

No.	2F4-共通3	分類：共通
タイトル	各機器における震災影響の健全性評価を行っている内容（機器、部位、劣化事象、確認結果等）について	
説明	<p>震災時に直接影響を受け対応した機器の健全性評価を行っている内容（機器、部位、劣化事象、確認結果等）については、添付資料のとおり。</p> <p>【添付資料】</p> <ul style="list-style-type: none">・2F4-共通3-①：2F4 PLM 震災時の直接影響を受けた機器の健全性評価リスト <p style="text-align: right;">以上</p>	

2F4 PLM 震災時の直接影響を受けた機器の健全性評価リスト

評価書大分類	評価書小分類	機器名称	部位	代表機器	劣化事象	健全性評価 (取替,補修,点検等)	結果 良・否
ポンプ	ターボポンプ	非常用補機冷却水ポンプ(A)	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表以外	アブレシブ摩耗	分解点検	良
ポンプ	ターボポンプ	非常用補機冷却水ポンプ(A)	主軸	代表以外	孔食, 隙間腐食	分解点検	良
ポンプ	ターボポンプ	非常用補機冷却水ポンプ(A)	軸受箱, ケーシング, ケーシングカバー, 取付ボルト, ベース, 基礎ボルト, 軸継手	代表以外	全面腐食	分解点検	良
ポンプ	ターボポンプ	残留熱除去冷却水ポンプ	主軸, , すべり軸受	代表以外	アブレシブ摩耗	分解点検 (軸受部)	良
ポンプ	ターボポンプ	残留熱除去冷却水ポンプ	主軸	代表以外	孔食, 隙間腐食	分解点検 (軸受部)	良
熱交換器	直管式熱交換器	非常用補機冷却系熱交換器(A)	胴(外部), 水室(外部), 支持脚スライド部, フランジボルト, 支持脚, 基礎ボルト	代表以外	全面腐食	分解点検 (外観点検)	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	非常用補機冷却水ポンプモータ(A)	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	非常用補機冷却水ポンプモータ(A)	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	残留熱除去冷却水ポンプモータ	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	残留熱除去冷却水ポンプモータ	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	残留熱除去冷却海水ポンプモータ	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	残留熱除去冷却海水ポンプモータ	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
弁	電動弁駆動部	残留熱除去冷却海水熱交出口弁	固定子コイル, 口出線・接続部品, 回転子コイル, プレーキ電磁コイル	代表以外	絶縁特性低下	取替, 絶縁抵抗測定	良
ケーブル	高圧ケーブル	高圧難燃CVケーブル	—	代表	津波浸水	取替	良
ケーブル	低圧ケーブル	難燃CVケーブル	—	代表	津波浸水	取替	良
ケーブル	ケーブルトレイ・電線管	ケーブルトレイ, 電線管, サポート等	—	代表	腐食	洗浄	良
ケーブル	ケーブル接続部	端子台接続	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
ケーブル	ケーブル接続部	端子接続	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
計測制御設備	計測装置	圧力計測装置	圧力伝送器	代表以外	特性変化	清掃・特性試験	良
計測制御設備	計測装置	計器架台	サポート, ベースプレート, 取付ボルト, ナット	代表以外	全面腐食	洗浄・目視確認	良
計測制御設備	計測装置	取付ボルト	取付ボルト	代表以外	全面腐食	洗浄・目視確認	良
空調設備	ファン及び空調機	海水熱交換器建屋 電気品室非常用空調機	ファンモータ	代表以外	津波浸水(全面腐食)	取替	良
電源設備	動力用変圧器	非常用P/C変圧器(シリコン乾式)	—	代表	津波浸水	取替	良
電源設備	低圧閉鎖配電盤	非常用 P/C	—	代表	津波浸水	取替	良
電源設備	コントロールセンタ	非常用 MCC	—	代表	津波浸水	取替	良

No.	2F4-低サイクル疲労 2_Rev. 2	分類：共通
タイトル	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のステンレス鋼クラッド健全性確認方法について	
説明	<p>原子炉圧力容器の内面で炭素鋼及び低合金鋼は、次の部分を除きステンレス鋼クラッドが施工されている。</p> <div data-bbox="379 741 1412 864" style="border: 2px solid red; height: 55px; margin-bottom: 10px;"></div> <p>なお、ステンレス鋼クラッドが施工されているノズルは次の通り。</p> <div data-bbox="379 902 1412 949" style="border: 2px solid red; height: 21px; margin-bottom: 10px;"></div> <p>ステンレス鋼クラッドが施工されている下鏡については、環境疲労評価を実施し問題のないことを確認している。</p> <p>ステンレス鋼クラッドの健全性については、社団法人日本機械学会 JSME S NA1「発電用原子力設備規格 維持規格」に準拠し、定期事業者検査の炉内構造物検査として以下の検査を実施し異常のないことを確認している。</p> <p>試験カテゴリーG-B-1 沸騰水型原子炉圧力容器内部の構造物・取付け物</p> <p>原子炉圧力容器 容器内部</p> <p>圧力容器胴内面の肉盛（パッチ） 遠隔目視試験（VT-3）</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

 内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-低サイクル疲労 3	分類：容器（原子炉压力容器）
タイトル	原子炉压力容器の疲労評価に係る各評価対象部位の疲労累積係数(表 2. 3-5)の算出根拠（解析モデル，材料物性，最大評価点の選定，応力分類，Ke 係数，環境評価パラメータを含む）	
説明	<p>原子炉压力容器の疲労累積係数の算出根拠（解析モデル，材料物性，最大評価点の選定，応力分類，Ke 係数，環境パラメータを含む）について添付資料に示す。</p> <p>【添付資料】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2F4-低サイクル疲労 3-①：原子炉压力容器の疲労評価計算書 <p style="text-align: right;">以 上</p>	

原子炉圧力容器の疲労評価計算書

1. 原子炉圧力容器の疲労評価

(1) 評価手順

原子炉圧力容器の疲労評価は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 2005年版(2007年追補版を含む)」に基づき実施している。図1に概略手順を示す。

評価手順、方法等については、上記の設計・建設規格を参照のこと。

また、環境疲労評価については、「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 2009年版」に基づいて実施しており、本評価の中では、 を採用している。

