

浜岡3号炉－低サイクル疲労－1

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（(社)日本機械学会の「環境疲労評価手法」に規定される「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の提示について
説明	<p>環境疲労評価を実施している機器・部位の評価手法、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及びその合計値については、添付資料1－1に示します。</p> <p>添付資料1－1 低サイクル疲労割れ評価結果一覧</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

低サイクル疲労割れ評価結果一覧

評価機器名	部位	評価手法	環境疲労評価による 疲労累積係数	地震による 疲労累積係数	合計値 (許容値 1 以下)
原子炉冷却材再循環ポンプ	出口ノズルと配 管との溶接部	■	0.0225	0.0000	0.0225
原子炉圧力容器	給水ノズル		0.2943	0.0479	0.3422
	下鏡		0.0884	0.0000	0.0884
原子炉冷却材再循環系配管			0.5724	0.0033	0.5757
給水系配管			0.1712	0.0058	0.1770
FDW 注入原子炉元弁			0.1275	0.0011	0.1286
PLR ポンプ出口弁			0.0338	0.0000	0.0338
FDW 第1 隔離弁			0.1502	0.0009	0.1511
炉心シュラウド			0.0049	0.1055	0.1104
シュラウドサポート			0.2646 ※1	0.0001 ※1	0.2647 ※1
		0.0341 ※2	0.3637 ※2	0.3978 ※2	

※1：技術評価での疲労累積係数が最大となる評価点

※2：地震動を加味した評価で疲労累積係数が最大となる評価点

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

浜岡3号炉－低サイクル疲労－3 Rev.1

タイトル	原子炉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)について
説明	<p>原子炉圧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3-1に示す。</p> <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

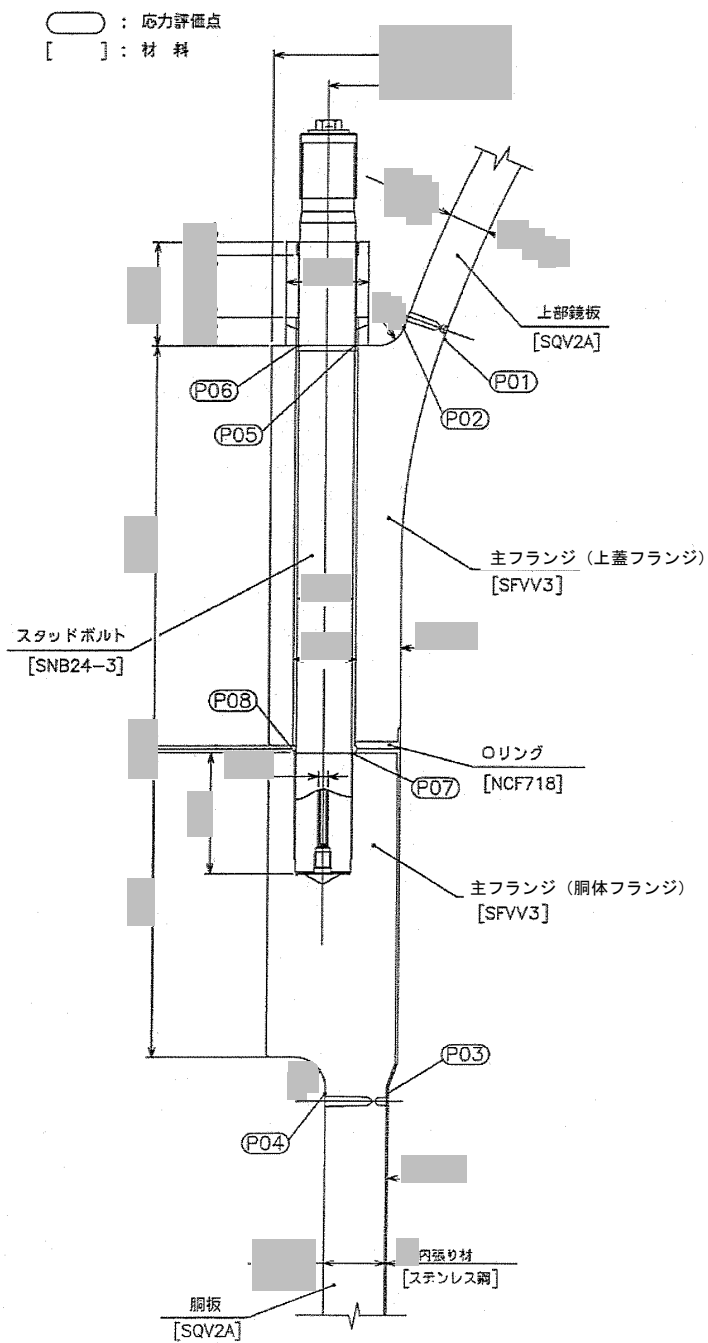
#### (1) はじめに

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)」(以下「設計・建設規格」という。)に基づき実施している。

また、環境疲労評価は、「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。)に基づき実施している。

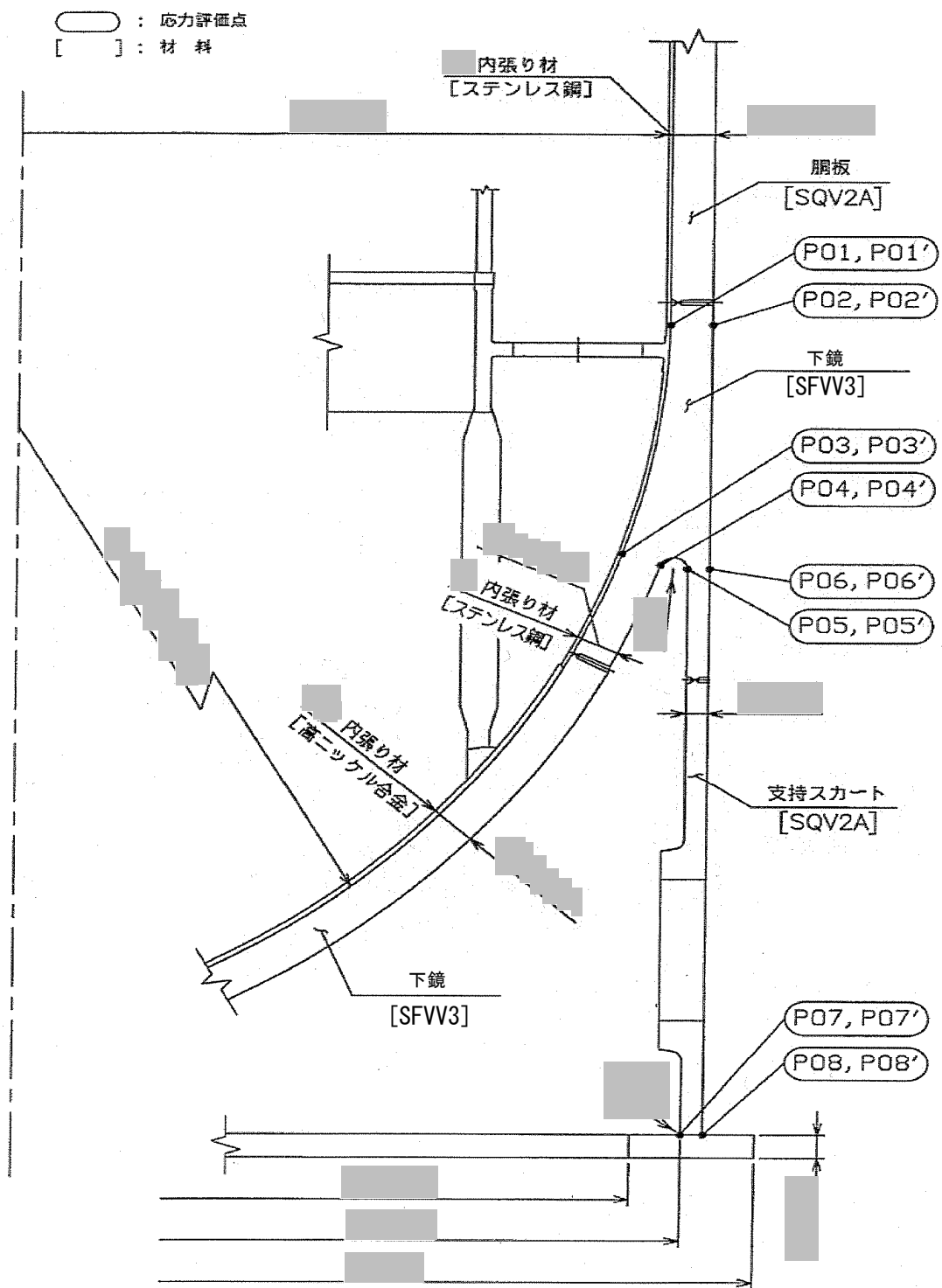
(2) 評価モデル及び応力評価点

評価モデル及び応力評価点を図1～図3に示す。



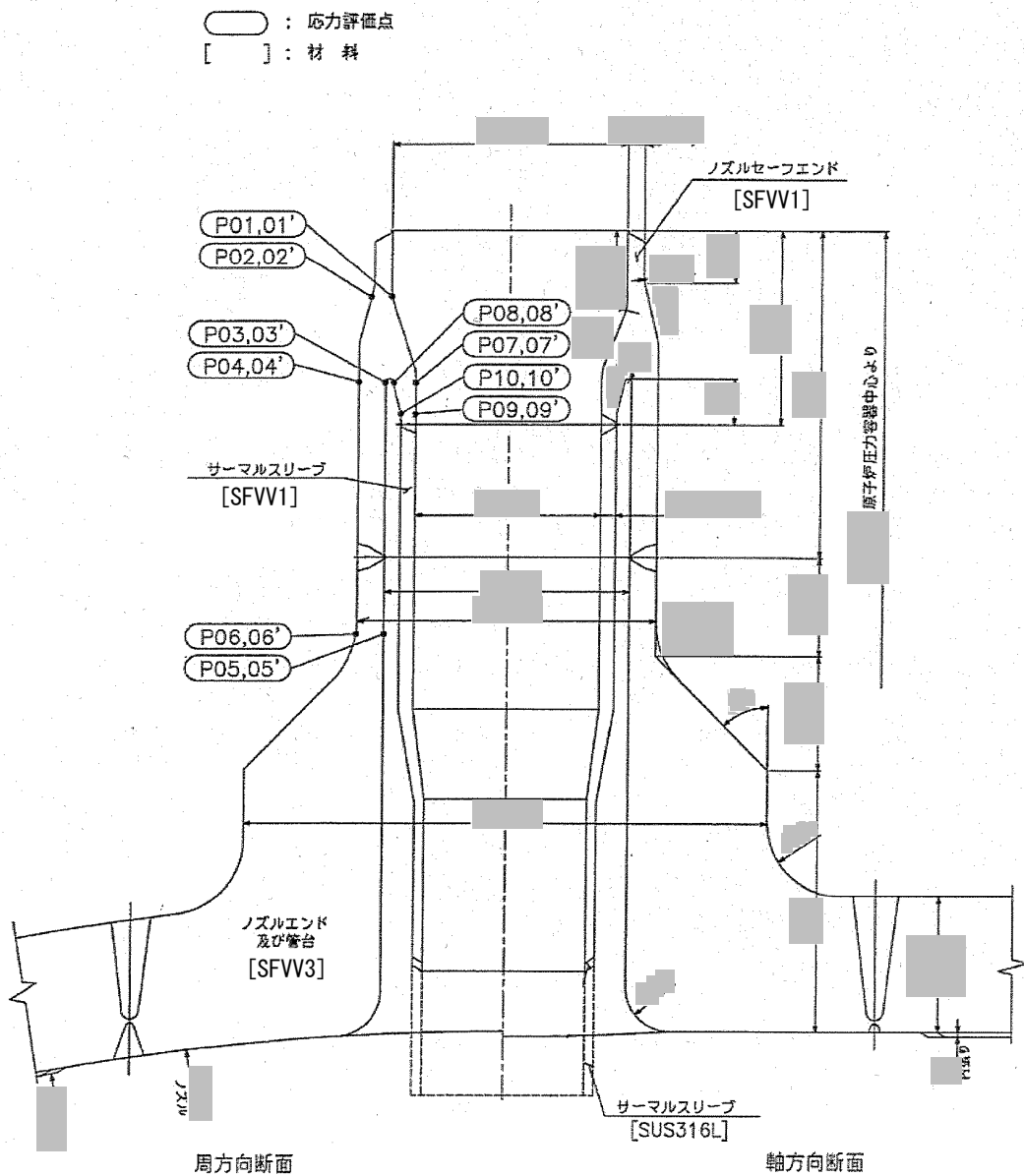
(単位：mm)

