0.1423 0.5799

《環境疲労評価：環境疲労評価手法(2009)》

- ・環境効果補正係数(Fen)は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en,sc} \quad (EF-8)$$

- ・炭素鋼・低合金鋼及びこれらの溶接部

$$F_{en,sc} = \exp(0.07066 \times S^* \times T^* \times O^*) \quad (D0 \leq 0.7\text{ppm}) \quad (EF-9)$$

$$F_{en,sc} = \exp(0.08205 \times S^* \times T^* \times O^*) \quad (D0 > 0.7\text{ppm})$$

$$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times S \quad S = \boxed{}$$

$$T^* = 0.0358 \times T \quad (T < 50^\circ\text{C})$$

$$T^* = \ln(6) \quad (50 < T < 160^\circ\text{C})$$

$$T^* = \ln(0.398) + 0.0170 \times T \quad (T > 160^\circ\text{C})$$

$$\begin{aligned}
 O^* &= \ln(3.28) && (D0 < 0.02\text{ppm}) \\
 O^* &= \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(D0) && (0.02 \leq D0 \leq 0.7\text{ppm}) \\
 O^* &= \ln(53.5) && (D0 > 0.7\text{ppm})
 \end{aligned}$$

3) 原子炉系配管 (蒸気部)

系統	主蒸気系	配管モデル名	MS-C	評価点No.	50	評価点属性	通常運転時の疲労累積係数最大点
----	------	--------	------	--------	----	-------	-----------------

(1) 熱サイクルによる疲労評価の計算パラメータ及び結果

No.	事象毎の組合せ				ピーク応力 Sp MPa	一次十二次 応力 Sn MPa	Ke係数 Ke -	繰返し ピーク応力 (ヤング率補正) SL MPa	材料 最高使用温 度 における E MPa	STP48(主配管) SIF48(2次配管) 繰返し ピーク応力 (ヤング率補正) SL' MPa	60年目標値		評価ケース 繰返し回数 ni 許容回数 Ni 大気中	疲労累積係 数 U	
	名称	番号		運転温度(°C)							実回数	許容回数			
		始点	終点	始点											終点
1															
2															
3															
4															
5															
6															
7															
8															
9															
10															
11															
12															
13															
14															
15															
16															
17															
18															
19															
20															
21															
22															
23															
24															
25															
26															
27															
28															
											疲労累積係数総合計	0.0216			

<接液環境でないことから環境疲労評価不要である>

弁の疲労評価に係る各評価対象部位の疲労累積係数（表 4-1）の算出根拠（過渡回数，材料物性及び許容応力， K_e 係数，環境疲労評価パラメータを含む）

弁の疲労評価は設計・建設規格 クラス 1 弁の設計（VVB-3300）に基づき実施しており，疲労累積係数の算出根拠は以下のとおりである。

1. 過渡回数

疲労評価に用いた過渡回数を表 6-5-1 から表 6-5-4 に示す。

表 6-5-1 原子炉給水止め弁及び原子炉給水逆止弁に用いた過渡回数

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

表 6-5-2 原子炉再循環ポンプ出口弁に用いた過渡回数^{※1}

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2016 年 11 月時点)	60 年目推定
耐圧試験	0	60
起動（昇温）	1	46
起動（タービン起動）	1	46
給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	0	1
給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	1
スクラム（タービントリップ）	1	7
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	1	4
スクラム（その他スクラム）	0	4
停止	2	48
ボルト取外し	1	24

※1：当該弁は第 24 回施設定期検査時に弁一式交換を実施した。

表 6-5-3 原子炉再循環ポンプ流量制御弁に用いた過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2016年11月時点)	60年目推定
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	110
起動（タービン起動）	65	110
給水加熱機能喪失 （発電機トリップ）	0	1
給水加熱機能喪失 （給水加熱器部分バイパス）	0	1
スクラム（タービントリップ）	16	22
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6
スクラム（その他スクラム）	20	24
停止	65	111
ボルト取外し	26	49