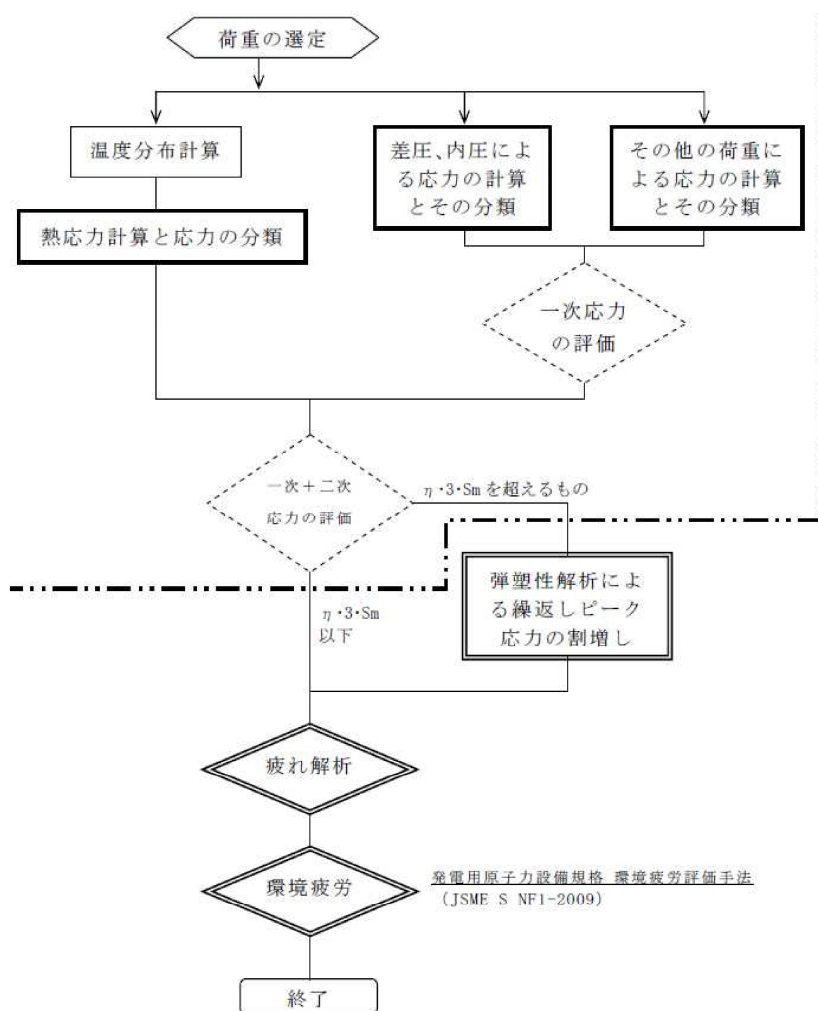


図1 疲労評価方法の概要（手順）

内は商業機密に属しますので公開できません

(2) 評価モデル及び評価点

図2～図4に評価モデル及び応力評価点を示す。

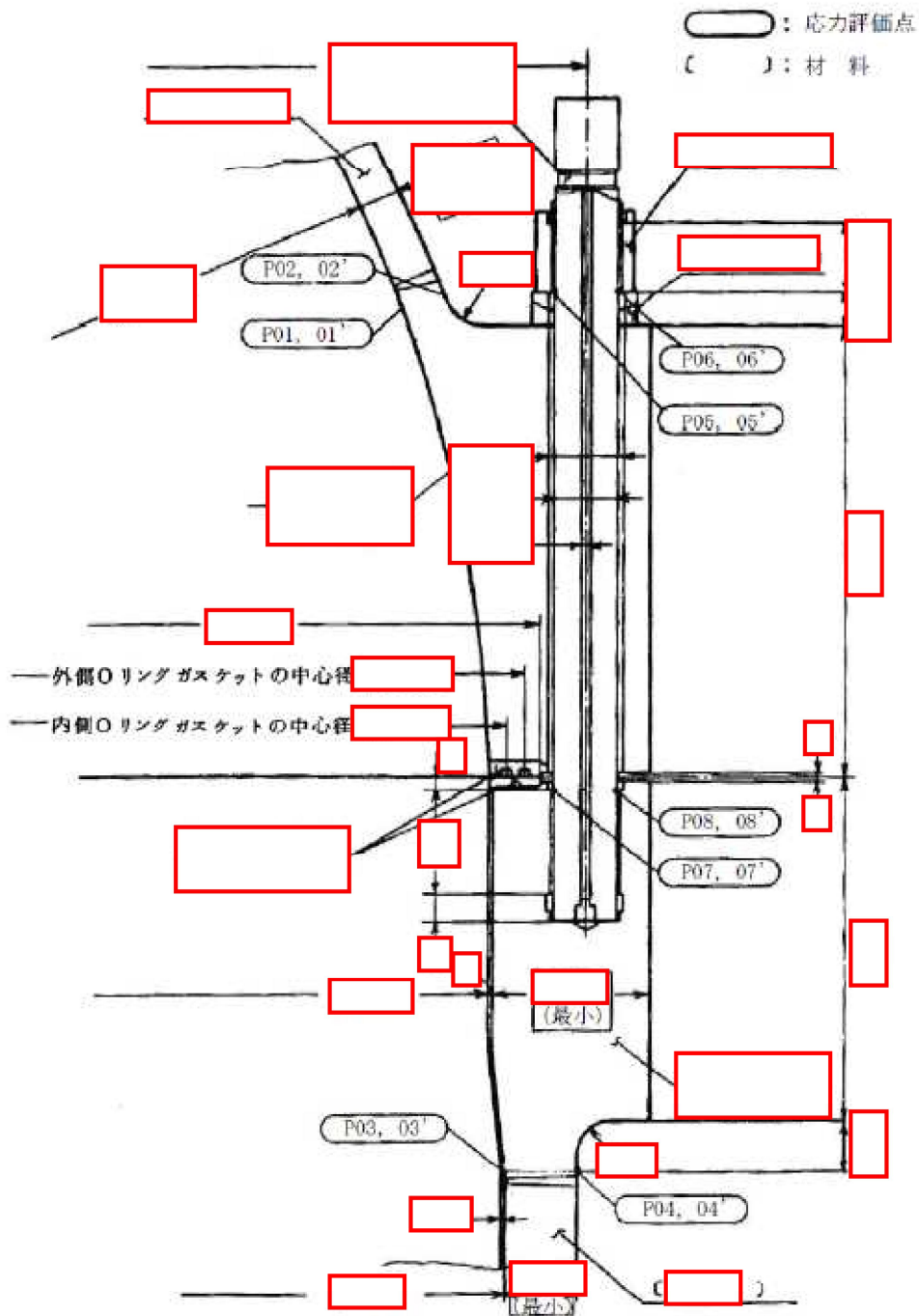


図2 主フランジ及びスタッドボルトの形状・寸法・材料・応力評価点（単位：mm）

内は商業機密に属しますので公開できません

○ : 応力評価点
[] : 材 料

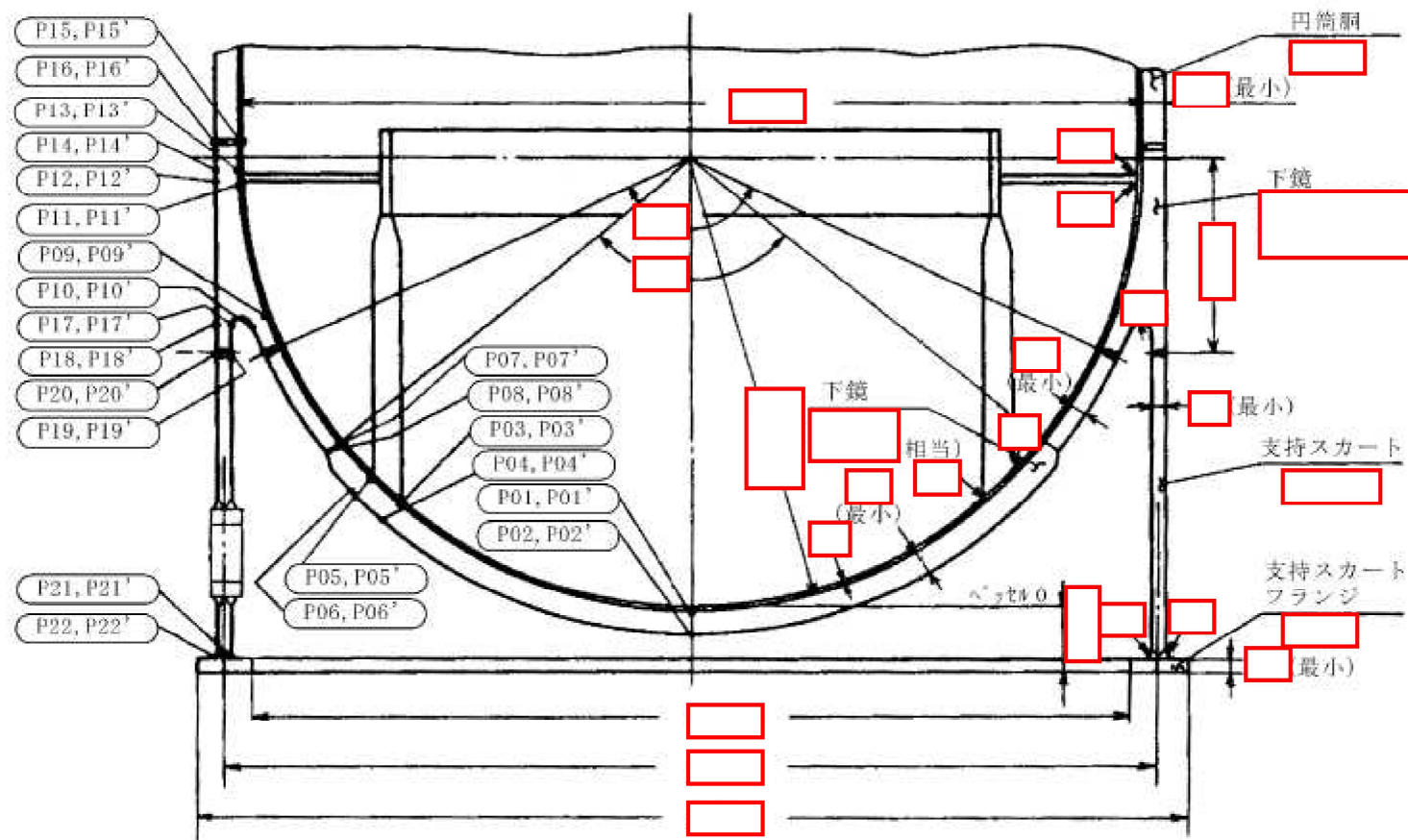


図3 下鏡及び支持スカートの形状・寸法・材料・応力評価点 (単位: mm)

[] 内は商業機密に属しますので公開できません

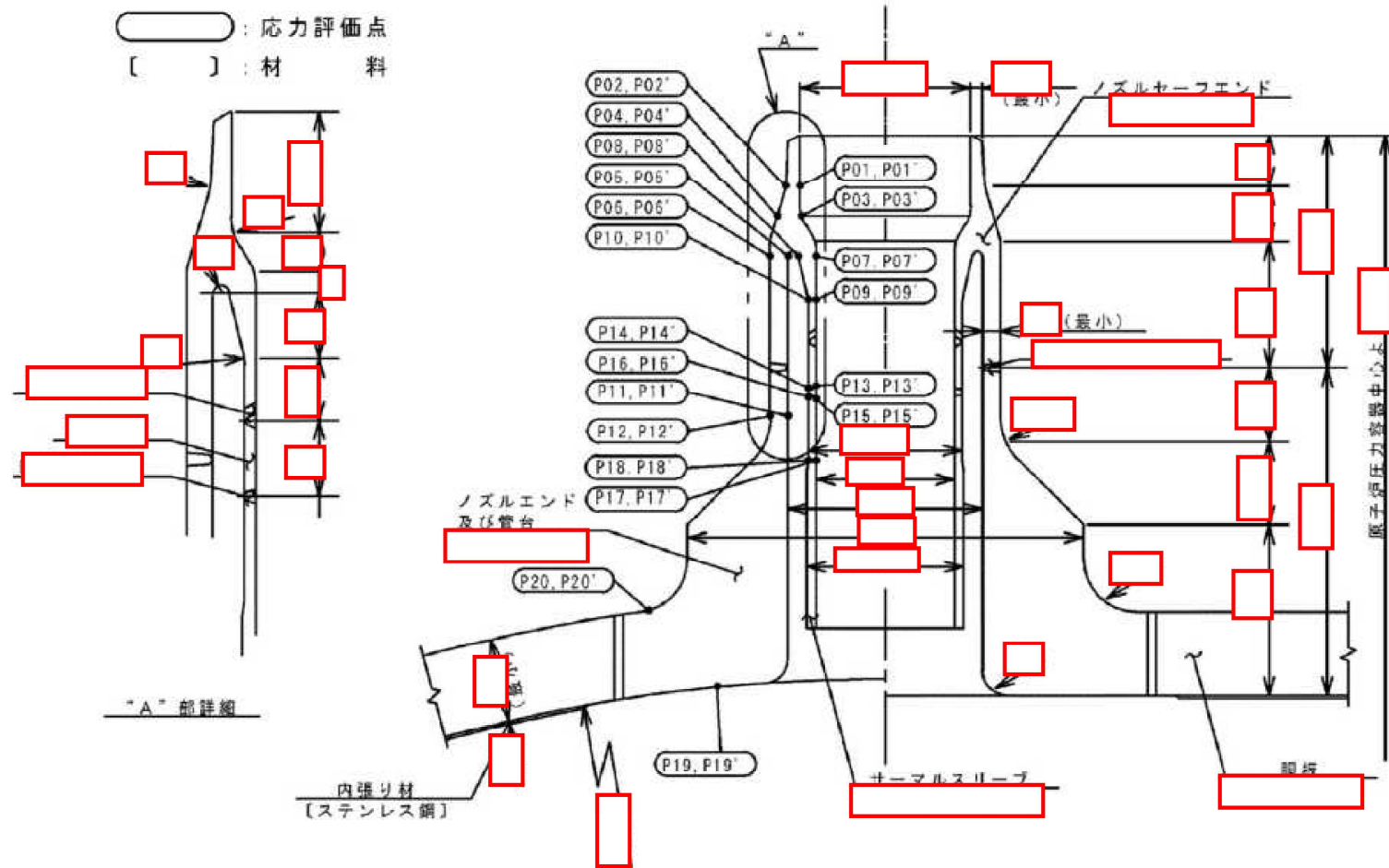


図4 給水ノズルの形状・寸法・材料・応力評価点 (単位: mm)