図1 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)

図2 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)

注) 管台の丸みの部分については、設計・建設規格 PVB-3140 疲労解析不要の条件に基づき、疲労解析を行うことを要しない。

図3 給水ノズルの形状・寸法・材料・応力評価点

(3) 応力分類

応力解析のフローチャートを図 4 に示す。

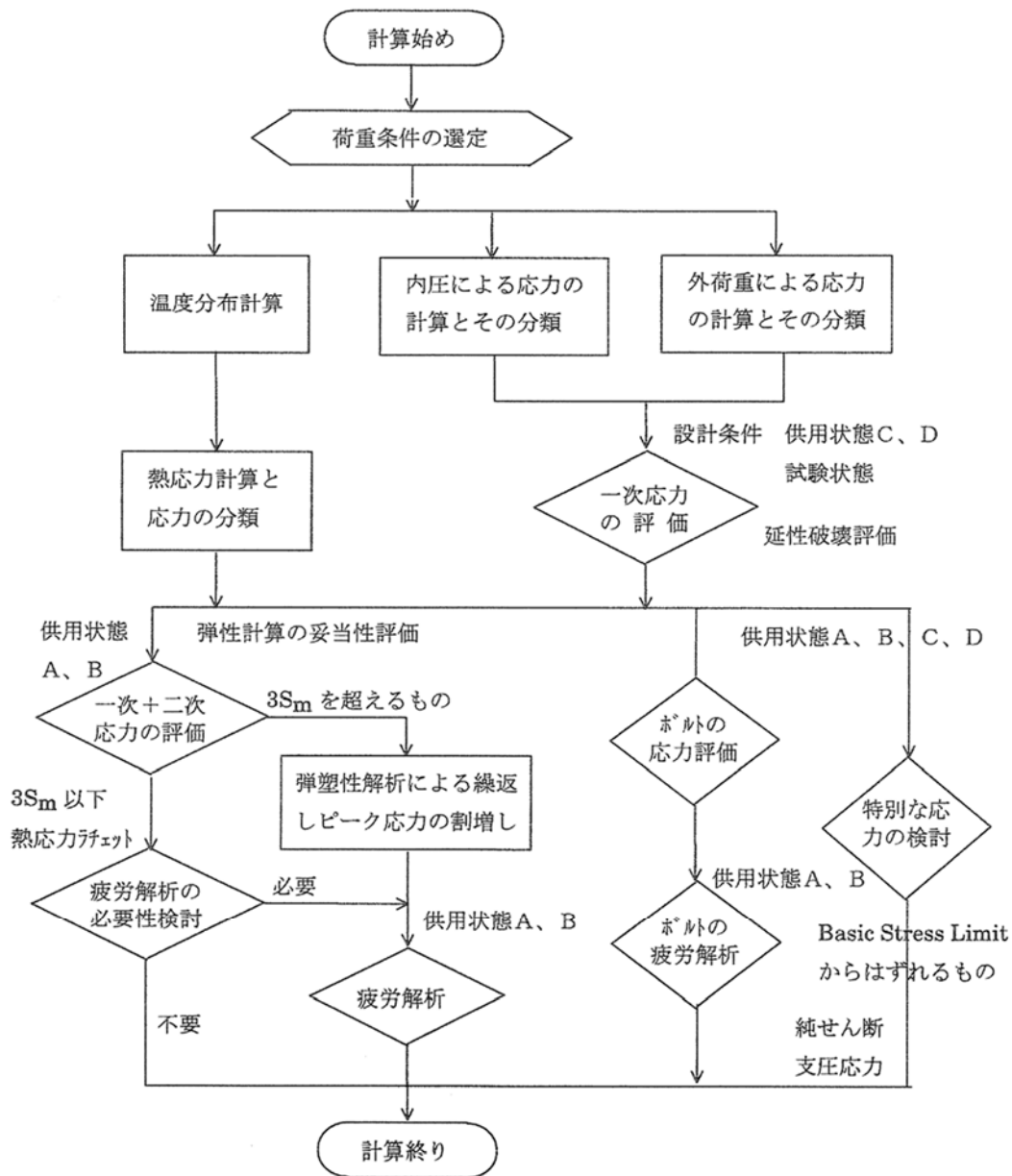


図 4 応力解析のフローチャート



(4) 材料物性, 許容応力及び荷重条件

各評価部位における材料物性値を表 1-1, 表 2-1 及び表 3-1 に示す。

各評価部位における許容応力強さを表 1-2, 表 2-2 及び表 3-2 に示す。

各評価部位における荷重条件を表 1-3, 表 2-3 及び表 3-3 に示す。

表 1-1 主フランジ及びスタッドボルト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)	S (MPa)	E <sub>0</sub> (MPa)	q	A <sub>0</sub>	B <sub>0</sub>
SFVV3	■					
SNB24-3	■					

注) E : 運転温度に対する縦弾性係数

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, 10<sup>6</sup>回に対応する繰り返しピーク応力強さ

E<sub>0</sub> : 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, A<sub>0</sub>, B<sub>0</sub> : 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 (PL+Pb+Q)
供用状態		A, B
運転温度 (°C)		■
許容応力 3・Sm	低合金鋼(SFVV3)	■
	高張力ボルト(SNB24-3)	■

表 1-3 外荷重条件 (主フランジ及びスタッドボルト)

荷重名称	値(kN)
ボルト締付力(L11)	■

表 2-1 下鏡及び支持スカートの内張り荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	E (MPa)	S (MPa)	E <sub>0</sub> (MPa)	q	A <sub>0</sub>	B <sub>0</sub>
SFVV3	[Redacted]					
SQV2A						

注) E : 運転温度に対する縦弾性係数

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, 10<sup>6</sup>回に対応する繰返しピーク応力強さ

E<sub>0</sub> : 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, A<sub>0</sub>, B<sub>0</sub> : 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 (PL+Pb+Q)
供用状態		A, B
運転温度 (°C)		[Redacted]
許容応力 3・Sm	低合金鋼 (SFVV3, SQV2A)	[Redacted]

表 2-3 外荷重条件 (下鏡及び支持スカート)

荷重名称		鉛直力 (kN)		水平力 (kN)	モーメント (kN・m)
		V1	V2	H	M
死荷重	C10, C11, C20~C22	[Redacted]			
	C03~C08, C13~C17				
	C25				
	C02, C26				

注) V1 荷重は下部鏡板に一様に分布する。

V2 荷重は全周に一様に分布する。

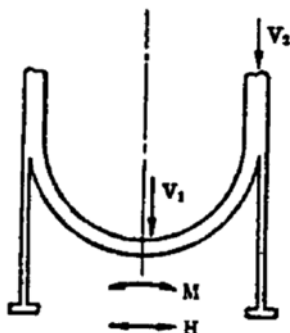


表 3-1 給水ノズルの繰り返し荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	E (MPa)	S (MPa)	E <sub>0</sub> (MPa)	q	A <sub>0</sub>	B <sub>0</sub>
SFVV3						
SFVV1						

注) E : 運転温度に対する縦弾性係数  
 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, 10<sup>6</sup> 回に対応する繰り返しピーク応力強さ  
 E<sub>0</sub> : 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, A<sub>0</sub>, B<sub>0</sub> : 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

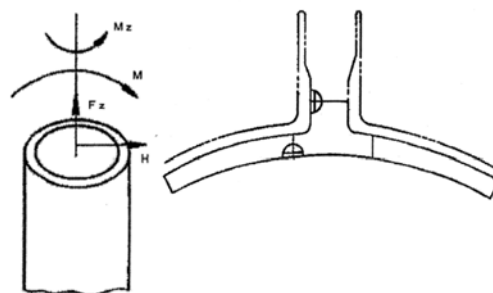
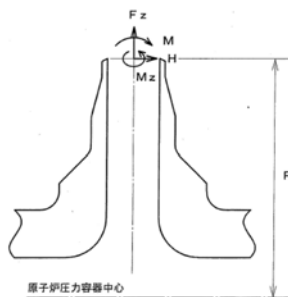
表 3-2 給水ノズルの許容応力強さ (単位:MPa)

応力分類		一次+二次応力 (PL+Pb+Q)
供用状態		A, B
運転温度 (°C)		
許容応力 3・Sm	低合金鋼(SFVV3)	
	炭素鋼(SFVV1)	

表 3-3 外荷重条件 (給水ノズル)

荷重名称		配管反力 (kN)		モーメント (kN・m)		荷重 作用点 R(mm)
		H	Fz	M	Mz	
ノズル	死荷重(L04)					4,090
	熱変形力(L07)					
サーマル スリーブ	死荷重(L04)					3,286
	熱変形力(L07)					

注) H, Fz, M 及び Mz : 配管からの荷重である。  
 熱変形力 : 20°C で 0, 260°C 以上の範囲で表記の値となり, この間では炉水温度に比例した値となる。



(5) 熱過渡条件

サーマルサイクルを図 6 に, 過渡回数の算出根拠を表 4 に示す。

■ 内は営業秘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

表 4 過渡回数算出根拠

運転事象	設計 (*1)	試運転時	運転開始～ 平成 26 年度末 まで	平成 26 年度末 までの合計
ボルト締付				20
耐圧試験(最高使用圧力以下)				43
起動(昇温)				39
起動(タービン起動)				39
夜間出力運転(出力 75%)				0
週末低出力運転(出力 50%)				3
制御棒パターン変更				121
給水加熱機能喪失				1
スクラム(タービントリップ)				4
スクラム(原子炉給水ポンプ停止)				6
スクラム(その他)				1
停止				39
ボルト取外				20
逃がし安全弁誤作動				0

(\*1) 工事計画認可申請書記載値

(6) 各部の評価結果 (最大評価点の選定)

表 5 - 1 主フランジ及びスタッドボルトの評価結果

評価点	疲労累積係数		
	平成 26 年度末	許容値	
主フランジ		1	←最大値
		1	
	0.0388	1	
		1	
スタッドボルト		1	←最大値
		1	
	0.2716	1	
		1	

表5-2 下鏡及び支持スカートの評価結果

評価点	疲労累積係数			
	平成26年度末	環境疲労	許容値	
下鏡	0.0046	0.0884	1	←最大値
	0.0046	0.0884	1	←最大値
			1	
			1	
			1	
			1	
			1	
支持スカート	0.1728	—	1	←最大値
	0.1728	—	1	←最大値
			1	
			1	
			1	
			1	
			1	

表 5 - 3 給水ノズルの疲労評価結果

評価点	疲労累積係数			
	平成 26 年度末	環境疲労	許容値	
給水ノズル			1	
			1	
			1	
			1	
		0.0517	0.2943	1 ←最大値
			1	
			1	
			1	
			1	
			1	
			1	
			1	
			1	
			1	
			1	
			1	



(7) 各部位の最大疲労評価点における疲労評価計算

平成 26 年度末時点の疲労累積係数

① 主フランジ(評価点 ■■■■)

応力評価点-----■■■■

材 料-----SFV3

応 力 差-----■■■■

表 6 - 1 主フランジ最大疲労評価点疲労評価

No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	Sl (MPa)	Sl' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na
1								
2								
3								
4								
5								
6								
7								
疲労累積係数 Un							0.0388	

② スタッドボルト部(評価点 ■■■)

応力評価点-----■■■

材 料-----SNB24-3

応 力 差-----■■■

表 6 - 2 スタッドボルト最大疲労評価点疲労評価

No.	Sp (MPa)	Sl (MPa)	Sl' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na
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 Un	0.2716

③ 下鏡(評価点 ■■■)

応力評価点-----■■■  
 材 料-----SFV3  
 応 力 差-----■■■

表 6 - 3 下鏡の最大疲労評価点疲労評価

No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	Sl (MPa)	Sl' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na
1								
2								
3								
4								
5								
6								
7								
疲労累積係数 Un								0.0046

④ 支持スカート(評価点 ■■■■)

応力評価点-----■■■■  
 材 料-----SFV3  
 応 力 差-----■■■■

表 6 - 4 支持スカート最大疲労評価点疲労評価

No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	Sl (MPa)	Sl' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na
1								
2								
3								
4								
5								
6								
7								
8								
9								
10								
11								
12								
							疲労累積係数 Un	0.1728

⑤ 給水ノズル(評価点 ■■■■)

応力評価点-----■■■■  
 材 料-----SFVV1  
 応 力 差-----■■■■

表 6 - 5 給水ノズル最大疲労評価点疲労評価

No.	Sn (MPa)	Ke	Sp (MPa)	Sl (MPa)	Sl' (MPa)	Na	Nc	Nc/Na
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 Un	0.0517