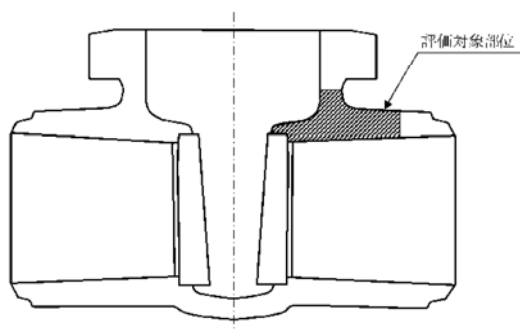
表 6-5-4 主蒸気隔離弁に用いた過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2016年11月時点)	60年目推定
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	110
スクラム（タービントリップ）	16	22
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6
スクラム（その他スクラム）	20	24
停止	65	111

2. 評価対象部位

疲労累積係数の算出に用いた弁評価部位を図 6-5-1 及び図 6-5-2 に示す。

原子炉給水止め弁及び原子炉再循環ポンプ出口弁



原子炉給水逆止弁

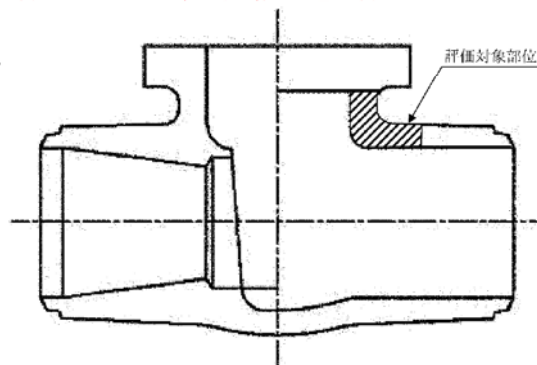


図 6-5-1 弁評価対象部位

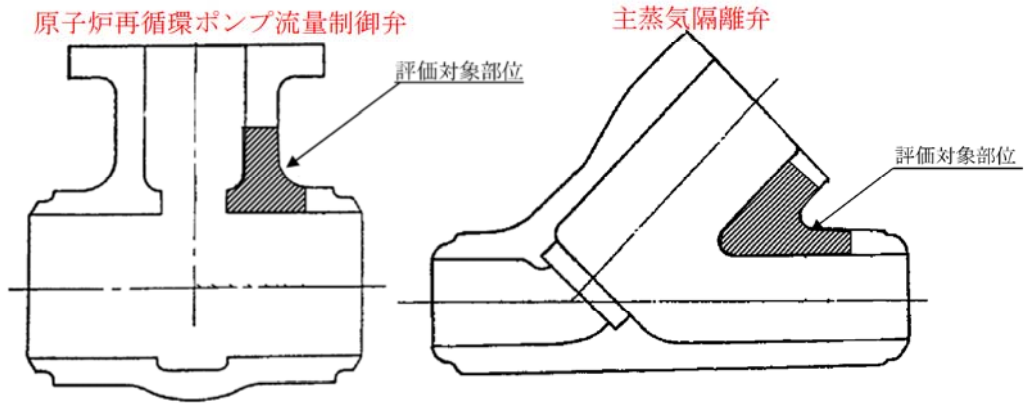


図 6-5-2 弁評価対象部位

3. 材料物性等

弁箱の疲労評価にて考慮する材料物性等を表 6-5-5 に示す。

表 6-5-5 弁評価対象部位

		原子炉給水 止め弁	原子炉給水 逆止弁	原子炉再循環 ポンプ出口弁	原子炉再循環ポンプ 流量制御弁	主蒸気隔離弁					
設計条件											
最高使用圧力 P	Mpa	8.62	8.62	11.40	11.55	8.62					
最高使用温度 Tm	℃	302	302	302	302	302					
接続管外径	mm	508.0	508.0	630.0	609.6	660.4					
接続管内径	mm	455.6	455.6	554.4	531.9	600.7					
内圧による一次応力評価 [VVB-3320]											
Pr1	Mpa										
Pr2	Mpa										
d	mm										
Tb	mm										
Tr	mm										
Af	mm ²										
Am	mm ²										
r l	mm										
配管反力による弁箱の応力評価 [VVB-3330]											
Z1	mm ³										
Z2	mm ³										
Zp	mm ³										
弁箱の一次+二次応力評価 [VVB-3340]											
te	mm										
Te1	mm										
Te2	mm										
ri	mm										
θ	°										
α × 10 ⁻⁶	mm/mm℃										
E	N/mm ²										
ΔPfm	Mpa										
ΔTfm	℃										