[] 内は商業機密に属しますので公開できません

(3) 応力分類

応力解析のフローチャートを図5に示す。

解説表 PVB-3110-1 クラス1容器の応力解析のフローチャート

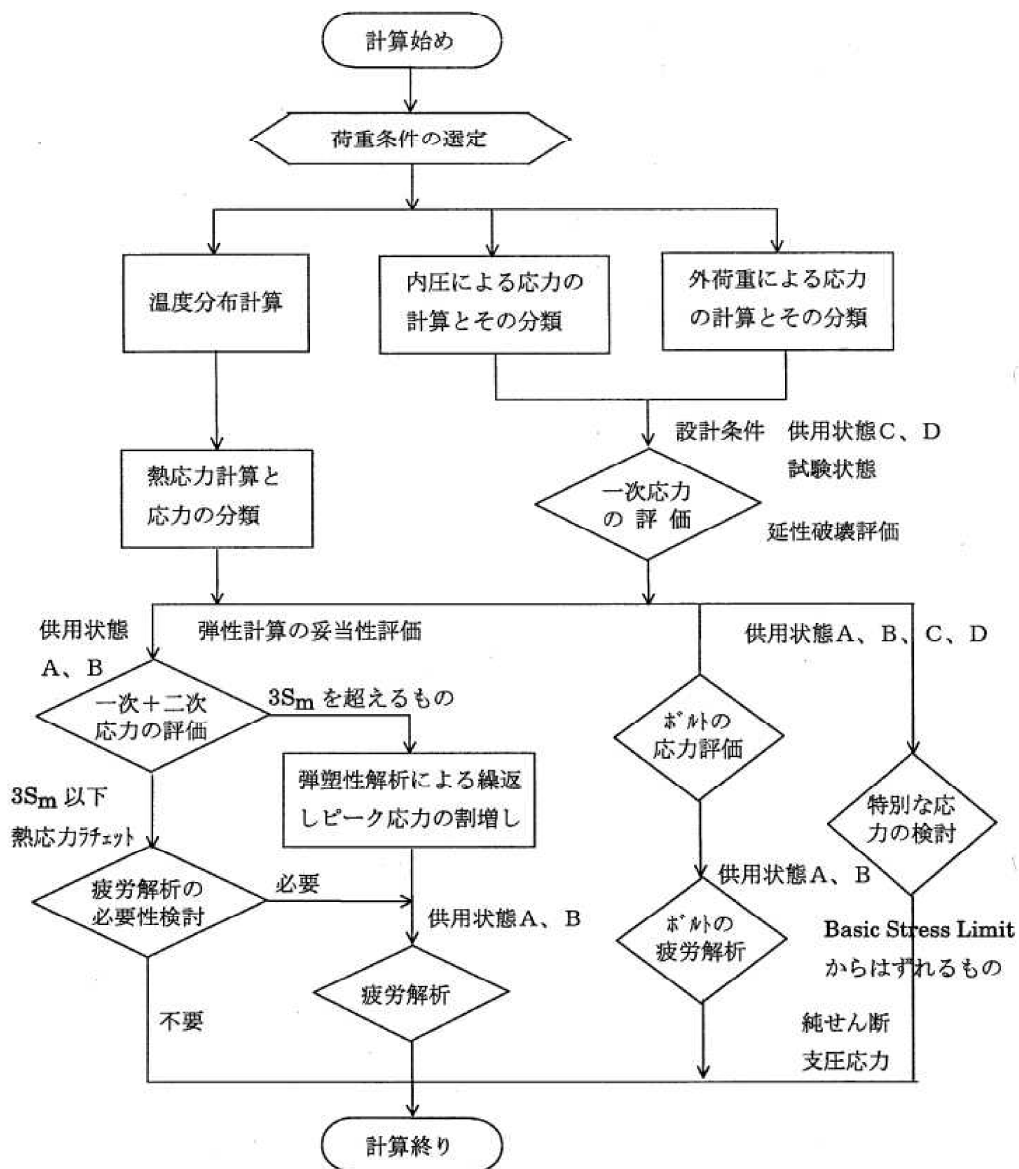


図5 応力解析のフローチャート

(4) 材料物性及び許容応力

各評価部位における材料物性値を表 1-1～表 3-2 に示す。

表 1-1 主フランジ及び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 (MPa)	α (mm/(mm・℃))	S (MPa)	E ₀ (MPa)	q	A ₀	B ₀
[Redacted]							

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 4-2-1，又は表 添付 4-2-4 記載の設計疲労線図のデジタル値より読み取った，10⁶回に対応する繰返しピーク応力強さ

E₀：設計・建設規格 添付 4-2 3.1 項 (2)，又は添付 4-2 3.4 項 (4) に示された縦弾性係数

q，A₀，B₀：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 1-2 主フランジ及びスタッドボルトの許容応力強さ

(単位:MPa)

応力分類	一次+二次応力 (P L+P b+Q)
供用状態	A, B
温度 (℃)	[Redacted]
許容応力	3・S m
低合金鋼	[Redacted]
高張力ボルト	

[Redacted] 内は商業機密に属しますので公開できません

表 2-1 下鏡及び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 (MPa)	α (mm/(mm \cdot °C))	S (MPa)	E ₀ (MPa)	q	A ₀	B ₀

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 4-2-1 記載の炭素鋼，低合金鋼及び高張力鋼の設計疲労線図のデジタル値より読み取った，10⁶回に対応する繰返しピーク応力強さ

E₀：設計・建設規格 添付 4-2 3.1 項 (2) に示された縦弾性係数

q, A₀, B₀：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 2-2 下鏡及び支持スカートの許容応力強さ

(単位:MPa)

応力分類	一次+二次応力 (P L+P b+Q)
供用状態	A, B
温度 (°C)	
許容応力	3 \cdot S m
低合金鋼	

 内は商業機密に属しますので公開できません

表 3-1 給水ノズルの繰り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・°C))	S (MPa)	E ₀ (MPa)	q	A ₀	B ₀

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 4-2-1 記載の設計疲労線図のデジタル値より読み取った、
10⁶回に対応する繰返しピーク応力強さ、又は表 添付 4-2-2 記載の設計疲労線図の
デジタル値より読み取った、10¹¹回に対応する繰返しピーク応力強さ
- E₀：設計・建設規格 添付 4-2 3.1 項 (2)、又は添付 4-2 3.2 項 (1) に示された縦弾
性係数
- q, A₀, B₀：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 3-2 給水ノズルの許容応力強さ

(単位:MPa)

応力分類	一次+二次応力 (P L+P b+Q)
供用状態	A, B
温度(°C)	
許容応力	3・S m
低合金鋼	
炭素鋼	
オーステナイト系 ステンレス鋼	
高ニッケル合金	

(5) 熱過渡条件

サーマルサイクル図を図 6 に、過渡回数の算出根拠を表 4 に示す。

 内は商業機密に属しますので公開できません



図6 サーマルサイクル図



内は商業機密に属しますので公開できません

表4 過渡回数算出根拠

運転条件	A) 運開前	B) 運開～ 平成27年8月25日時点	C) 平成27年8月25日時点 C=A+B
ボルト締付			18
耐圧試験			37
起動（昇温）			40
起動（タービン起動）			40
夜間低出力運転			11
週末低出力運転			22
制御棒パターン変更			73
給水加熱器機能喪失（タービントリップ）			6
タービントリップに伴うスクラム			6
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）			1
その他のスクラム			1
停止			40
ボルト取外し			18

内は商業機密に属しますので公開できません

(6) 各部の評価結果 (最大評価点の選定)

評価点	疲労累積係数		許容値
	平成 27 年 8 月 25 日時点		
主フランジ			1.0000
		0.0058	1.0000
			1.0000
			1.0000
スタッドボルト			1.0000
			1.0000
		0.1625	1.0000
			1.0000

←最大値

←最大値

内は商業機密に属しますので公開できません

評価点	疲労累積係数		許容値
	平成 27 年 8 月 25 日時点		
支持スカート		0.1575	1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000

←最大値

内は商業機密に属しますので公開できません

評価点	疲労累積係数		許容値	
	平成27年8月25日時点	環境疲労 平成27年8月25日時点		
給水ノズル			1.0000	
			1.0000	
			1.0000	
			1.0000	
			1.0000	
			1.0000	
			1.0000	
			1.0000	
		0.0824	0.5227	1.0000
				1.0000
				1.0000
				1.0000
				1.0000
				1.0000
				1.0000
				1.0000
				1.0000
				1.0000
				1.0000
				1.0000
				1.0000
				1.0000
				1.0000

←最大値

[Redacted]

[Redacted] 内は商業機密に属しますので公開できません

評価点	疲労累積係数	環境疲労	許容値
	平成 27 年 8 月 25 日時点	平成 27 年 8 月 25 日時点	
給水ノズル (続き)			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000
			1.0000

内は商業機密に属しますので公開できません

(7) 各部位の最大疲労評価点における疲労評価計算

①主フランジ (評価点)

応力評価点 ———
 材 料 ———
 応 力 差 ———

No.	S _n (MPa)	K _e	S _p (MPa)	S _ℓ (MPa)	S _ℓ ' (MPa)	N _a	N _c	N _c /N _a
1								
2								
3								
4								
5								
6								
7								
8								
9								
10								
11								
12								
13								
							疲労累積係数 U _n	0.0058

内は商業機密に属しますので公開できません

②スタッドボルト (評価点)

応力評価点 ———
材 料 ———
応 力 差 ———

No.	S _p (MPa)	S _ℓ (MPa)	S _{ℓ'} (MPa)	N _a	N _c	N _c /N _a
1						
2						
3						
4						
5						
6						
7						
8						
9						
10						
11						
12						
疲労累積係数 U _n					0.1625	

内は商業機密に属しますので公開できません

③下鏡（評価点 ）

応力評価点 ———
材 料 ———
応 力 差 ———

No.	S _n (MPa)	K _e	S _p (MPa)	S _ℓ (MPa)	S _ℓ ' (MPa)	N _a	N _c	N _c /N _a
1								
2								
3								
4								
5								
6								
7								
疲労累積係数 U _n							0.0036	

内は商業機密に属しますので公開できません

④支持スカート (評価点)