## (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。なお、容器内面の内張り材により母材が直接接液しない場合においても保守的に接液しているものとして評価を行った。

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ぶ。

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

ここで、 $U_{en}$  : 環境効果を考慮した疲労累積係数  
 $U_n$  : 環境効果を考慮しない疲労累積係数  
 $F_{en}$  : 環境効果補正係数

環境効果補正係数  $F_{en}$  の評価（算出式）は、環境疲労評価手法に基づき、下鏡は [ ]、給水ノズルについては [ ] を実施した。なお、環境効果補正係数の算出に用いる硫黄含有量は材料証明書に、溶存酸素濃度は運転実績に基づき算出した。

## ① 下鏡（最大値 [ ]）

環境効果補正係数については、環境疲労評価手法 EF-3121（係数倍法）に基づき算出した。

## ○環境効果補正係数算出式

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

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

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

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

## ○環境条件

硫黄含有量(S) : [ ]  
 環境温度(T) : [ ] (評価点の領域における最高温度)  
 溶存酸素濃度(D0) : [ ]

## ○環境効果補正係数

上記の条件により環境効果補正係数( $F_{en}$ )を算出した。  
 環境効果補正係数( $F_{en}$ ) : 19.2158

## ○環境効果を考慮した疲労累積係数

$$U_{en} = U_n : 0.0046 \times F_{en} : 19.2158 = \underline{0.0884}$$

## ② 給水ノズル (最大値 )

環境効果補正係数については、環境疲労評価手法 EF-3213 (詳細評価手法) に基づき算出した。

各過渡での  $F_{en, det}$  は、以下の式による。

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

応力サイクルの組合せでの  $F_{en, det}$  は、以下の式による。

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

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疲労累積係数を以下に示す。なお、溶存酸素濃度は 硫黄含有量は とする。

補正係数計算手法：詳細評価手法

評価点：■

応力差：■

表 7 給水ノズル環境効果を考慮した疲労・累積係数

過渡 A			過渡 B			Fen, det	Na	Nc	疲労累積係数		
応力サイクル	$\Delta \epsilon$	Fen, det, A	応力サイクル	$\Delta \epsilon$	Fen, det, B				Un	Uen	
[Redacted Data]									合計	0.0517	0.2943



(9) 疲労評価結果のまとめ

表 8 給水ノズル環境効果を考慮した疲労累積係数

評価対象部位	運転実績回数に基づく疲労解析 (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 26 年度末時点)	現時点 (平成 26 年度末時点)
主フランジ	0.0388	
スタッドボルト	0.2716	
給水ノズル	0.0517	0.2943
下鏡	0.0046	0.0884
支持スカート	0.1728	

以上

浜岡3号炉－低サイクル疲労－4

タイトル	原子炉冷却材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について
説明	<p>原子炉冷却材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，<math>K_e</math>係数，環境評価パラメータを含む）について添付資料4－1に示す。</p> <p>添付資料4－1 原子炉冷却材再循環系配管の疲労評価計算書</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

原子炉冷却材再循環系配管の疲労評価計算書

1. はじめに

原子炉冷却材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) JSME S NC1-2007」(以下「設計・建設規格」という。)に基づき実施した。

また、環境疲労評価は、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。)に基づき実施した。

2. 疲労評価

(1) 算出根拠

a. 解析モデル及び最大評価点の選定

評価モデル及び最大評価点を図1に示す。最大評価点は炭素鋼配管部及びステンレス鋼配管部にて、それぞれ疲労評価結果が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)

線膨張係数:            mm/mm°C (炭素鋼 (STS410)           )

線膨張係数:            mm/mm°C (ステンレス鋼 (SUSF316)           )

c. 応力分類

応力評価方法は、設計・建設規格の解説 第5章 管(クラス1配管) 解説図 PPB-3511-1 配管要素の解析手順による。

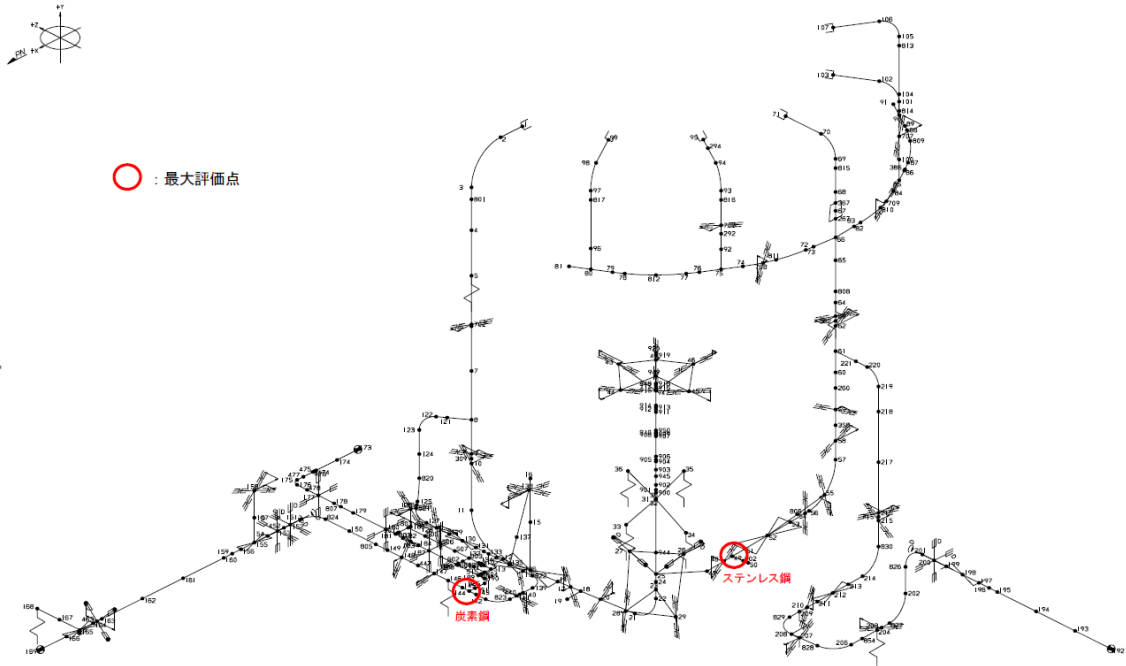
d. 熱過渡条件

サーマルサイクルを図2. 1, 図2. 2に、過渡回数の算出根拠を表1に示す。

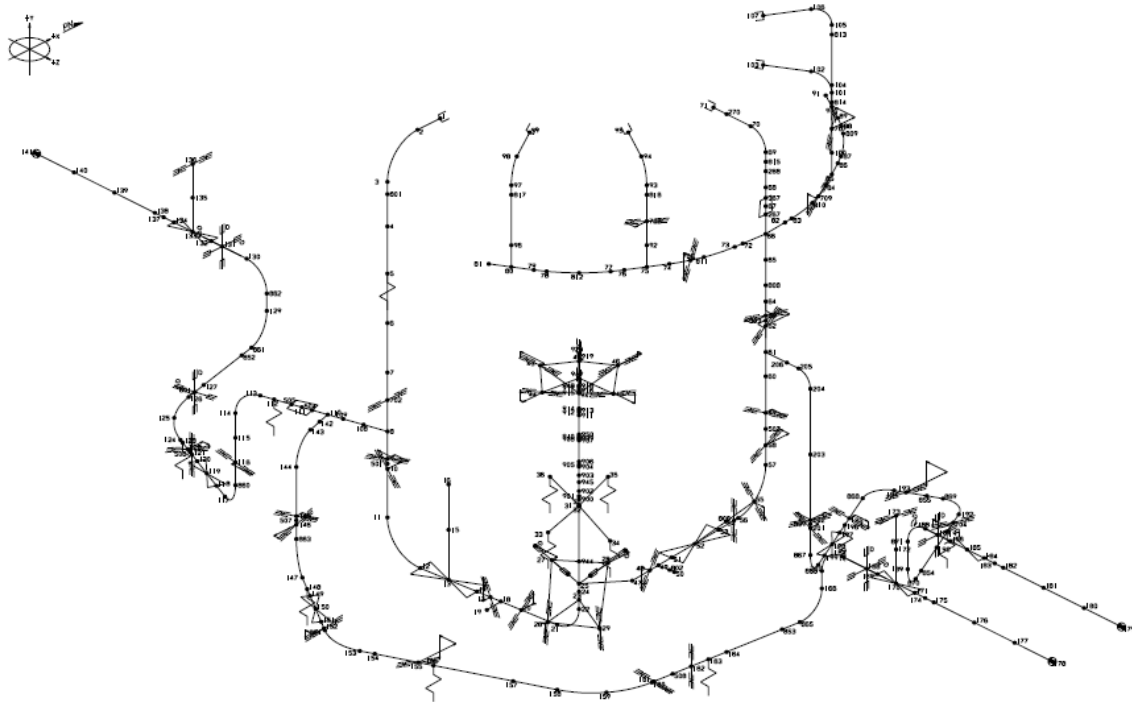
表1 過渡回数算出根拠

運転事象	設計 (注1)	試運転時	運転開始～ 平成26年度末 まで	平成26年度末 までの合計
耐圧試験				43
起動				39
給水加熱機能喪失				1
スクラム (タービントリップ)				4
スクラム (原子炉給水ポンプ停止)				6
スクラム (その他)				1
停止				39
逃がし安全弁誤作動				0

(注1) 工事計画認可申請書記載値



評価モデル：PLR-001



評価モデル：PLR-002

図1 評価モデル及び最大評価点

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません



図 2. 1 原子炉冷却材再循環系配管 サーマルサイクル (1 / 2)  
(工事計画認可申請書より)



図 2. 2 原子炉冷却材再循環系配管 サーマルサイクル (2 / 2)  
(工事計画認可申請書より)

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

(2) 評価結果

評価結果を表2, 表3に示す。

表2 最大評価点の評価結果 (炭素鋼配管部)

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 (ヤング率補正後)	繰返回数		疲労累積 係数
		Sn (MPa)	Sp (MPa)	Ke (-)	S $\sigma'$ (MPa)	ni (実回数)	Ni (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								
23								
24								
合計								0.0283

内は営業秘密に属しますので公開できません

表3 最大評価点の評価結果（ステンレス鋼配管部）

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 (ヤング率補正後)	繰返回数		疲労累積 係数
		Sn (MPa)	Sp (MPa)	Ke (-)	S $\sigma'$ (MPa)	ni (実回数)	Ni (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								
23								
24								
25								
26								
合計								0.0028

内は営業秘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。

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

ここで、 $U_{en}$  : 環境効果を考慮した疲労累積係数  
 $U_n$  : 環境効果を考慮しない疲労累積係数  
 $F_{en}$  : 環境効果補正係数

## (1) 最大評価点の評価結果 (炭素鋼配管部)

環境疲労評価手法 EF-3222 (簡易評価手法による評価) の式(EF-20)において M 項が支配的となる応力サイクルに対して、環境効果補正係数を以下により算出した。なお、式(EF-20)において  $\Delta T$  項が支配的となる応力サイクルについては、ひずみ振幅  $\leq 0.042\%$  となったため、EF-2200 (環境効果考慮不要の条件) に従い環境効果は考慮不要とした。

## a. 各過渡における環境効果補正係数

各過渡における環境効果補正係数を環境疲労評価手法 EF-2310 に基づき下式にて算出した。

$$\ln(F_{en}) = 0.00822(0.772 - \varepsilon \cdot^*) \times S^* \times T^* \times O^*$$

ここで

$$\varepsilon \cdot^* = \ln(0.0004) \quad (\varepsilon \cdot < 0.0004\%/s, D0 \leq 0.7\text{ppm})$$

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

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

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

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

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

$\varepsilon \cdot$  : ひずみ速度 (%/s) :

S : 硫黄含有率 (%) :

D0 : 溶存酸素濃度 (ppm) :

T : 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も高い温度

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

## b. 応力サイクルの組合せでの環境効果補正係数

環境疲労評価手法 EF-3222 (簡易評価手法による評価) に基づき、応力サイクルの組合せでの環境効果補正係数  $F_{en, simp, i}$  を以下のとおり算出した (注2)。

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

(注2) EF-3222 により M 項が大きい場合は起動時のひずみ上昇過程を線形と仮定したひずみ速度を適用できることから、ひずみ速度とひずみ範囲は以下のとおりとした。

- ・ひずみ速度  $\dot{\varepsilon}$  は [ ] とした。
- ・ひずみ範囲 ( $\varepsilon_{max} - \varepsilon_{min}$ ) として、起動事象 [ ] におけるひずみ範囲とした。