4. 応力分類

弁箱の疲労評価にて考慮する応力を表 6-5-6 に示す。

表 6-5-6 疲労評価にて考慮する応力

状態	考慮する応力
供用状態 A, B	配管応力, 圧力, 熱による応力

5. 評価結果

弁箱の疲労評価にて考慮する応力を表 6-5-7 から表 6-5-11 に示す。

表 6-5-7 原子炉給水止め弁の評価結果

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)			弁番号	B22-F011A	60年 起動・停止						
ΔT_f (°C)	Sp (MPa)	S σ (MPa)	Ni	Nri	Ni/Nri						

疲労累積係数 Un : 0.0107

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)			弁番号	B22-F011A	60年 起動・停止以外						
ΔT_f (°C)	Sp (MPa)	S σ (MPa)	Ni	Nri	Ni/Nri						

疲労累積係数 Un : 0.0480

《環境疲労評価：環境疲労評価手法（2009）》

- ・環境効果補正係数（Fen）は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en, sc} \quad (EF-8)$$

- ・炭素鋼・低合金鋼及びこれらの溶接部（BWRプラント環境）

$$F_{en, sc} = \exp(0.08205 \times S^* \times T^* \times O^*) \quad (EF-9)$$

$$= \exp \boxed{}$$

$$= 9.1524$$

- ・環境条件として考慮するパラメータを以下に示す。

$$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times \boxed{} = \boxed{}$$

$$T^* = \ln(6) = \boxed{}$$

$$O^* = \ln(53.5) = \boxed{}$$

硫黄含有量（%）：S = $\boxed{}$
解析温度（℃）：T = $\boxed{}$
溶存酸素濃度（ppm）：O = $\boxed{}$

- ・環境を考慮した場合の疲労累積係数（U_{en}）を算出した。

$$\begin{aligned} U_{en} &= U_n \times F_{en, sc} \\ &= (0.0107 + 0.0480) \times 9.1524 \\ &= 0.5373 \end{aligned}$$

表 6-5-8 原子炉再循環ポンプ出口弁の疲労評価結果

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)			弁番号	B35-F067A	60年 起動・停止
ΔT_f (°C)	Sp (MPa)	S \emptyset (MPa)	Ni	Nri	Ni/Nri

疲労累積係数 Un : 0.0004

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)			弁番号	B35-F067A	60年 起動・停止以外
ΔT_f (°C)	Sp (MPa)	S \emptyset (MPa)	Ni	Nri	Ni/Nri

疲労累積係数 Un : 0.0011

《環境疲労評価：環境疲労評価手法（2009）》

- ・環境効果補正係数 (Fen) は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en, sc} \quad (EF-8)$$

- ・オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

$$F_{en, sc} = \exp(11.119 \times T^*) \quad (EF-11)$$

$$T^* = 0.000969 \times T$$

- ・環境条件として考慮するパラメータを以下に示す

環境温度 °C

- ・環境効果補正係数

各環境条件を代入し環境効果補正係数 (Fen, sc) を算出した。

$$F_{en, sc} = \exp(11.119 \times 0.000969 \times \text{}) = 22.50586358$$

- ・環境を考慮した場合の疲労累積係数 (Uen) を算出した。

$$U_{en} = (0.0004 + 0.0011) \times 22.50586358 = 0.0338$$

表 6-5-10 原子炉再循環ポンプ流量調整弁の疲労評価結果

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)			弁番号	B35-F060	60年 起動・停止
ΔT_f (°C)	S_p (MPa)	S_l (MPa)	Ni	Nri	Ni/Nri
起動停止 Un: 0.0006					

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)			弁番号	B35-F060	60年 起動・停止以外
ΔT_f (°C)	S_p (MPa)	S_l (MPa)	Ni	Nri	Ni/Nri
起動停止以外 Un: 0.0027					

《環境疲労評価：環境疲労評価手法（2009）》

環境効果補正係数 (Fen) は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en, sc} \quad (EF-8)$$

- ・オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

$$F_{en, sc} = \exp (11.119 \times T^*) \quad (EF-9)$$

$$T^* = 0.000969 \times T$$

- ・環境条件として考慮するパラメータを以下に示す

環境温度： °C

- ・環境効果補正係数

上記の算出式に環境条件を代入し環境効果補正係数 (Fen, sc) を算出した。

$$F_{en, sc} = \exp (11.119 \times 0.000969 \times \text{}) = \text{}$$

- ・環境を考慮した場合の疲労累積係数 (Uen) を算出した。

$$U_{en} = \text{} \times \text{} = 0.0738$$