応力評価点 ———
材 料 ———
応 力 差 ———

No.	S _n (MPa)	K _e	S _p (MPa)	S _ℓ (MPa)	S _ℓ ' (MPa)	N _a	N _c	N _c /N _a
1								
2								
3								
4								
5								
6								
疲労累積係数 U _n							0.1575	

内は商業機密に属しますので公開できません

⑤給水ノズル (評価点)

応力評価点 ———
材 料 ———
応 力 差 ———

No.	S n (MPa)	K e	S p (MPa)	S l (MPa)	S l' (MPa)	N a	N c	N c / N a	
1									
2									
3									
4									
5									
6									
7									
8									
9									
10									
11									
12									
							疲労累積係数 U n	0.0824	

内は商業機密に属しますので公開できません

(8) 環境疲労評価

環境を考慮した疲労評価は、接液環境にある部位に対して適用されるものであり、下鏡及び給水ノズルが対象となる。

疲労評価で得られた疲労累積係数に、環境効果を評価するためのパラメータである環境効果補正係数を乗じた値を、環境効果を考慮した場合の疲労累積係数と呼ぶ。

$$UF_{total}(en) = Fen \times UF_{total}(or)$$

ここで、 $UF_{total}(en)$: 環境効果を考慮した場合の疲労累積係数

$UF_{total}(or)$: 環境効果を考慮しない場合の疲労累積係数

Fen : 環境効果補正係数

環境効果補正係数 Fen の評価方法 (算出式) は、「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき、下鏡については 、給水ノズルについては を実施した。

◀ ▶

環境を考慮した疲労評価は、以下の式で与えられる環境効果補正係数 (Fen) を疲労累積係数に掛け合わせたものである。

○環境効果補正係数算出式

低合金鋼

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

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

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

$$O^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(D0) \quad (0.02 \leq D0 \leq 0.7 \text{ppm})$$

○環境条件

硫黄含有量 : %

溶存酸素濃度 : ppm

環境温度 : °C

○環境効果補正係数

上記の条件により環境効果補正係数 (Fen) を算出した。

環境効果補正係数 :

○環境効果を考慮した場合の疲労累積係数

$$0.0036 \times \text{} = 0.0578$$

内は商業機密に属しますので公開できません

◀ [] ▶

[] 環境を考慮した疲労評価は、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した。

各過渡での $F_{en,det}$ は、以下の式から求める。

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

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。

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

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。

$$U_{en} = \sum_{i=1}^n U_i \times F_{en,det,i}$$

環境疲労評価手法により環境効果を考慮した最大評価点に対する疲労累積係数を以下に示す。なお、溶存酸素濃度は [] ppm, 硫黄含有量は [] %とする。

過渡A			過渡B			$F_{en,det}$	Na	Nc	Un	Uen	
応力 サイクル	$\Delta \varepsilon_A$	$F_{en,det,A}$	応力 サイクル	$\Delta \varepsilon_B$	$F_{en,det,B}$						
									合計	0.0824	0.5227

[] 内は商業機密に属しますので公開できません

(9) 疲労評価結果のまとめ

評価対象	運転実績回数に基づく疲労累積係数 (許容値：1以下)	
	設計・建設規格の 疲労曲線による解析	環境疲労 評価手法による解析
	現時点 (平成27年8月25日時点)	現時点 (平成27年8月25日時点)
主フランジ	0.006 (0.0058)	-
スタッドボルト	0.163 (0.1625)	-
下鏡	0.004 (0.0036)	0.058 (0.0578)
支持スカート	0.158 (0.1575)	-
給水ノズル	0.083 (0.0824)	0.523 (0.5227)

*：括弧()の数値は、小数点以下第4位までの数値を示したものである

以 上

No.	2F4-低サイクル疲労 4	分類：配管
タイトル	原子炉再循環系配管の疲労評価に係る各評価対象部位の疲労累積係数の算出根拠（解析モデル、材料物性、最大評価点の選定、応力分類、Ke 係数、環境評価パラメータを含む）	
説明	<p>原子炉再循環系配管の疲労評価に係る各評価対象部位の疲労累積係数の算出根拠（解析モデル、材料物性、最大評価点の選定、応力分類、Ke 係数、環境評価パラメータを含む）について、添付資料に示す。</p> <p>【添付資料】</p> <ul style="list-style-type: none">・2F4-低サイクル疲労 4-①：原子炉再循環系配管の疲労評価計算書 <p style="text-align: right;">以 上</p>	

原子炉再循環系配管の疲労評価計算書

1. 配管の疲労評価

(1) 評価手順

原子炉再循環系配管の疲労評価は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 2005年版（2007年追補版を含む）」に基づき実施している。図1に概略手順を示す。

また、環境疲労評価については、「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 2009年版」に基づいて実施しており、本評価の中では最も保守的な「弾塑性解析による繰返しピーク応力の割増し」を採用している。

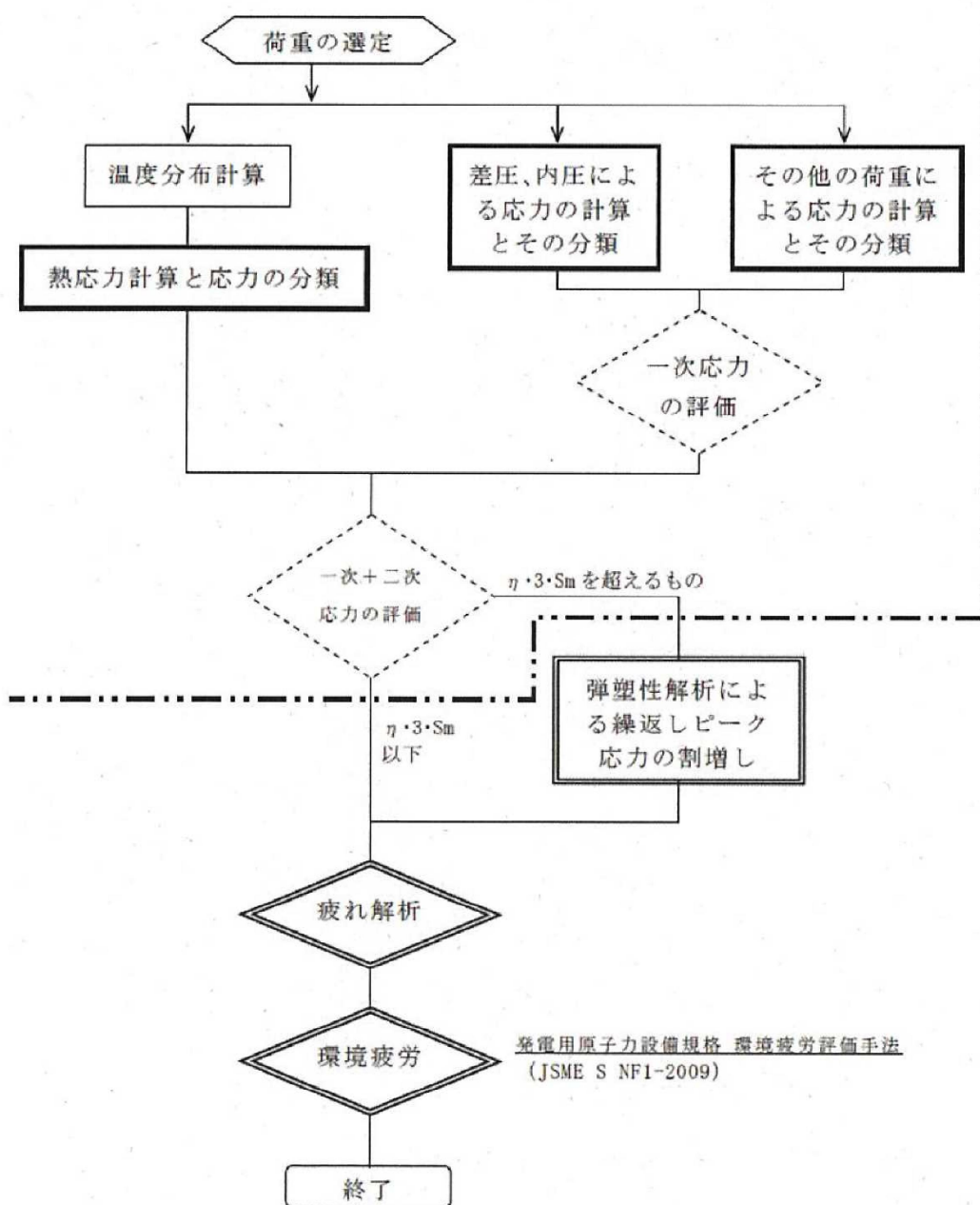


図1 疲労評価方法の概要（手順）

弾塑性解析による繰返しピーク応力の割増し 内は商業機密に属しますので公開できません

(2) 算出根拠

a. 解析モデル及び最大評価点の選定

図 2 に評価モデル及び評価点を示す。最大評価点は評価範囲にて最も厳しいものを記載している。

b. 材料物性（最大評価点の数値を示す）

熱膨張係数： mm/mm°C (SUSF316)