## c. 環境効果を考慮した疲労累積係数

環境効果を考慮した疲労累積係数  $U_{en}$  は、以下の式により求める。

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

環境疲労評価結果について表 4 に示す。

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

表4 環境疲労評価結果（炭素鋼配管部）

No.	疲労累積 係数 $U_n$	過渡A		過渡B		簡易評価手法による 環境効果補正係数 $F_{en, simp, i}$	環境を考慮した 疲労累積係数 $U_{en}$
		$\Delta \epsilon_A$	$F_{en, simp, A}$	$\Delta \epsilon_B$	$F_{en, simp, B}$		
1							
2							
3							
4							
5							
6							
7							
8							
9							
10							
11							
12							
13							
14							
15							
16							
17							
18							
19							
20							
21							
22							
23							
24							
合計							0.5724

(注3) ひずみ振幅 $\leq 0.042\%$ のため、EF-2200より環境効果は考慮不要とした。

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

## (2) 最大評価点の評価結果 (ステンレス鋼配管部)

環境効果補正係数については、環境疲労評価手法 EF-3221 (係数倍法による評価) に基づき算出した。

## ○環境効果補正係数算出式

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

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

## ○環境条件

環境温度 (T)

## ○環境効果補正係数

上記の条件により環境効果補正係数 ( $F_{en}$ ) を算出した。

環境効果補正係数 ( $F_{en}$ ) : 22.5059

## ○環境効果を考慮した疲労累積係数

$$U_{en} = U_n \cdot 0.0028 \times F_{en} = 22.5059 \cdot 0.0028 = \underline{0.0631}$$

## 3. 疲労評価結果まとめ

表 5 原子炉冷却材再循環系配管の疲労評価結果

配管系	運転実績回数に基づく疲れ解析 (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 26 年度末時点)	現時点 (平成 26 年度末時点)
原子炉冷却材再循環系 (炭素鋼配管部)	0.0283	0.5724
原子炉冷却材再循環系 (ステンレス鋼配管部)	0.0028	0.0631

以上

内は営業秘密に属しますので公開できません

浜岡 3 号炉－低サイクル疲労－5

タイトル	FDW 注入原子炉元弁及び FDW 第 1 隔離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
説明	<p>FDW 注入原子炉元弁（F053A, B）及び FDW 第 1 隔離弁（F052A, B）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 5－1：弁の疲労累積係数算出根拠</p> <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)」に基づき実施した。

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、係数倍法及び簡易評価法を採用した。

## (2) 算出根拠

## a. 解析モデル及び最大評価点の選定

弁の疲労評価において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1に評価対象部位を示す。

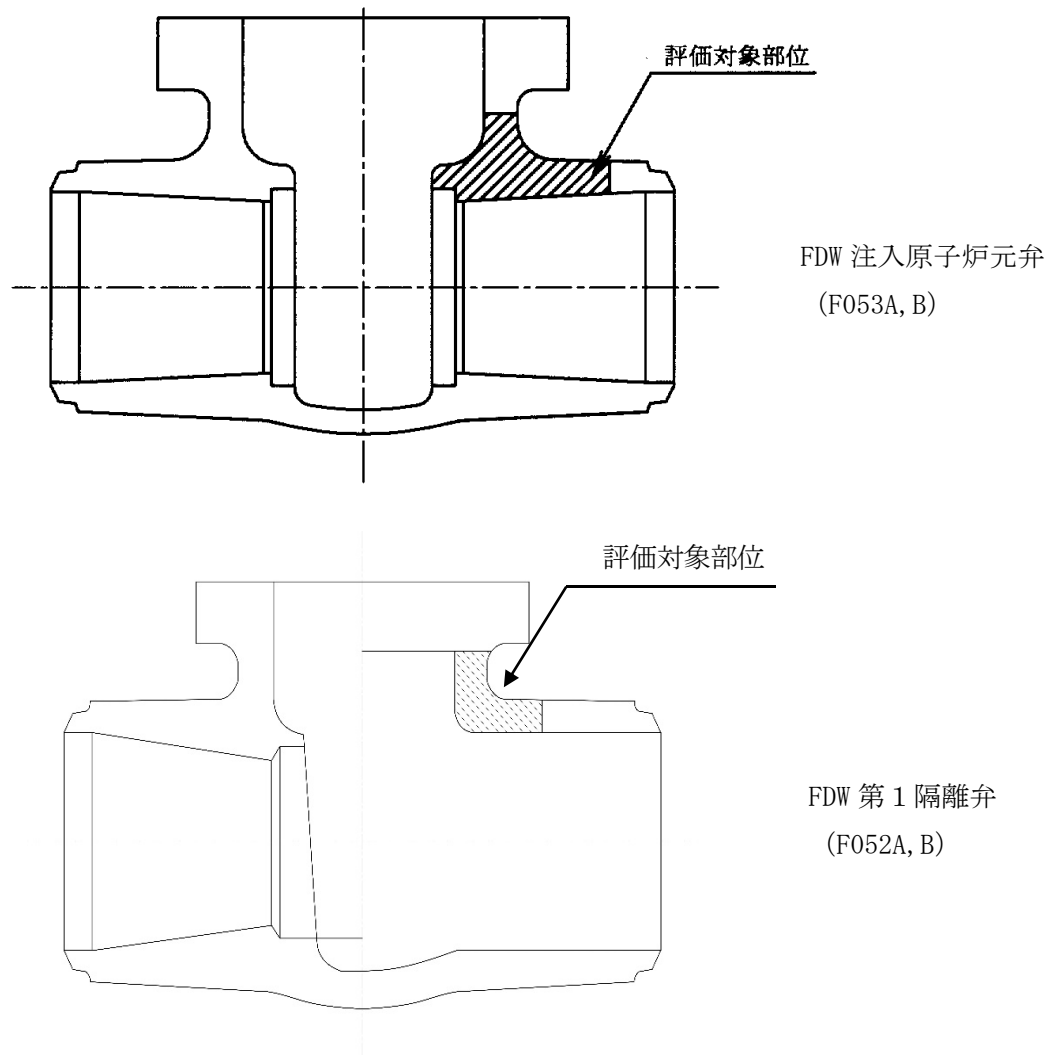


図1 評価対象部位

b. 材料特性

弁箱の疲労評価において考慮する材料物性等を以下に示す。

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)	$\alpha (\times 10^{-6} \text{mm/mm}^\circ\text{C})$	Sm (MPa)	温度 (°C)
FDW 注入原子炉元弁 (F053A, B)	SCPL1				
FDW 第 1 隔離弁 (F052A, B)	SCPL1				

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 2 に, 過渡回数  
の算出根拠を表 1 に示す。



図2 サーマルサイクル図 (工事計画認可申請書より)



内は営業秘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	設計※1	A) 運開前	B) 運開～平成 26 年度末まで	C) 平成 26 年 度末まで合計 C=A+B
耐圧試験 (最高使用圧力以下)				43
起動 (昇温)				39
起動 (タービン起動)				39
週末低出力運転 (出力 50%)				3
制御棒パターン変更				121
給水加熱器機能喪失				1
スクラム (タービントリップ)				4
スクラム (原子炉給水ポンプ停止)				6
スクラム (その他)				1
停止				39

※ 1 : 工認記載値を示す

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

(2) 評価結果

- a. FDW 注入原子炉元弁 (F053A, B)

S <sub>n</sub> (MPa)	3・S <sub>m</sub> (MPa)

S<sub>n</sub> < 3・S<sub>m</sub> であることから Ke=1 とした。

ΔTf(°C)	Sp(MPa)	Sl(MPa)	Ni(回)	Nri(回)	Ni/Nri	備考 起動/停止
						〃
						〃
						〃
						〃
						〃
						〃
						〃
						〃
						〃
						〃
						〃
						〃
評価：疲労累積係数 $I_t = \sum (N_i/N_{ri}) =$						0.01375 ≤ 1.0

b. FDW 第 1 隔離弁 (F052A, B)

S <sub>n</sub> (MPa)	3 · S <sub>m</sub> (MPa)

S<sub>n</sub> < 3 · S<sub>m</sub> であることから Ke=1 とした。

ΔTf (°C)	Sp (MPa)	S1 (MPa)	Ni (回)	Nri (回)	Ni/Nri	備考
						起動/停止
						〃
						〃
						〃
						〃
						〃
						〃
						〃
						〃
						〃
評価：疲労累積係数 $I_t = \sum (Ni/Nri) =$						0.01620 ≤ 1.0

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

## 2. 環境疲労評価

## (1) 評価手順

## a. 評価内容

疲労評価で得られた疲労累積係数 (Un) 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 (Fen) を乗じた値を、環境効果を考慮した場合の疲労累積係数 (Uen) として算出した。

$$Uen = Un \times Fen$$

なお、弁箱の起動時及び停止時における疲労評価を 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)」VVB-3360 に従い実施している。

## (2) 算出根拠

## a. 環境効果補正係数算出式

炭素鋼・低合金鋼およびこれらの溶接部の環境効果補正係数式を以下に示す

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

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

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

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

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)

## 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(Fen)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 (-)
FDW 注入原子炉元弁 (F053A, B)				9.27
FDW 第1 隔離弁 (F052A, B)				9.27

※: F053A, B 及び F052A, B のうち硫黄含有量が高い方の値を示す。

## 3. 熱疲労および環境評価結果のまとめ

浜岡3号機 FDW 注入原子炉元弁及びFDW 第1 隔離弁の疲労評価結果

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 (平成 26 年度末) (Un)	環境疲労評価手法 による解析 (平成 26 年度末) (Uen)
FDW 注入原子炉元弁 (F053A, B)	0.0138	0.1275
FDW 第1 隔離弁 (F052A, B)	0.0162	0.1502

以上

浜岡3号炉-IASCC-2 Rev.1

タイトル	現時点までの運転時間 (EFPY) 及び中性子照射量評価の内容 (評価モデル, 計算方法の詳細を含む) 及び評価の結果, 中性子照射量が最大となる位置について
説明	<p>1. 運転時間 (EFPY)</p> <p>現時点 (平成 26 年度末) の運転時間 (EFPY) は, 18.43 EFPY である。</p> <p>2. 中性子照射量評価の内容</p> <p>中性子照射量評価の内容 (計算の方法含む) については, 以下の手順で算出している。</p> <p>基準計算として R-Z 体系モデル (垂直断面モデル) により炉内各一の中性子束を算出する。次に, 補正計算として R-<math>\theta</math> 体系モデル (水平断面モデル) により燃料配置による周方向中性子束分布を算出し, 基準計算にて得られた中性子束に乘じることで, 中性子照射量を算出する。</p> <p>なお, 使用した計算機コード, 評価モデル, 入力パラメータは以下のとおりである。</p> <p>(1) 計算機コード</p> <p>二次元輸送計算コード: <span style="background-color: #cccccc; display: inline-block; width: 150px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span></p> <p>(2) 評価モデル</p> <p>基準計算に用いる R-Z 体系モデル (垂直断面モデル) を図 1 に, 補正計算に用いる R-<math>\theta</math> 体系モデル (水平断面モデル) を図 2 に示す。</p> <p>(3) 入力パラメータ</p> <p>入力パラメータは以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・ 炉心条件 (燃焼種類等)</li><li>・ 構成材料の物性値 (密度, 組成等)</li><li>・ 構造物の形状, 寸法</li><li>・ 出力分布</li><li>・ 中性子核分裂スペクトル</li></ul>



図1 R-Z 体系モデル (垂直断面モデル)



図2 R-θ体系モデル（水平断面モデル）

### 3. 中性子照射量の評価結果

炉心シュラウド，上部格子板，炉心支持板，制御棒案内管，周辺燃料支持金具の中性子照射量が最大となる位置の評価結果を表1に示す。なお，θ方向については，保守的に最大となる位置で評価している。

表1 中性子照射量が最大となる位置での評価結果（運転時間 18.43 EFPY）

評価対象機器	中性子照射量が最大となる位置	中性子照射率 (n/cm <sup>2</sup> /sec)	累積照射量 (n/m <sup>2</sup> )
炉心シュラウド	中間胴の周溶接線 (H4) の上部 約 1000mm の位置		
上部格子板	グリッドプレート下端 炉中心位置		
炉心支持板	支持板上端		
制御棒案内管	中央位置の制御棒案内管 上面の中心位置		
周辺燃料支持金具	支持金具上端		



また、照射誘起型応力腐食割れに対する評価位置は、中性子照射量が最大となる位置及び評価対象機器の構造（残留応力が高いと想定される溶接線の有無）を踏まえて表2のとおり選定している。