c. 応力分類

図 3 に応力評価フローチャートを示す。

d. 熱過渡条件

サーマルサイクル図を図 4.1, 図 4.2 に, 過渡回数の算出根拠を表 1 に示す。



内は商業機密に属しますので公開できません



評価モデル：PLR-PD-1

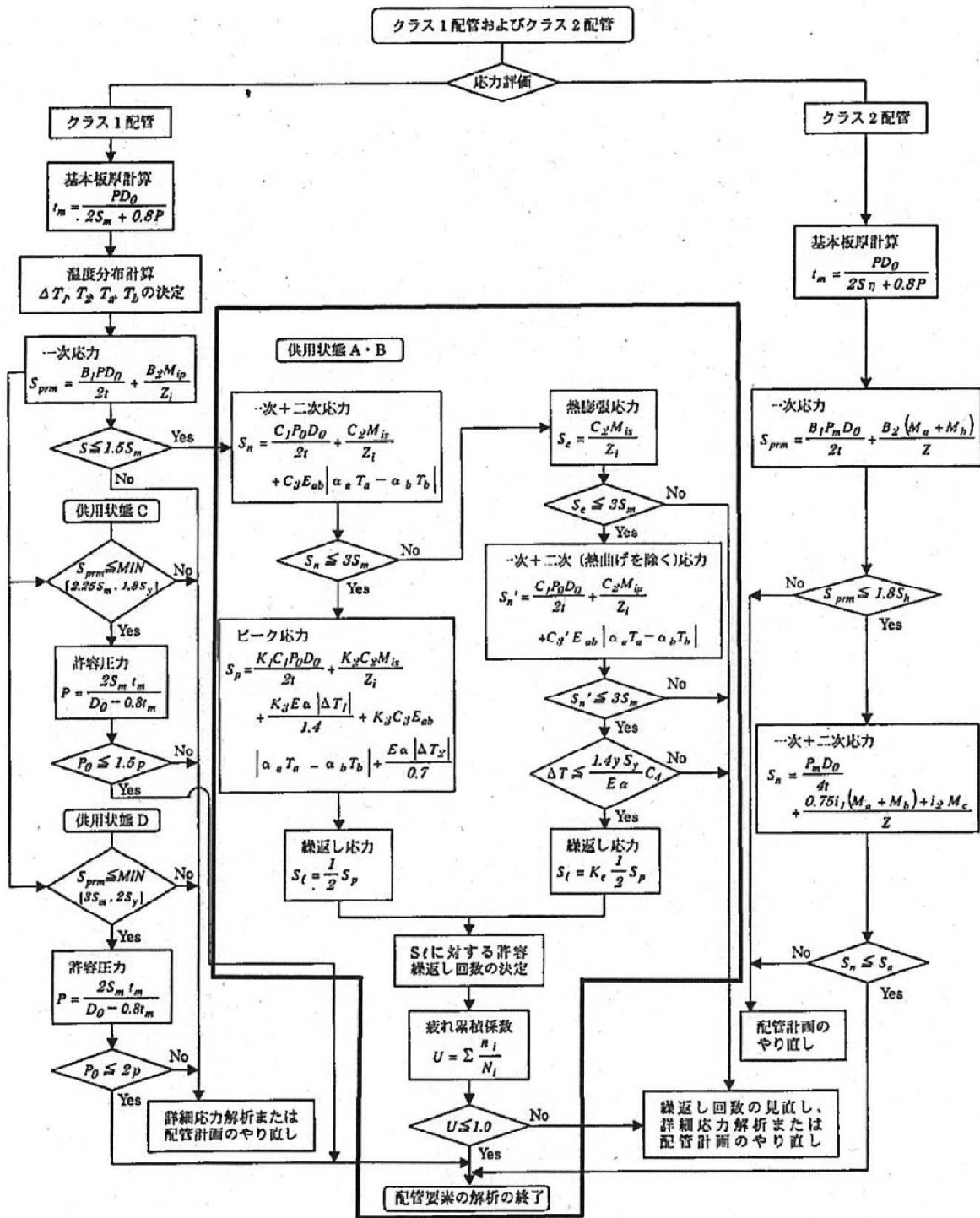


評価モデル：PLR-PD-2

図2 評価モデル及び最大評価点



内は商業機密に属しますので公開できません



(備考) クラス 2 配管の解析手順には管の機械的荷重により生じるモーメント M_b を含む場合の式のみを記載した

解説図 PPB-3511-1 配管要素の解析手順

図 3 応力評価フローチャート



図 4.1 原子炉再循環系配管のサーマルサイクル図 (1/2)



内は商業機密に属しますので公開できません



図 4.2 原子炉再循環系配管のサーマルサイクル図 (2/2)



内は商業機密に属しますので公開できません

表1 過渡回数算出根拠

運転条件	A) 運開前	B) 運開～ 平成 27 年 8 月 25 日時点	C) 平成 27 年 8 月 25 日時点 C-A+B
耐圧試験			37
起動 (昇温)			40
起動 (タービン起動)			40
夜間低出力運転			11
週末低出力運転			22
制御棒パターン変更			73
給水加熱器機能喪失 (タービントリップ)			6
タービントリップに伴うスクラム			6
スクラム (原子炉給水ポンプ停止)			1
スクラム (その他)			1
停止			40
ボルト取外し			18
CUW ポンプトリップ (2 台同時)			1

e. Ke 係数

簡易弾塑性解析を実施していないため、使用していない。



内は商業機密に属しますので公開できません

(3) 評価結果

No.	事象毎の組合せ	一次+二次 応力	ピーク 応力	Ke 係数	繰返し ピーク応力	補正 ヤング率	繰返しピーク応力 (ヤング率補正 後)	繰返し回数		疲れ累積 係数
		Sn	Sp	Ke	S ₀	E	S ₀ '	ni	Ni	
		MPa	MPa	—	MPa	MPa	MPa	実回数	許容回数	
1										
2										
3										
4										
5										
6										
7										
8										
9										
10										
11										
12										
13										
14										
15										
16										
17										
18										
19										
20										
21										
22										
合計										0.0022



内は商業機密に属しますので公開できません

2. 環境疲労評価

環境を考慮した疲労評価は、原子炉冷却材に接液している配管に適用される。疲労評価で得られた疲労累積係数に、環境効果を評価するためのパラメータである環境効果補正係数を乗じた値を、環境効果を考慮した疲労累積係数と呼び、以下の式で表される。

$$UF_{total}(en) = Fen \times UF_{total}(or)$$

ここで、 $UF_{total}(en)$ ：環境効果を考慮した場合の疲労累積係数

$UF_{total}(or)$ ：環境効果を考慮しない場合の疲労累積係数

Fen ：環境効果補正係数

《 》

による環境を考慮した疲労評価は、以下の式で与えられる環境効果補正係数 (Fen) を疲労累積係数に掛け合わせたものである。

○ 環境効果補正係数算出式

- ・ ステンレス鋼

$$F_{en} = \exp(11.119 \times T^*)$$

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

T ：環境温度 (°C)

○ 環境条件

- ・ 環境温度： °C

サーマルサイクル図より、評価対象としている過渡条件のうち最高温度を設定した。

○ 環境効果補正係数

上記の条件により環境補正係数 (Fen) を算出した。

環境補正係数：



内は商業機密に属しますので公開できません

3. 疲労評価結果のまとめ

系統	運転状態実績回数に基づく疲労累積係数 (許容値：1以下)	
	設計・建設規格の 疲労曲線による解析	環境疲労解析手法 による解析
	現時点 (平成 27 年 8 月 25 日時点)	現時点 (平成 27 年 8 月 25 日時点)
原子炉再循環系	0.003 (0.0022)	0.050 (0.0496)

*：括弧()の数値は，小数点以下第 4 位までの数値を示したものである

以 上

No.	2F4-低サイクル疲労 5	分類：弁
タイトル	原子炉再循環系ポンプ出口弁，原子炉冷却材浄化系入口弁の疲労評価に係る各評価対象部位の疲労累積係数の算出根拠	
説明	<p>原子炉再循環系ポンプ出口弁，原子炉冷却材浄化系入口弁の疲労評価に係る各評価対象部位の疲労累積係数の算出根拠（解析モデル，材料物性，最大評価点の選定，応力分類，Ke 係数，環境評価パラメータを含む）について添付資料に示す。</p> <p>【添付資料】</p> <ul style="list-style-type: none">・2F4-低サイクル疲労 5-①：弁の疲労累積係数算出根拠 <p style="text-align: right;">以 上</p>	

弁の疲労累積係数算出根拠

1. 弁箱の疲労評価

(1) 評価手順

弁箱の疲労評価は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 2005年版（2007年版を含む）」（JSME S NC1-2005/2007）に基づき実施しており、図1に概要（手順）を示す。詳細な評価手順については、上記の規格を参照のこと。

また、環境疲労評価については、「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 2009年版」（JSME S NF1-2009）に基づいて実施しており、本評価の中で最も保守的な を採用した。

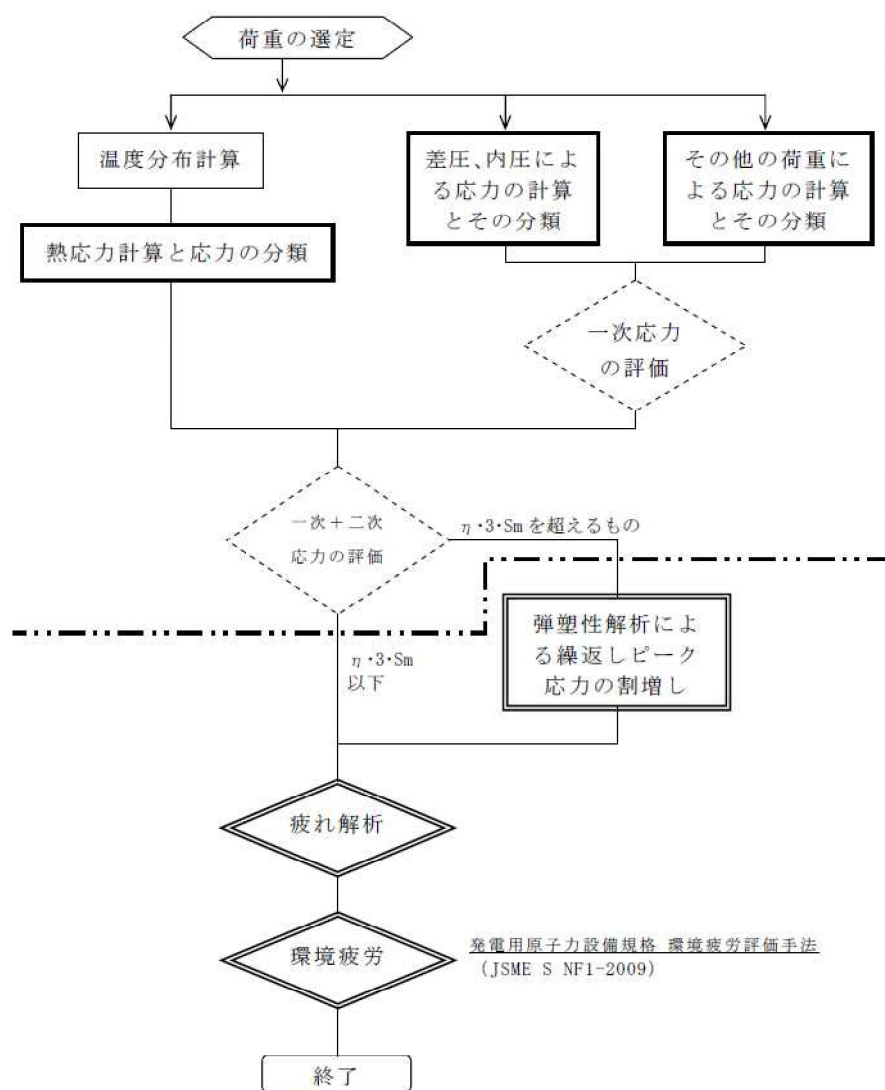


図1 疲労評価方法の概要（手順）

内は商業機密に属しますので公開できません

(2) 算出根拠

a. 解析モデル及び最大評価点の選定

(1) 項の規格に基づく評価対象部位としているため解析モデルに該当するものではなく、最大評価点の選定はない。図2に評価対象部位を示す。

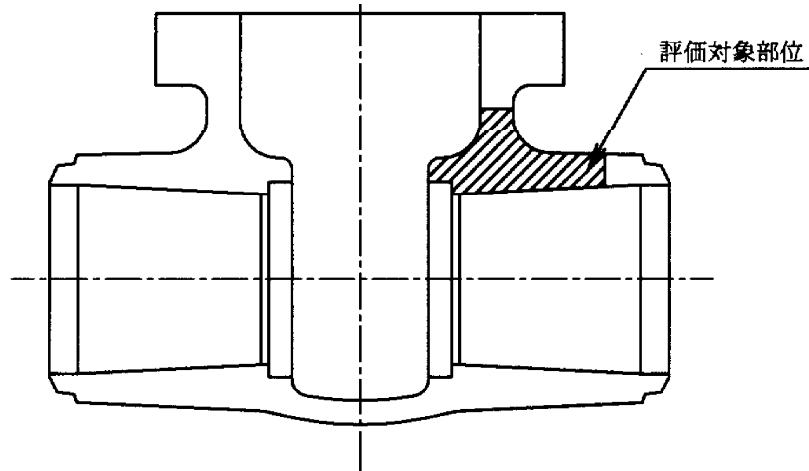


図2 評価対象部位

b. 材料物性

弁箱の疲労評価において考慮する材料物性を以下に示す。

弁名称	弁箱材料	縦弾性係数	熱膨張係数	設計応力強さ	
		E (MPa)	α ($\times 10^{-6}$ mm/mm $^{\circ}$ C)	Sm (MPa)	温度 ($^{\circ}$ C)
原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁					
原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁					

c. 応力分類

弁箱の疲労評価において考慮する応力を以下に示す。

状態	考慮する応力
供用状態 A, B	配管反力, 圧力, 熱による応力

d. 熱過渡条件

上記, c. 項の熱による応力について, サーマルサイクル図を図3に, 過渡回数の算出根拠を表1に示す。

 内は商業機密に属しますので公開できません

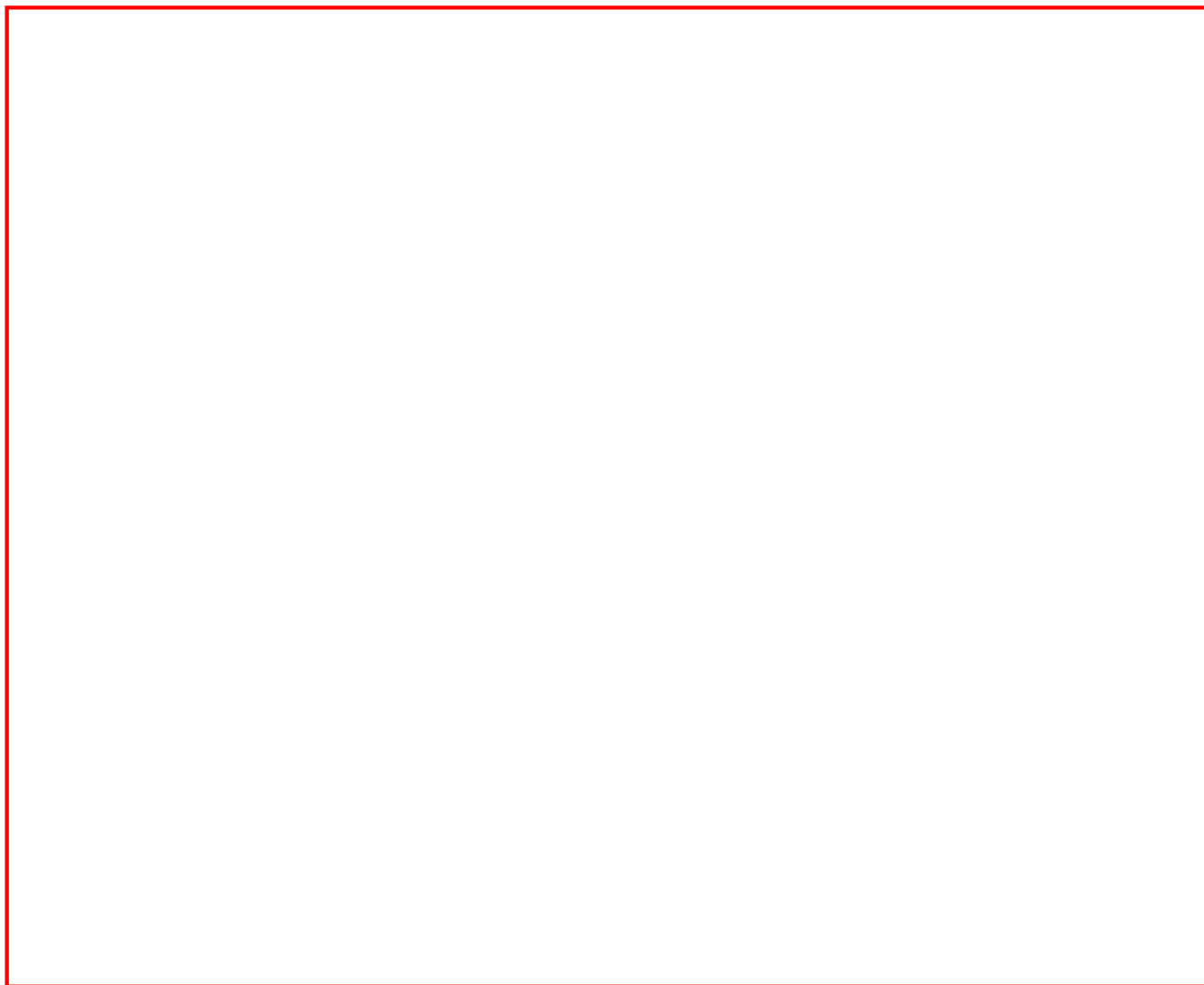


図3 サーマルサイクル図(1/2) 内は商業機密に属しますので公開できません

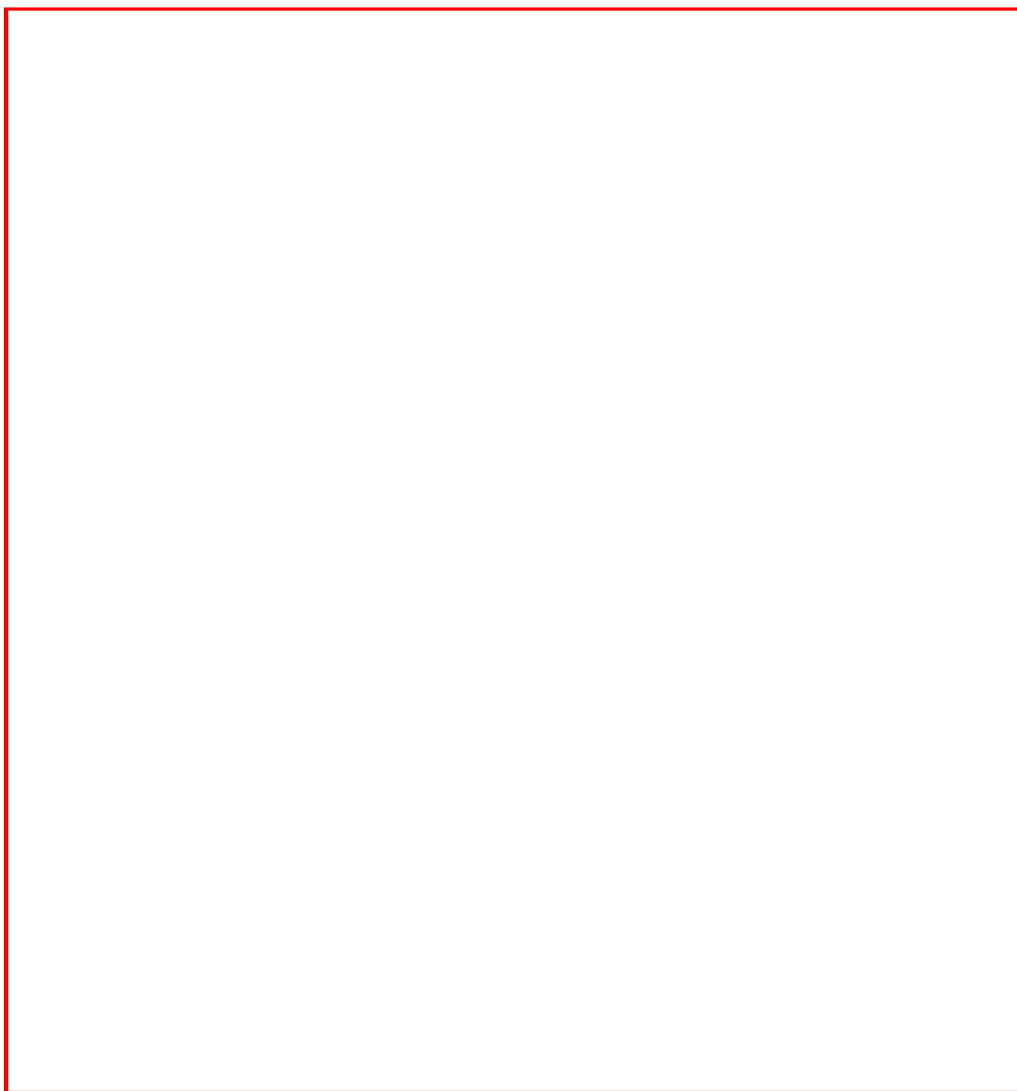


図3 サーマルサイクル図(2/2)