表2 中性子照射量の評価結果（運転時間 18.43 EFPY）

評価対象機器	評価位置	中性子照射率 (n/cm <sup>2</sup> /sec)	累積照射量 (n/m <sup>2</sup> )
炉心シュラウド	中間胴の周溶接線（H4） シュラウド内壁		
上部格子板	グリッドプレート下端 炉中心位置		
炉心支持板	支持板下端 炉中心位置		
制御棒案内管	中央位置の制御棒案内管 上面の中心位置		
周辺燃料支持 金具	炉中心に最も近接する 周辺燃料支持金具と 炉心支持板の溶接線		

以上

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

浜岡3号炉-2相ステンレス鋼の熱時効-2

タイトル	ステンレス鋼鑄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>ステンレス鋼鑄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、添付資料2-1に示す。なお、各部位の使用温度については機器設計仕様書あるいは配管計装図に記載の値を転記し、フェライト量については、材料証明書の値を転記あるいはASTM A800に基づき算出した値を記載した。</p> <p>添付資料2-1：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</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

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

表-1 熱時効の経年劣化評価に関する評価対象部位の抽出結果

代表機器	評価機器名	部位	き裂が想定される経年劣化事象	評価	最高使用温度	通常使用温度	フェライト量 (%)
○	原子炉冷却材浄化ポンプ	羽根車	無し	▲	302 °C		
		ケーシング	無し	▲	302 °C		
○	原子炉冷却材再循環ポンプ	羽根車	無し	▲	302 °C		
		ライナーリング	無し	▲	302 °C		
		水中軸受	無し	▲	302 °C		
		ケーシング	疲労割れ	○	302 °C		
○	PLR ポンプ出口弁	弁箱	疲労割れ	○	302 °C		
		弁ふた	無し	▲	302 °C		
		弁体	無し	▲	302 °C		

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

熱時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

代表機器	評価機器名	部位	き裂が想定される経年劣化事象	評価	最高使用温度	通常使用温度	フェライト量 (%)
—	PLR ポンプ入口弁	弁箱	疲労割れ	○	302 °C		
		弁ふた	無し	▲	302 °C		
		弁体	無し	▲	302 °C		
○	燃料支持金具	中央燃料支持金具	無し	▲	302 °C		
○	炉心スプレイ配管・スパージャ	ノズル	無し	▲	302 °C		
○	ジェットポンプ	ライザ	無し	▲	302 °C		
		インレットミキサ	無し	▲	302 °C		
		ディフューザ	無し	▲	302 °C		
		ブラケット	無し	▲	302 °C		
○	ボロンカーバイド粉末型制御棒	落下速度リミッタ	無し	▲	302 °C		
○	非常用ディーゼル発電機	過給機ノズル	無し	▲	520 °C		
—	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	過給機ノズル	無し	▲	450 °C		

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

表-2 原子炉冷却材再循環ポンプケーシング及びポンプ出入口弁との取合い配管部発生応力及び疲労累積係数

評価機器名	部位		通常運転時 (MPa)		地震時 (Ss800gal) (MPa)		一次+二次応力合計 (①+②) (MPa)	疲労累積係数													
			一次応力	一次+二次応力 (①)	一次応力	一次+二次応力 (②)															
原子炉冷却材再循環 ポンプ	ケーシング	PLR ポンプ(A) 入口							0.0225												
		PLR ポンプ(A) 出口																			
		PLR ポンプ(B) 入口																			
		PLR ポンプ(B) 出口																			
PLR ポンプ入口弁	弁箱	B31-F001A 入口													0.0338						
		B31-F001A 出口																			
		B31-F001B 入口																			
		B31-F001B 出口																			
PLR ポンプ出口弁	弁箱	B31-F002A 入口																			0.0300
		B31-F002A 出口																			
		B31-F002B 入口																			
		B31-F002B 出口																			

■内は営業秘密に属しますので公開できません

熱時劣化評価対象部品の使用温度、フレライト量及び作用応力

表-3 弁箱に発生する応力

対象弁		作用応力 (MPa)			
		内圧による弁箱の 一次応力	配管反力による弁箱の 二次応力	弁箱の局部一次応力	弁箱の一次+二次応力
PLR ポンプ入口弁	B31-F001A/B				
PLR ポンプ出口弁	B31-F002A/B				

■内は営業秘密に属しますので公開できません

浜岡3号炉－その他の経年劣化事象－3

<p>タイトル</p>	<p>社内規程における管理と日本機械学会の規格の内容と、炭素鋼配管（給水系等）の点検実績について</p>
<p>説明</p>	<p>社内規程である「減肉管理手引」は、日本機械学会 発電用原子力設備規格「沸騰水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格(2006年版)」(JSME S NH1-2006) (以下「減肉技術規格」という。)等に基づき定めている。減肉技術規格と「減肉管理手引」における管理内容の比較を添付資料3-1に示す。</p> <p>また、給水系、原子炉冷却材再循環系、制御棒駆動系、余熱除去系、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系及び原子炉冷却材浄化系の炭素鋼配管の現時点までの残存寿命が最も短い点検実績は添付資料3-2のとおり。</p> <p>添付資料3-1 減肉技術規格と減肉管理手引（社内規程）との比較  添付資料3-2 炭素鋼配管（給水系等）の点検実績</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

## 減肉技術規格と減肉管理手引（社内規程）との比較

## 全般

項目	減肉技術規格	減肉管理手引（社内規程）
対象とする配管系	C-1220 ・対象とする配管系：図 C-1220 に示す配管	・ C-1220 の対象とする配管系に加え、以下の炭素鋼配管について自主的に追加管理  原子炉冷却材再循環系 余熱除去系 低圧炉心スプレイ系 高圧炉心スプレイ系 原子炉冷却材浄化系 燃料プール冷却浄化系 等

## 流れ加速型腐食（FAC）

項目	減肉技術規格	減肉管理手引（社内規程）
試験対象系統及び部位	CA-2100 (1)試験対象範囲： 図 CA-1000 及び表 CA-1000-1 に示す配管等（CA-1000 に従い、FAC に耐性を有する材料を採用している場合は除外して良い） (2)管理ランク： FAC-1, FAC-2, FAC-S に分類 (3)試験対象部位： CA-2100 に規定される偏流発生部位	(1) CA-2100 の試験対象に加え、以下の炭素鋼配管を自主的に追加管理  原子炉冷却材再循環系 余熱除去系 低圧炉心スプレイ系 高圧炉心スプレイ系 原子炉冷却材浄化系 燃料プール冷却浄化系 等  (2) CA-2100 と同様  (3) CA-2100 に従い試験対象部位を計画書にて明確化
試験実施時期	CA-2200 (1)初回の実施時期： 運転開始から 10 年を経過するまでに初回の試験を完了。ただし、運転プラントにあっては、規格適用時から 5 年を経過するまでに試験を完了。 (2) 2 回目以降の実施時期： ・ FAC-1 10 年以内の周期 ・ FAC-1 以外 余寿命の 5 年前までの適切な時期	(1)初回の実施時期： ・ FAC-1 CA-2200 と同様 ・ FAC-1 以外 5 年以内  (2) 2 回目以降の実施時期： ・ FAC-1 余寿命の 5 年前までの適切な時期 ・ FAC-1 以外 CA-2200 と同様
試験方法	CA-3100 超音波パルス反射法による厚さ測定方法（JIS Z 2355）	CA-3100 と同様
試験員の要件	CA-3200 認定機関による、レベル 1 の技量を有する者、または、同等以上のレベルを有する者	CA-3200 と同様



項目	減肉技術規格	減肉管理手引 (社内規程)
試験の実施	CA-3300～CA-3310 <b>【通常測定】</b> 図 CA-3310-1～12 に例示する個々の測定点に対して肉厚測定を実施。測定ピッチ，下流側直管部測定長さについては，表 CA-3310 のとおりであり，同表よりも細かいピッチで広範囲に測定することは妨げない。	<b>【通常測定】</b> 表 CA-3310，図 CA-3310-1～12 に応じた測定点に対して測定を実施。
	CA-3320 <b>【詳細測定】</b> 判定基準厚さを下回る場合には，判定基準厚さを下回った測定点の周辺に対して測定間隔 20mm 程度の格子点を設けて測定を実施し，最小の厚さを特定。	<b>【詳細測定】</b> 測定間隔 <span style="background-color: #cccccc;">                    </span>
評価	CA-5000～CA-5300 <b>【減肉率の算出】</b> ・初回試験時：公称肉厚法 ・2回目試験時：Point to Point 法 ・3回目以降試験時：最小自乘法 <b>【余寿命の算出】</b> 余寿命（年）＝ （最小測定厚さ－必要最小厚さ）／ 最大減肉率／8760hr <b>【判定基準】</b> 算出された余寿命が次回の定期事業者検査までの期間以上であること。	CA-5000～CA-5300 と同様  なお，FAC-2，FAC-S に対しては，必要最小厚さによる余寿命の算出に加えて，耐震性を考慮した厚さによる余寿命を算出し，双方のうち短い余寿命を当該部の余寿命とする。
措置	CA-6000～CA-6100 余寿命が次回の定期事業者検査までの期間を下回る場合には，取替えまたは補修を行う。	CA-6000～CA-6100 と同様

## 液滴衝撃エロージョン (LDI)

項目	減肉技術規格	減肉管理手引 (社内規程)
試験対象系 統及び部位	<b>CB-2100</b> (1)試験対象系統： 図 CB-1000-1 及び表 CB-1000-1 に示 す配管等  (2)管理ランク <b>LDI-1, LDI-2</b>  (3)試験対象部位： ・ <b>LDI-1</b> ： 絞り部以降の主要な偏流発生部位 ・ <b>LDI-2</b> ： 絞り要素近傍，中間領域，復水器接続 部位から適切に選定	CB-2100 と同様
試験実施時 期	<b>CB-2200</b> (1)初回の実施時期： 運転開始から 10 年を経過するまで に初回の試験を完了。ただし，運転プ ラントにあつては，規格適用時から 5 年を経過するまでに試験を完了。 (2)2 回目以降の実施時期： 余寿命の 5 年前までの適切な時期	(1)初回の実施時期： 5 年以内 (2)2 回目以降の実施時期： <b>CB-2200</b> と同様
試験方法	<b>CB-3100</b> <b>CA-3100</b> に準じる	CB-3100 と同様
試験員の要 件	<b>CB-3200</b> <b>CA-3200</b> に準じる	CB-3200 と同様
試験の実施	<b>CB-3300～CB-3320</b> <b>CA-3300～CA-3320</b> に準じる ただし，差込み式管継ぎ手の内，液滴 が直接衝突すると予想される部分に 追加の測定点を設定。	CB-3300～CB-3320 と同様
評価	<b>CB-5000～CB-5300</b> <b>CA-5000～CA-5300</b> に準じる	<b>CB-5000～CB-5300</b> と同様  なお，必要最小厚さによる余寿命の算出 に加えて，耐震性を考慮した厚さによる 余寿命を算出し，双方のうち短い余寿命 を当該部の余寿命とする。
措置	<b>CB-6000～CB-6100</b> <b>CA-6000～CA-6100</b> に準じる	CB-6000～CB-6100 と同様

## 炭素鋼配管（給水系等）の点検実績

給水系，原子炉冷却材再循環系，制御棒駆動系，余熱除去系，低圧炉心スプレイ系，高圧炉心スプレイ系及び原子炉冷却材浄化系の炭素鋼配管にて，現時点での残存寿命が最も短い試験対象部位の点検実績は下表のとおりである。

系統名	公称 厚さ (mm)	必要 最小 厚さ (mm)	測定 最少 厚さ (mm)	必要最小 厚さまでの 残存余寿命 (年)
給水系				
原子炉冷却材再循環系				
制御棒駆動系				
余熱除去系				
低圧炉心スプレイ系				
高圧炉心スプレイ系				
原子炉冷却材浄化系				