内は商業機密に属しますので公開できません

表 1 過渡回数算出根拠

運転条件	A) 運開前	B) 運開～平成 27 年 8 月 25 日時点	C) 震災後(平成 27 年 8 月 25 日)時点 C=A+B
耐圧試験			37
起動(昇温)			40
起動(タービン起動)			40
給水加熱器機能喪失 (タービントリップ)			6
タービントリップに伴うスクラム			6
スクラム(原子炉給水ポンプ停止)			1
スクラム(その他)			1
停止			40
ボルト取外し			18
CUW ポンプトリップ(2 台同時)			1

e. Ke 係数

(1) 項の規格に基づく評価であり, Ke 係数は考慮しない。

内は商業機密に属しますので公開できません

2. 環境疲労評価

a. 評価内容

係数倍法による環境を考慮した疲労評価は、以下の式で与えられる環境効果補正係数 (F_{en}) を疲れ累積係数に掛け合わせるものである。

環境効果補正係数 F_{en} の評価方法 (算出式) は、「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 2009年版」(JSME S NF1-2009) に基づき、最も保守的な [] を実施した。

○環境効果補正係数算出式

- ① 炭素鋼・低合金鋼およびこれらの溶接部
(今回は該当なし。)

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

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

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

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

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

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

$$O^* = \ln(3.28) \quad (D0 < 0.02 \text{ ppm})$$

$$O^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(D0) \quad (0.02 \leq D0 \leq 0.7 \text{ ppm})$$

$$O^* = \ln(53.5) \quad (D0 > 0.7 \text{ ppm})$$

S : 硫黄含有量 (%)

T : 熱サイクル中の最高温度 (°C)

D0 : 溶存酸素濃度 (ppm)

- ② オーステナイト系ステンレス鋼およびこれらの溶接部

(原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁, 原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁)

$$F_{en} = \exp(11.119 \times T^*)$$

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

T : 熱サイクル中の最高温度 (°C)

b. 環境パラメータ

環境パラメータと算出した環境補正係数 (F_{en}) を以下に示す。

弁名称	硫黄含有量 (%)	最高温度 (°C)	溶存酸素濃度 (ppm)	環境補正係数 (F_{en})
原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁	-	[]	-	[]
原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁	-		-	

[] 内は商業機密に属しますので公開できません

3. 疲労評価結果のまとめ

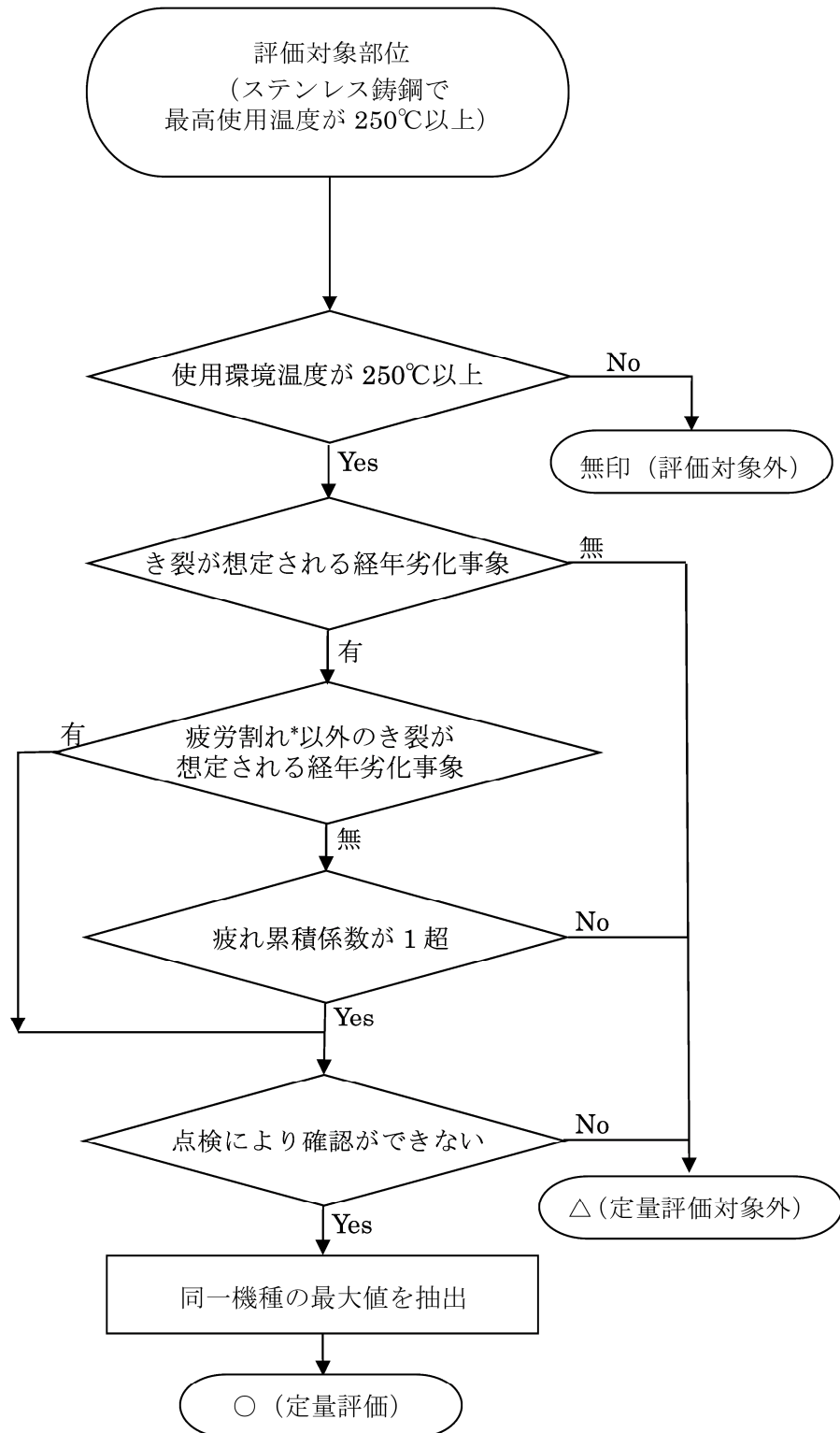
評価対象	運転実績回数に基づく疲れ累積係数 (許容値：1以下)	
	設計・建設規格の 疲労曲線による解析	環境疲労 評価手法による解析
	現時点 (平成27年8月25日時点)	現時点 (平成27年8月25日時点)
原子炉再循環系原子炉 再循環ポンプ出口弁	0.004 (0.0031)	0.068 (0.0679)
原子炉冷却材浄化系原 子炉再循環系統ライン 原子炉冷却材浄化系入 口弁	0.036 (0.0353)	0.793 (0.7926)

*：括弧()の数値は、小数点以下第4位までの数値を示したものである

以 上

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効1	分類：共通
タイトル	ステンレス鋳鋼製機器における熱時効劣化評価対象部品の抽出プロセスについて	
説明	<p>ステンレス鋳鋼製機器における熱時効劣化評価対象部品の抽出プロセスを添付資料①に、抽出結果を添付資料②に示す。</p> <p>【添付資料】</p> <ul style="list-style-type: none">・2F4-熱時効1-①：熱時効スクリーニングフロー・2F4-熱時効1-②：2F4熱時効の劣化評価に関する評価対象部位の抽出結果一覧 <p style="text-align: right;">以 上</p>	

熱時効スクリーニングフロー



*：低サイクル疲労割れ

表 2 F 4 熱時効の劣化評価に関する評価対象部位の抽出結果一覧

評価書分類	対象機器	対象部位	評価*	最高使用温度℃	使用環境温度℃	き裂が想定される経年劣化事象	疲労割れ以外	累積疲労係数	備考
ターボポンプ	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ	羽根車	△	302		無し	—	—	
		ケーシング	△	302		無し	—	—	
		リアカバー	×	302		—	—	—	40℃程度のパージ水と接液しているため250℃未満
仕切弁	原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁 B35-M0-F002A/B	弁箱	△	302		疲労割れ	無し	1以下	
		弁ふた	△	302		無し	—	—	
		弁体	△	302		無し	—	—	
玉型弁	原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ入口弁 (代表以外) B35-M0-F001A/B	弁箱, 弁ふた, 弁体	△	302		疲労割れ	無し	1以下	
		原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン 原子炉冷却材浄化系入口弁 G33-M0-F001	弁箱	△		302	疲労割れ	無し	1以下
炉内構造物	燃料支持金具	中央燃料支持金具	△	302		無し	—	—	
	制御棒案内管	ベース	△	302		無し	—	—	
機械設備	制御棒	落下速度リミッタ	△	302	無し	—	—		
	制御棒駆動機構	コレットピストン, コレットリテイナチューブ	×	302	—	—	—	66℃以下の冷却水流路に設置されているため250℃未満	

 内は商業機密に属しますので公開できません

*：熱時効スクリーニングフローによるスクリーニング結果を下記の通り記載

○：定量評価，△：定量評価対象外，×：評価対象外

No.	2F4- 2相ステンレス鋼の熱時効 2	分類：共通
タイトル	ステンレス鋳鋼製機器の熱時効劣化評価対象部品の使用温度，フェライト量及び作用応力について	
説明	<p>ステンレス鋳鋼製機器の熱時効劣化評価対象部品の使用温度，フェライト量及び作用応力について以下に示す。</p> <p>(1) 原子炉冷却材浄化系再循環ポンプの羽根車及びケーシング</p> <p>① 使用温度（最高使用温度）：<input type="text"/>℃（<input type="text"/>℃）再循環ポンプ吸込温度</p> <p>② フェライト量</p> <p>A号機ケーシング：<input type="text"/>%</p> <p>A号機羽根車：<input type="text"/>%</p> <p>B号機ケーシング：<input type="text"/>%</p> <p>B号機羽根車：<input type="text"/>%</p> <p>③ 発生応力：－</p> <p>(2) 原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁（仕切弁）の弁箱，弁ふた，弁体</p> <p>① 使用温度（最高使用温度）：<input type="text"/>℃（<input type="text"/>℃）再循環ポンプ吸込温度</p> <p>② フェライト量</p> <p>A号機 弁箱／弁ふた／弁体：<input type="text"/>%／<input type="text"/>%／<input type="text"/>%</p> <p>B号機 弁箱／弁ふた／弁体：<input type="text"/>%／<input type="text"/>%／<input type="text"/>%</p> <p>③ 発生応力：<input type="text"/>MPa（内訳：一次応力＋二次応力（<input type="text"/>）＋地震による応力（<input type="text"/>） （PLRポンプ出口弁配管における計算必要厚さの最大値の組合せにより算出）</p> <p>(3) 原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ入口弁（仕切弁，代表弁以外）の弁箱，弁ふた，弁体</p> <p>① 使用温度（最高使用温度）：<input type="text"/>℃（<input type="text"/>℃）再循環ポンプ吸込温度</p> <p>② フェライト量</p> <p>A号機 弁箱／弁ふた／弁体：<input type="text"/>%／<input type="text"/>%／<input type="text"/>%</p> <p>B号機 弁箱／弁ふた／弁体：<input type="text"/>%／<input type="text"/>%／<input type="text"/>%</p> <p>③ 発生応力：<input type="text"/>MPa（内訳：一次応力＋二次応力（<input type="text"/>）＋地震による応力（<input type="text"/>） （PLRポンプ入口弁配管における計算必要厚さの最大値の組合せにより算出）</p>	

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効2	分類：共通
<p>説明 (続 き)</p>	<p>(4) 原子炉冷却材浄化系原子炉再循環系統ライン原子炉冷却材浄化系入口弁 (玉型弁)の弁箱, 弁ふた</p> <p>① 使用温度(最高使用温度): <input type="text"/>℃ (<input type="text"/>℃) 再循環ポンプ吸込温度</p> <p>② フェライト量 弁箱/弁ふた: <input type="text"/>%/<input type="text"/>%</p> <p>③ 発生応力: <input type="text"/>MPa (内訳: 一次応力+二次応力 (<input type="text"/>) + 地震による応力 (<input type="text"/>)) (CUW 当該弁の出入口配管における計算必要厚さの最大値の組合せにより算出)</p> <p>(5) 炉内構造物の中央燃料支持金具, 制御棒案内管(ベース)</p> <p>① 使用温度(最高使用温度): <input type="text"/>℃ (<input type="text"/>℃) 炉内構造物の設計温度</p> <p>② フェライト量 中央燃料支持金具: <input type="text"/>% ~ <input type="text"/>% 制御棒案内管(ベース): <input type="text"/>% ~ <input type="text"/>%</p> <p>③ 発生応力: -</p> <p>(6) 制御棒の落下速度リミッタ</p> <p>① 使用温度(最高使用温度): <input type="text"/>℃ (<input type="text"/>℃) 炉内構造物の設計温度</p> <p>② フェライト量 制御棒の落下速度リミッタ: <input type="text"/>% ~ <input type="text"/>%</p> <p>③ 発生応力: -</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4- 2相ステンレス鋼の熱時効 3	分類：共通
タイトル	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象とした部品の現状保全の具体的内容及び製造時の検査内容について	
説明	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象とした部品</p> <p>1. 原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱，弁ふた，弁体） 下記の検査を実施し，異常のないことを確認している。</p> <p>(1) 製造時の検査内容</p> <p>a. 材料検査（弁箱，弁ふた，弁体） 判定基準：JIS G 5121-1980</p> <p>b. 放射線透過試験（弁箱（開先部含む），弁ふた，弁体） 判定基準：JIS G 0581（弁箱，弁ふた，弁体） : JIS Z 3106（弁箱開先部）</p> <p>c. 浸透探傷試験（弁箱，弁ふた，弁体） 判定基準：告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準）</p> <p>(2) 現状保全の内容</p> <p>a. 外観点検（弁箱，弁ふた，弁体）</p> <p>b. 浸透探傷試験（弁体，弁ふた） 判定基準：JIS Z 2341-1-2001 : 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005） : 発電用原子力設備規格 溶接規格（JSME S NB1-2001） : 告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準） : 省令 123 号（電気工作物の溶接の技術基準の解釈）</p> <p>2. 原子炉冷却材浄化系入口弁（弁箱，弁ふた） 下記検査を実施し，異常のないことを確認している。</p> <p>(1) 製造時の検査内容</p> <p>a. 材料検査（弁箱，弁ふた） 判定基準：JIS G 5121-1980</p> <p>b. 放射線透過試験（弁箱，弁ふた） 判定基準：JIS G 0581-1968 : JIS Z 3104-1968</p> <p>c. 浸透探傷試験（弁箱，弁ふた） 判定基準：告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準）</p>	

No.	2F4-2相ステンレス鋼の熱時効3	分類：共通
説明 (続き)	<p>(2) 現状保全の内容</p> <ul style="list-style-type: none">a. 外観点検 (弁箱, 弁ふた)b. 浸透探傷試験 (弁ふた) <p>判定基準：JIS Z 2343-1-2001</p> <ul style="list-style-type: none">：省令 123 号 (電気工作物の溶接の技術基準の解釈)：告示 501 号 (発電用原子力設備に関する構造等の技術基準) <p style="text-align: right;">以上</p>	

No.	2F4- 2相ステンレス鋼の熱時効 4	分類：共通
タイトル	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象とした部品の現状保全の具体的内容及び製造時の検査内容について	
説明	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象とした部品</p> <p>1. 原子炉冷却材浄化系再循環ポンプ（インペラ，ケーシング） 下記の検査を実施し，異常のないことを確認している。</p> <p>（1）製造時の検査内容</p> <p>a. 材料検査（インペラ，ケーシング） 判定基準：JIS G 5121-1980</p> <p>b. 放射線透過試験（ケーシング） 判定基準：JIS G 0581</p> <p>c. 浸透探傷検査（インペラ，ケーシング） 判定基準：告示 501 号（発電用原子力設備に関する構造等の技術基準）</p> <p>（2）現状保全の内容</p> <p>a. 外観点検（インペラ，ケーシング）</p> <p>b. 浸透探傷試験（インペラ） 判定基準：発電用原子炉設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007）</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-絶縁低下 10	分類：ケーブル（共通）
タイトル	<p>ケーブル（高圧難燃 CV ケーブル，難燃 PN ケーブル，難燃 CV ケーブル，難燃 FV ケーブル，難燃二重同軸ケーブル，難燃六重同軸ケーブル及び難燃複合同軸ケーブル）の製造メーカ及び震災以外での交換実績について</p>	
説明	<p>ケーブル（高圧難燃 CV ケーブル，難燃 PN ケーブル，難燃 CV ケーブル，難燃 FV ケーブル，難燃二重同軸ケーブル，難燃六重同軸ケーブル及び難燃複合同軸ケーブル）の製造メーカ及び震災以外での交換実績については，以下のとおり。</p> <p>①製造メーカ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧難燃 CV ケーブル 日立電線 ・難燃 PN ケーブル 日立電線 ・難燃 CV ケーブル 日立電線, タツタ電線 ・難燃 FV ケーブル 日立電線 ・難燃二重同軸ケーブル 日立電線 ・難燃六重同軸ケーブル 日立電線 ・難燃複合同軸ケーブル 日立電線 <p>②震災以外での至近 10 年の交換実績</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2F-4G プラントバイタル CVCF (B) 取替 (H18 年度)：難燃 CV ケーブル ・2F-4M SRV 逃がし弁機能圧力設定計器取替 (H22 年度)：難燃 CV ケーブル ・2F-4M 燃料取替機計算機取替 (H21 年度)：難燃 CV ケーブル ・2F-4M プロセス放射線モニタ他取替 (H18 年度)：難燃 CV ケーブル ・2F-4R MSIV-LCS 除却工事 (H18 年度)：難燃 CV ケーブル ・2F-4M 起動領域中性子モニタ装置他取替 (H18 年度) ：難燃 CV ケーブル，難燃 FV ケーブル， 難燃二重同軸ケーブル，難燃六重同軸ケーブル ・2F-4M 主要計測設備修理工事 (H22 年度)：難燃二重同軸ケーブル <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-その他 2 [配管の腐食 (流れ加速型腐食 (FAC)) 1]	分類：配管 (炭素鋼配管)
タイトル	給水系及び残留熱除去系の炭素鋼配管の腐食 (FAC) における社内規程と JSME 規格との比較, また同系統配管で残存寿命が最も小さい部位の点検記録	
説明	<p>社内規定と JSME 規格との比較については, 添付資料に示す。</p> <p>給水系の炭素鋼配管について, 残存寿命が最も小さい部位はチーズ部で 年である。</p> <p>残留熱除去系の炭素鋼配管について, 震災以前までは系統運転時間が短い配管系として JSME 減肉管理規格の対象外の系統であり, 当面の安定停止においては連続運転となるが, 流速, 運転温度共に低い配管系であることから FAC の可能性は小さいと判断している。</p> <p>したがって, 残留熱除去系の炭素鋼配管は JSME 減肉管理規格の対象外となる為, 肉厚測定を実施していない。</p> <p>【添付資料】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2F4-その他 2-①：「JSME 配管減肉管理規格と社内文書 (配管減肉管理指針) との比較」 <p style="text-align: right;">以 上</p>	

 内は商業機密に属しますので公開できません

東京電力ホールディングス株式会社

FAC：流れ加速型腐食

項目	JSME 配管減肉管理規格	社内文書（配管減肉管理指針）
試験実施時期	CA-2200 による (1)初回 FAC-1, FAC-2, FAC-S : 10 年以内にすべて（施行時での運転プラントは5 年以内） (2)2 回目以降 FAC-1 : 10 年以内 FAC-2, FAC-S : 余寿命の 5 年前まで	CA-2200 と同様 (1)指針適用以降に取替・補修を行った場合は以下の通りとしている。 ・取替・補修前と配管配置等の設計が大きく異なる場合、又は減肉管理上余寿命に応じて講ずるべき措置による場合：供用開始後5 年を経過するまで ・上記以外による場合：取替・補修前に設定した次回試験実施時期まで (2)2 回目以降の試験実施時期の設定について、
試験方法と実施	CA-3000～CA-3320	CA-3000～CA-3320 と同様 ・小口径の配管差込み式管継ぎ手部等，超音波厚さ測定器による配管肉厚測定が困難な部位について，放射線透過測定を適用。 ・詳細測定の運用について明確にしている。
内面目視検査	CA-4000～CA-4300	CA-4000～CA-4300と同様
評価	CA-5000～CA-5300	CA-5000～CA-5300と同様 算出された余寿命に応じて，下記の対応を行う。 ・算出された余寿命 余寿命に応じて，次回測定時期を設定 配管取り替え計画の策定及び取り替え実施までの間における定期事業者検査ごとに測定の実施 プラント運転中に余寿命が割り込む事が無いよう配管取り替えを実施
措置	CA-6000～CA-6100	CA-6000～CA-6100と同様

内は商業機密に属しますので公開できません