(\* 1) 括弧内の数値は，耐震性を考慮した厚さによる残存寿命。

以 上

浜岡3号炉－耐震－3 Rev.1

タイトル	高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でない事象として、「現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、運転を断続的に行うことを前提とした場合には経年劣化の進展が考えられるが、冷温停止状態が維持されることを前提とした場合には経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象」の区分（耐震安全性評価の対象とし、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として扱うもの）を適用しない理由について
説明	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でない事象のうち、「現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、運転を断続的に行うことを前提とした場合には経年劣化の進展が考えられるが、冷温停止状態が維持されることを前提とした場合には経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象」は、△事象として整理しています。</p> <p>△事象のうち、機器の振動応答特性又は構造強度への影響が「軽微若しくは無視」できるものについては、■事象として整理を行い、それ以外は◎事象として耐震安全性評価を実施しています。</p> <p>以上の理由から、「現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、運転を断続的に行うことを前提とした場合には経年劣化の進展が考えられるが、冷温停止状態が維持されることを前提とした場合には経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象」の区分（耐震安全性評価の対象とし、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として扱うもの）は適用していません。</p> <p>なお、△→◎事象として耐震安全性評価を行った事象で、運転を断続的に行うことを前提とした場合には経年劣化の進展が考えられるが、冷温停止状態が維持されることを前提とした場合には経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象としては、炉内構造物の中性子照射による靱性の低下がありますが、これについては、冷温停止期間中は劣化が進展しないとして評価を行っています。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

浜岡3号炉－耐震－4 Rev.1

タイトル	耐震安全性評価において、「△→－」の区分（日常劣化管理事象であるが、・・・発生の可能性がないもの、または小さいもの）を設定しない理由について
説明	<p>浜岡3号炉の高経年化技術評価において、現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象は、保全活動の有無に係らず▲事象に分類しています。</p> <p>そのため、△事象には、現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象が含まれません。</p> <p>以上から、耐震安全性評価において「△→－」の区分を設定していません。</p> <p>経年劣化事象の分類（○事象、△事象、▲事象）の考え方は、添付資料4－1のとおりです。</p> <p>添付資料4－1 技術評価における経年劣化事象の分類方法</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

技術評価における経年劣化事象の分類方法

技術評価における経年劣化事象の分類は以下のフローにより行っている。

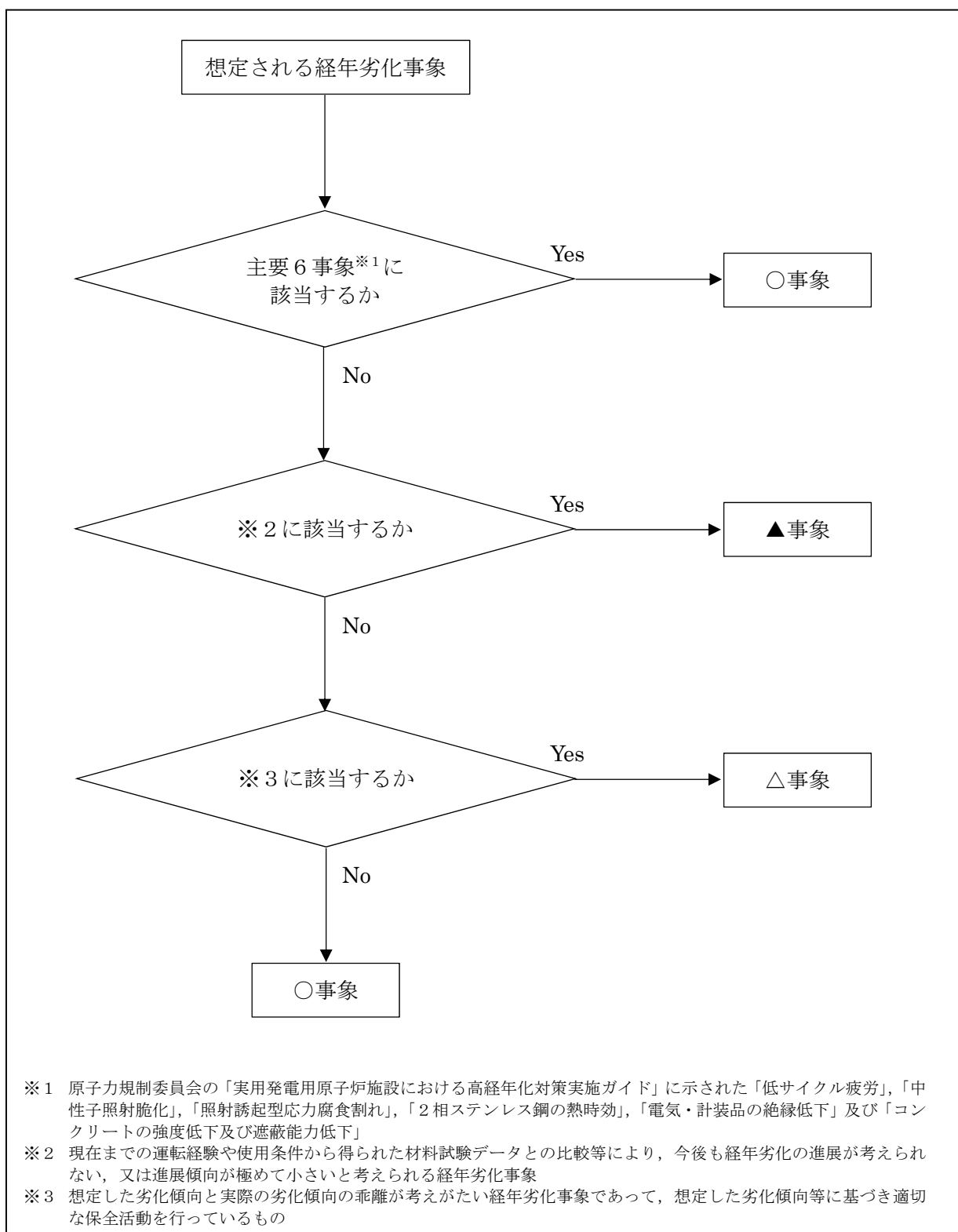


図 4 - 1 経年劣化分類フロー

浜岡3号炉—耐震—14 Rev.1

<p>タイトル</p>	<p>原子炉冷却材浄化再生熱交換器の胴の腐食（全面腐食）に対する評価の具体的な内容（評価仕様，解析モデル，入力（荷重）条件，評価結果を含む）について</p>
<p>説明</p>	<p>JEAG4601-1987に基づき，原子炉冷却材浄化再生熱交換器について，胴の腐食（全面腐食）時に地震を受けた場合の健全性の評価を実施した内容について以下に示す。</p> <p>1. 評価仕様</p> <p>(1) 機器構造</p> <p>原子炉冷却材浄化再生熱交換器は，横置円筒型容器であり，胴を2個の脚で支持2個の脚のうち1個は胴の長手方向にスライドできる構造となっている。添付資料14-1に構造図を示す。</p> <p>(2) 計算モデル</p> <p>本評価の計算モデルを以下に示す。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="523 1084 879 1420"> <p>(a) 荷重状態</p> </div> <div data-bbox="916 1160 1241 1361"> <p>(b) 脚の位置での曲げモーメント</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div data-bbox="448 1563 1043 1765"> <p>(c) 長手方向荷重により胴が受ける局部モーメント</p> </div> <div data-bbox="1059 1563 1331 1765"> <p>(d) 横方向荷重により胴が受ける局部モーメント</p> </div> </div> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">図 14-1 原子炉冷却材浄化再生熱交換器の計算モデル</p>

(3) 耐震条件

項目	記号	入力値	単位
耐震重要度	—	B	—
設置建屋	—	原子炉建屋	—
設置高さ	—	FL 0.0	m
固有周期（水平方向）	—		s
水平方向設計震度	$C_H$		—
鉛直方向設計震度	$C_V$		—

※ 共振のおそれのない機器であるため、設計震度は B クラス地震力 (1.8Ci) より求めたものである。



(4) 評価条件

荷重，応力算出に用いた評価条件を以下に示す。

項目	記号	入力値	単位
内圧力（最高使用圧力）	$P_r$	102.0	kg/cm <sup>2</sup>
胴の内径（腐食前）	$D_i'$	800	mm
胴の板厚（腐食前）	$t'$		mm
脚つけ根部における胴の有効板厚（腐食前）	$t_e'$		mm
内面腐食量	$C$	0.8 <sup>※</sup>	mm
胴の内径（腐食後）	$D_i$	801.6	mm
胴の板厚（腐食後）	$t$		mm
脚つけ根部における胴の有効板厚（腐食後）	$t_e$		mm
熱交換器胴の運転重量	$W_0$		kg
脚の重量	$W_s$		kg
各質点の静荷重（i=1）	$W_1$		kg
各質点の静荷重（i=2）	$W_2$		kg
各質点の静荷重（i=3）	$W_3$		kg
各質点の静荷重（i=4）	$W_4$		kg
各質点の静荷重（i=5）	$W_5$		kg
各質点の静荷重（i=6）	$W_6$		kg
脚中心間距離	$l_0$		mm
第1脚から各荷重までの距離（i=1）	$l_1$		mm
第1脚から各荷重までの距離（i=2）	$l_2$		mm
第1脚から各荷重までの距離（i=3）	$l_3$		mm
第1脚から各荷重までの距離（i=4）	$l_4$		mm
第1脚から各荷重までの距離（i=5）	$l_5$		mm
第1脚から各荷重までの距離（i=6）	$l_6$		mm
脚の胴体つけ根部のアタッチメントの幅の2分の1（胴の横方向）	$C_1$		mm
脚の胴体つけ根部のアタッチメントの幅の2分の1（胴の長手方向）	$C_2$		mm
脚の架台への取付部から胴つけ根部までの高さ	$h_1$		mm
脚の架台への取付部から胴の中心までの高さ	$h_2$		mm

※ 内面腐食量 0.8mm は，防食技術便覧の知見を参考に 60 年間の腐食量として設定した値であり，評価期間が 40 年までである本評価においても保守的な値として同値を使用した。

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

## 2. 応力評価

### (1) 胴の応力

#### ① 脚の受ける重量

脚にかかる重量はモーメントの釣合より求める。図 14-1 において第 1 脚まわりのモーメントの釣合より次式が成り立つ。

$$\sum_{i=1}^6 W_i \cdot \ell_i / \ell_0 - R_2 \ell_0$$

したがって、脚の受ける重量は次式のとおり表される。

$$R_2 = \sum_{i=1}^6 W_i \cdot \ell_i / \ell_0$$

$$R_1 = \sum_{i=1}^6 W_i - R_2$$

#### ② 曲げモーメント

図 14-1 (a)に示すように胴は集中荷重を受ける単純はりとして考える。

図 14-1 (b)において脚つけ根部における曲げモーメント  $M_1$ ,  $M_2$  は次式で表される。

$$M_1 = \sum_{i=1}^2 W_i \cdot |\ell_i|$$

$$M_2 = W_6(\ell_6 - \ell_0)$$

#### ③ 内圧による応力

内圧によって生じる応力  $\sigma_{\theta 1}$ ,  $\sigma_{x 1}$  は次式より求まる。

$$\sigma_{\theta 1} = \frac{P_r(D_i + 1.2t)}{200t}$$

$$\sigma_{x 1} = \frac{P_r(D_i + 1.2t)}{400t}$$

#### ④ 運転時重量により生じる長手方向曲げモーメントによる応力

運転時重量により脚の取付部に生じる胴の長手方向曲げモーメントは②で求めた  $M_1$ ,  $M_2$  である。このモーメントにより胴の第 1 脚つけ根部に生じる応力は次のように求まる。

参考文献(1)によれば、この曲げモーメントは胴の断面に対して一様に作用するものではなく、脚取付部において円周方向の曲げモーメントに置換され、胴の局部変形を生じさせようとする。

今、長手方向の曲げモーメントによる胴の応力影響範囲を脚上  $\frac{\theta_0}{6}$  の点とす

ると長手方向曲げモーメントに対する胴の有効断面積は図 14-2 に  $2\theta$  で示される円殻である。したがって、応力  $\sigma_{X2}$  は次式で表される。

$$\sigma_{X2} = \frac{M_1}{Z}$$

ここで、

$$Z = r_m^2 t_e \left( \frac{\theta + \sin \theta \cos \theta - 2 \sin^2 \theta / \theta}{\sin \theta / \theta - \cos \theta} \right)$$

$$r_m = \frac{D_1 + t_e}{2}$$

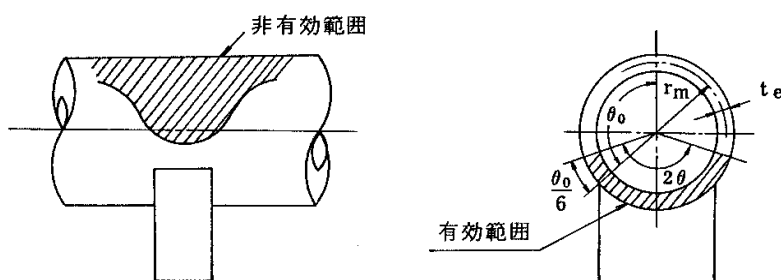


図 14-2 脚つけ根部の有効範囲

⑤ 運転時重量による脚つけ根部の応力

胴の脚つけ根部には脚反力による局部応力が生じる。胴の第 1 脚つけ根部に作用する反力  $P$  は次式で表される。

$$P = R_1$$

この反力  $P$  により生じる胴の局部応力は参考文献 (1) によると次のようにして求めることができる。

$$\gamma = \frac{r_m}{t_e}$$

$$\beta_1 = \frac{c_1}{r_m}$$

$$\beta_2 = \frac{c_2}{r_m}$$

$$\beta_1 / \beta_2 \geq 1 \text{ のとき}$$

$$\beta = \left\{ 1 - \frac{1}{3} \left( \beta_1 / \beta_2 - 1 \right) (1 - K_1^*) \right\} \sqrt{\beta_1 \beta_2}$$

であり、シェルパラメータ  $\gamma$  及びアタッチメントパラメータ  $\beta$  によって参考文献 (1) の表より値 (以下\*を付記する) を求めることにより応力  $\sigma_{\theta 3}$ ,  $\sigma_{X3}$  は次式で表される。

$$\sigma_{\theta 3} = \left[ \frac{N_{\theta}}{P/r_m} \right]^* \left( \frac{P}{r_m t_e} \right)$$

$$\sigma_{X3} = \left[ \frac{N_X}{P/r_m} \right]^* \left( \frac{P}{r_m t_e} \right)$$

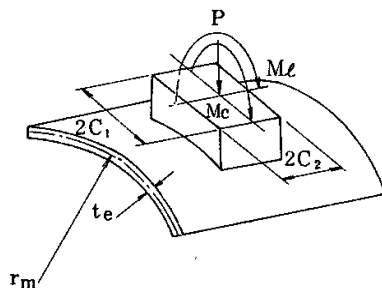


図 14-3 脚が胴に及ぼす力の関係

⑥ 長手方向地震による脚つけ根部の応力

長手方向地震時、第2脚は長手方向に自由にスライドできるので第1脚は図 14-1 (c) のように変形し、脚つけ根部に生じる曲げモーメント  $M_{\ell}$  及び鉛直荷重（偶力）  $P_{\ell}$  は次式により与えられる。

$$M_{\ell} = \frac{1}{2} C_H (W_0 - W_S) h_1$$

$$P_{\ell} = C_H (W_0 - W_S) \frac{h_2 - \frac{1}{2} h_1}{\ell_0}$$

曲げモーメント  $M_{\ell}$  と鉛直荷重  $P_{\ell}$  により生じる胴の局部応力は⑤と同様な方法で参考文献（1）より求められる。

ここで、シェルパラメータは⑤と同様であるが、アタッチメントパラメータ  $\beta$  は次式で表される。

$$\beta = \sqrt[3]{\beta_1 \beta_2^2}$$

曲げモーメントにより生じる応力  $\sigma_{\theta 41}$ 、 $\sigma_{X41}$

$$\sigma_{\theta 41} = \left[ \frac{N_{\theta}}{M_{\ell}/(r_m^2 \beta)} \right]^* \left( \frac{M_{\ell}}{r_m^2 t_e \beta} \right) C_{\ell}^*$$

$$\sigma_{X41} = \left[ \frac{N_X}{M_{\ell}/(r_m^2 \beta)} \right]^* \left( \frac{M_{\ell}}{r_m^2 t_e \beta} \right) C_{\ell}^*$$

鉛直荷重による応力 $\sigma_{\theta 42}$ ,  $\sigma_{X42}$

$$\sigma_{\theta 42} = \left[ \frac{N_{\theta}}{P_{\ell}/r_m} \right]^* \left( \frac{P_{\ell}}{r_m t_e} \right)$$

$$\sigma_{X42} = \left[ \frac{N_X}{P_{\ell}/r_m} \right]^* \left( \frac{P_{\ell}}{r_m t_e} \right)$$

また、水平方向荷重により胴には次式で表される引張応力 $\sigma_{X43}$ が生じる。

$$\sigma_{X43} = \frac{C_H(W_0 - W_S)}{\pi(D_i + t)t}$$

したがって、曲げモーメント $M_{\theta}$ 、鉛直荷重 $P_{\ell}$ 及び長手方向荷重により生じる胴の応力 $\sigma_{\theta 4}$ 、 $\sigma_{X4}$ は次式で表される。

$$\sigma_{\theta 4} = \sigma_{\theta 41} + \sigma_{\theta 42}$$

$$\sigma_{X4} = \sigma_{X41} + \sigma_{X42} + \sigma_{X43}$$

また、長手方向地震が作用した場合、第1脚つけ根部に生じるせん断応力 $\tau_{\ell}$ は次式で表される。

$$\tau_{\ell} = \frac{C_H(W_0 - W_S)}{4C_2 t}$$

⑦ 横方向地震による脚つけ根部の応力

横方向の地震が作用した場合、図 14-1 (d)において脚のつけ根部に生じる曲げモーメント $M_C$ は次式のとおりである。

$$M_C = C_H R_1 r_0$$

$$r_0 = \frac{D_i}{2} + t_e$$

この曲げモーメント $M_C$ により生じる胴の局部応力は、⑤・⑥と同様な方法で参考文献(1)より求められる。シェルパラメータ $\gamma$ は⑤と同じであるが、アタッチメントパラメータ $\beta$ は次式にて表される。

$$\beta = \sqrt[3]{\beta_1^2 \beta_2}$$

したがって、応力 $\sigma_{\theta 5}$ 、 $\sigma_{X5}$ は

$$\sigma_{\theta 5} = \left[ \frac{N_{\theta}}{M_C / (r_m^2 \beta)} \right]^* \left( \frac{M_C}{r_m^2 \beta t_e} \right) C_C^*$$

$$\sigma_{X5} = \left[ \frac{N_X}{M_C / (r_m^2 \beta)} \right]^* \left( \frac{M_C}{r_m^2 \beta t_e} \right) C_C^*$$

で表すことができる。

また、横方向地震が作用した場合、脚つけ根部に生じるせん断応力 $\tau_c$ は次式で表される。

$$\tau_c = \frac{C_H R_1}{4C_1 t}$$

⑧ 組合せ応力

③～⑦によって算出される胴の脚つけ根部に生じる応力は以下のように組み合わせる。

a. 一次一般膜応力

- ・長手方向地震が作用した場合

$$\sigma_{0\ell} = \text{Max}[\sigma_{0\ell\emptyset}, \sigma_{0\ell X}]$$

ここで

$$\sigma_{0\ell\emptyset} = \sigma_{\emptyset 1}$$

$$\sigma_{0\ell X} = \sigma_{X1} + \sigma_{X2} + \sigma_{X43}$$

- ・横方向地震が作用した場合

$$\sigma_{0c} = \text{Max}[\sigma_{0c\emptyset}, \sigma_{0cX}]$$

ここで

$$\sigma_{0c\emptyset} = \sigma_{\emptyset 1}$$

$$\sigma_{0cX} = \sigma_{X1} + \sigma_{X2}$$

したがって、胴に生じる一次一般膜応力の最大値 $\sigma_0$ は

$$\sigma_0 = \text{Max}[\sigma_{0\ell}, \sigma_{0c}]$$

で表される。

b. 一次応力

- ・長手方向地震が作用した場合

$$\sigma_{1\ell} = \frac{1}{2} \{ (\sigma_{1\ell\emptyset} + \sigma_{1\ell X}) + \sqrt{(\sigma_{1\ell\emptyset} - \sigma_{1\ell X})^2 + 4\tau_{\ell}^2} \}$$

ここで

$$\sigma_{1\ell\emptyset} = \sigma_{\emptyset 1} + \sigma_{\emptyset 3} + \sigma_{\emptyset 4}$$

$$\sigma_{1\ell X} = \sigma_{X1} + \sigma_{X2} + \sigma_{X3} + \sigma_{X4}$$

- ・横方向地震が作用した場合

$$\sigma_{1c} = \frac{1}{2} \{ (\sigma_{1c\emptyset} + \sigma_{1cX}) + \sqrt{(\sigma_{1c\emptyset} - \sigma_{1cX})^2 + 4\tau_c^2} \}$$

ここで

$$\sigma_{1c\emptyset} = \sigma_{\emptyset 1} + \sigma_{\emptyset 3} + \sigma_{\emptyset 5}$$

$$\sigma_{1cX} = \sigma_{X1} + \sigma_{X2} + \sigma_{X3} + \sigma_{X5}$$

したがって、胴に生じる一次応力の最大値 $\sigma_1$ は

$$\sigma_1 = \text{Max}[\sigma_{1\ell}, \sigma_{1c}]$$

で表される。

⑨ 計算過程における各値

上記⑤～⑦の算出過程におけるアタッチメントパラメータ等の各値は以下のとおり。

項	項目	記号	値	備考
⑤	シェルパラメータ	$\gamma$		
	アタッチメントパラメータ	$\beta_1$		
	アタッチメントパラメータ	$\beta_2$		
	アタッチメントパラメータ	$\beta$		
	アタッチメントパラメータの補正係数	$K_1^*$		周方向 軸方向
	周方向一次応力補正係数	$\left[ \frac{N_\theta}{P/r_m} \right]^*$		
	軸方向一次応力補正係数	$\left[ \frac{N_X}{P/r_m} \right]^*$		
⑥	アタッチメントパラメータ	$\beta$		
	応力の補正係数	$C_\ell^*$		周方向 軸方向
	周方向一次応力補正係数	$\left[ \frac{N_\theta}{M_\ell / (r_m^2 \beta)} \right]^*$		
	軸方向一次応力補正係数	$\left[ \frac{N_X}{M_\ell / (r_m^2 \beta)} \right]^*$		
	周方向一次応力補正係数	$\left[ \frac{N_\theta}{P_\ell / r_m} \right]^*$		
	軸方向一次応力補正係数	$\left[ \frac{N_X}{P_\ell / r_m} \right]^*$		
⑦	アタッチメントパラメータ	$\beta$		
	応力の補正係数	$C_C^*$		周方向 軸方向
	周方向一次応力補正係数	$\left[ \frac{N_\theta}{M_C / (r_m^2 \beta)} \right]^*$		
	軸方向一次応力補正係数	$\left[ \frac{N_X}{M_C / (r_m^2 \beta)} \right]^*$		

⑩ 計算結果

上記①～⑧により求めた算出応力は以下のとおり。

a. 一次一般膜応力

(単位：MPa)

地震の方向		長手方向		横方向	
応力の方向		周方向 応力	軸方向 応力	周方向 応力	軸方向 応力
内圧による応力					
運転時質量による長手方向 曲げモーメントによる応力					
運転時質量による脚反力に よる応力					
地震による応力	引張				
	せん断				
組合せ応力		$\sigma_{0\ell} = 114$		$\sigma_{0c} = 114$	

b. 一次応力

(単位：MPa)

地震の方向		長手方向		横方向	
応力の方向		周方向 応力	軸方向 応力	周方向 応力	軸方向 応力
内圧による応力					
運転時質量による長手方向 曲げモーメントによる応力					
運転時質量による脚反力に よる応力					
地震による応力	引張				
	せん断				
組合せ応力		$\sigma_{1\ell} = 129$		$\sigma_{1c} = 129$	

c. 胴部に生じる応力の最大値

上記 a. b. より、胴部に発生する応力の最大値は下表のとおりです。

応力の種類	発生応力	単位
一次一般膜応力	$\sigma_0 = 114$	MPa
一次応力	$\sigma_1 = 129$	MPa



(2) 許容応力

① 算出条件

JEAG4601-1987に基づき、許容応力を算出する。以下に算出に用いる評価条件を示す。

項目	入力値	単位
銅材料	SPV36 (SPV355)	—
最高使用温度		℃
銅材料の引張試験による降伏点の値		kg/mm <sup>2</sup>
銅材料の引張試験による引張強さの値		kg/mm <sup>2</sup>

② 許容応力の算出

銅材料の設計降伏点、設計引張強さは、設計・建設規格データの表に定めのない材料の規定に従い、銅材料の引張試験結果を温度補正し、設計・建設規格に定める係数を乗じ求める。

[Redacted]

$$S_y = [Redacted] \approx 23.2 [kg/mm^2]$$

[Redacted]

$$S_u = [Redacted] \approx 44.3 [kg/mm^2]$$

a. 一次一般膜応力の許容応力

$$\begin{aligned} S_a &= \text{Min}(S_y, 0.6S_u) \\ &= \text{Min}(23.2, 0.6 \times 44.3) \\ &= \text{Min}(23.2, 26.58) = 23.2 [kg/mm^2] \\ &\rightarrow 227 [MPa] \end{aligned}$$

b. 一次応力の許容応力

$$\begin{aligned} S_a &= S_y = 23.2 [kg/mm^2] \\ &\rightarrow 227 [MPa] \end{aligned}$$

### 3. 結論

上記の結果から、原子炉冷却材浄化再生熱交換器の胴部に発生する応力が許容応力を満足することを確認した。

応力の種類	発生応力	許容応力	単位
一次一般膜応力	$\sigma_0 = 114$	$S_a = 227$	MPa
一次応力	$\sigma_1 = 129$	$S_a = 227$	MPa

添付資料 14-1 原子炉冷却材浄化再生熱交換器 構造図

#### 参考文献

- (1) L. P. Zick, "Stresses in Large Horizontal Cylindrical Pressure Vessels on Two Saddle Supports", Welding Research Supplement, (1951-9)
- (2) K.R.Wichman, A.G.Hopper and J.L.Mershon, "Local Stresses in Spherical and Cylindrical Shells due to External Loadings", Welding Research Council Bulletin No.107 (1965 / Rev.1979)

以上



浜岡3号炉－耐震－15

<p>タイトル</p>	<p>耐震重要度がSクラスの熱交換器の腐食に対する評価結果（許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S）について</p>																				
<p>説明</p>	<p>熱交換器の耐震安全性評価は、S<sub>s</sub>地震時の発生応力を算出し、許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S及び許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>Sの許容応力を満足することを確認している。以下に、耐震重要度がSクラスの熱交換器の腐食に対する評価結果について示す。</p> <p>1. 胴の腐食に対する評価結果（余熱除去熱交換器）</p> <p>1. 1 応力評価</p> <p>胴の腐食に対する耐震安全性評価では、腐食量0.8mm（全面腐食）を想定し評価を実施した。腐食量0.8mmは、防食技術便覧の知見を参考に60年間の腐食量として設定した値であり、評価期間が40年までである本評価においても保守的な値として同値を使用した。</p> <p>解析モデルはJEAG4601-1987に記載される熱交換器の計算手法に基づき、地震時の発生応力を算出し評価した。</p> <p>1. 2 許容応力</p> <p>(1) 算出条件</p> <p>JEAG4601-1987に基づき、許容応力を算出する。以下に算出に用いる評価条件を示す。</p> <table border="1" data-bbox="512 1301 1267 1621"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>記号</th> <th>入力値</th> <th>単位</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>胴材質</td> <td>—</td> <td>SGV480</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>評価温度</td> <td>—</td> <td></td> <td>℃</td> </tr> <tr> <td>胴材の設計降伏点</td> <td><math>S_y</math></td> <td></td> <td>MPa</td> </tr> <tr> <td>胴材の設計引張強さ</td> <td><math>S_u</math></td> <td></td> <td>MPa</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 許容応力の算出</p> <p>胴材の設計降伏点、設計引張強さの設計・建設規格データの温度補正により</p> <p><math>S_y =</math> <span style="background-color: #cccccc; padding: 2px 20px;"> </span> 213.16</p> <p><math>S_u =</math> <span style="background-color: #cccccc; padding: 2px 20px;"> </span> 421.00</p>	項目	記号	入力値	単位	胴材質	—	SGV480	—	評価温度	—		℃	胴材の設計降伏点	$S_y$		MPa	胴材の設計引張強さ	$S_u$		MPa
項目	記号	入力値	単位																		
胴材質	—	SGV480	—																		
評価温度	—		℃																		
胴材の設計降伏点	$S_y$		MPa																		
胴材の設計引張強さ	$S_u$		MPa																		

①ⅢAS の許容応力

- ・一次一般膜応力の許容応力

$$\begin{aligned} \text{Min}[S_y, 0.6S_u] &= \text{Min}[213.16, 0.6 \times 421.00] \\ &= \text{Min}[213.16, 252.60] = 213.16 \Rightarrow 213\text{MPa} \end{aligned}$$

- ・一次応力の許容応力

$$\begin{aligned} 1.5 \times \text{一次一般膜応力の許容応力} &= 1.5 \times 213.16 \\ &= 319.74 \Rightarrow 319\text{MPa} \end{aligned}$$

- ・一次+二次応力の許容応力

$$\begin{aligned} 2S_y &= 2 \times 213.16 = 426.32 \\ \text{片振幅のため } 1/2 \text{ とする。} &\frac{426.32}{2} = 213.16 \Rightarrow 213\text{MPa} \end{aligned}$$

②IVAS の許容応力

- ・一次一般膜応力の許容応力

$$0.6S_u = 0.6 \times 421.00 = 252.60 \Rightarrow 252\text{MPa}$$

- ・一次応力の許容応力

$$\begin{aligned} 1.5 \times \text{一次一般膜応力の許容応力} &= 1.5 \times 252.60 \\ &= 378.90 \Rightarrow 378\text{MPa} \end{aligned}$$

- ・一次+二次応力の許容応力

$$\begin{aligned} 2S_y &= 2 \times 213.16 = 426.32 \\ \text{片振幅のため } 1/2 \text{ とする。} &\frac{426.32}{2} = 213.16 \Rightarrow 213\text{MPa} \end{aligned}$$

1. 3 まとめ

評価の結果は表 1 5 - 1 に示すとおりであり，地震時の胴の発生応力は許容応力を下回り，耐震安全性に問題のないことを確認した。

表 1 5 - 1 胴の腐食に対する評価結果

評価対象	地震時の発生応力		許容応力 (MPa)	
	応力種別	発生応力 (MPa)		
余熱除去熱交換器	一次一般膜応力	71	ⅢAS	213
			IVAS	252
	一次応力	82	ⅢAS	319
			IVAS	378
	一次+二次応力	35	ⅢAS	213
			IVAS	213

## 2. 伝熱管の腐食に対する評価

(原子炉機器冷却水熱交換器, 高圧炉心スプレイ機器冷却水熱交換器)

### 2. 1 応力評価

伝熱管の腐食に対する耐震安全性評価では, 腐食により伝熱管が管理値 (50%肉厚) まで一様減肉することを想定した。

解析モデルは伝熱管の管板-管支持板の部分に片側固定・他端支持はりモデル, 管支持板-管支持板の部分に両端支持はりモデルを使用し, 地震時の発生応力を算出し評価した。

なお, 伝熱管の減肉に対しては, 減肉率で管理しており管理値 (50%肉厚) まで減肉した場合には施栓を行っている。

### 2. 2 許容応力

当該伝熱管の材料である銅合金 (C6871TS-O) については, JSME S NC1-2005 付録材料図表 Part 5 表 8 及び表 9 に  $S_y$  および  $S_u$  の記載がないため, 保守的な許容値応力として, 下記のとおり当該材料の許容引張応力  $S$  を 1.5 倍した値を許容応力として採用している。

JEAG4601-1987 によるⅢ<sub>AS</sub> の許容応力は,  $1.5 \times$  「 $S_y$  と  $0.6 S_u$  の小さい方」により決まる。

一方, 銅合金の  $S$  値の定義※によると  $S$  値は  $0.9 S_y$  及び  $0.25 S_u$  等の最小値により決まるため, 常に「 $1.5 S < \text{Ⅲ}_{AS}$  の許容応力」の関係が成り立つため, 許容応力を  $1.5 S$  とした。また, Ⅳ<sub>AS</sub> の許容応力は保守的にⅢ<sub>AS</sub> の許容応力を用いた。

※ 出典：告示 501 号 別表第 7 解説

項目	記号	入力値	単位
伝熱管材質	—	C6871TS-O	—
評価温度	—		℃
伝熱管材の許容引張 応力	S		MPa

$$S = \text{ } 81.14$$

$$1.5S = 1.5 \times 81.14 = 121.71 \Rightarrow 121\text{MPa}$$

2.3 まとめ

評価の結果は表15-2に示すとおりであり、地震時の伝熱管の発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題のないことを確認した。

表15-2 伝熱管の腐食に対する評価結果

評価対象	地震時の発生応力(MPa)		許容応力(MPa)	
	管板 -管支持板	管支持板 -管支持板	ⅢAS IVAS	121
原子炉機器 冷却水熱交換器	18	18	ⅢAS IVAS	
高圧炉心スプレイ機器 冷却水熱交換器	17	15	ⅢAS IVAS	

以上





(2) 評価条件

疲労評価に用いた条件を以下に示す。

項目	記号	入力値	単位
ベローズの材質	—	SUS316L	—
ベローズの波のピッチの2分の1	b		mm
ベローズの層数	c		—
ベローズの有効径	D		mm
評価温度	—		°C
評価温度における縦弾性係数	E		MPa
ベローズの波の高さ	h		mm
ベローズの長さ	L		mm
中間パイプの長さ	$\ell$		mm
ベローズの波数の2倍の値	n		—
最高使用圧力	P		kPa
ベローズの厚さ	t		mm

2. 疲労評価

(1) 地震時のベローズ変位量

主蒸気配管貫通部ベローズの変位量は主蒸気系配管の配管解析モデルを適用し、基準地震動  $S_s$  (800gal) 時の主蒸気配管貫通部ベローズの各変位量を算出する。配管解析モデルより求めた主蒸気配管貫通部ベローズの変位について表 17-1 に示します。

表 17-1 主蒸気配管貫通部ベローズの変位  $S_s$  地震 (800gal) 時  
(単位：mm)

対象	変位			
	X ( $\delta_{DX}$ )	Y ( $\delta_{DY}$ )	Z ( $\delta_{DZ}$ )	全変位 $\delta$
X-10A				
X-10B				
X-10C				
X-10D				

地震時の全伸縮量 (全変位) は下記のとおり求める。



(2) 主蒸気配管貫通部ベローズの応力

設計・建設規格 PVE-3800 伸縮継手に基づき、地震時の伸縮継手の変位から次式により伸縮継手の応力を算出する。

a. 全伸縮量による応力

$$\sigma_D = \frac{1.5Et\delta}{n\sqrt{bh^3}}$$

b. 最高使用圧力による応力

$$\sigma_P = \frac{Ph}{tc}$$

c. 合計応力

$$\sigma = \sigma_D + \sigma_P$$

(3) 許容繰返し回数

設計・建設規格 PVE-3800 伸縮継手に基づき、地震時の伸縮継手の応力から次式により許容繰返し回数を算出する。

$$N = \left(\frac{11031}{\sigma}\right)^{3.5}$$

(4) 疲れ累積係数

$$UF = \frac{\text{評価用繰返し回数}}{\text{許容繰返し回数}}$$

3. 評価結果

主蒸気配管貫通部ベローズの Ss 地震 (800gal) による疲労評価結果を表 17-2 に示す。また、運転サイクルによる疲労評価結果を加算した結果を表 17-3 に示す。疲労累積係数の合計は、許容値である 1.0 以下であり、主蒸気配管貫通部ベローズの疲労が耐震安全性に問題のないことを確認した。

表 17-2 Ss 地震(800gal)による疲労評価結果

対象	発生応力 (MPa)	許容繰返し回数	評価用繰返し回数	UF
X-10A				0.0009
X-10B				0.0007
X-10C				0.0007
X-10D				0.0009

表 17-3 運転時と地震時の疲労組合せによる疲労評価結果

対象	疲労累積係数		合計
	通常運転時 UF	Ss 地震時 UF	
X-10A			0.0028
X-10B			0.0024
X-10C			0.0024
X-10D			0.0028

以 上

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

浜岡 3 号炉－耐震－19

タイトル	炉心シュラウド及びシュラウドサポート並びに、記述されていないが炉心シュラウド支持ロッドの疲労割れに対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
説明	<p>炉心シュラウド及びシュラウドサポートは、技術評価における運転実績に基づいた現時点（平成 26 年度末）の過渡回数を用いた疲労累積係数評価に、基準地震動 <math>S_s</math> による疲労解析から求められる疲労累積係数を加味した疲労評価を行い、疲労割れに対する健全性を確認しております。炉心シュラウドの疲労割れに対する評価の具体的内容を添付資料 19-1 に、シュラウドサポートの疲労割れに対する評価の具体的内容を添付資料 19-2 に示します。</p> <p>なお、炉心シュラウド支持ロッドの疲労については、技術評価において、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年／2007 年追補版）」の「CSS-3130 疲労解析不要の条件」に従い、疲労解析を要しないことから、高経年化対策上の経年劣化事象として抽出しておりません。（浜岡 3 号炉－その他の経年劣化事象－5 回答書参照）</p> <p>このため、地震時と供用状態を加味した疲労評価の対象とはならず、耐震安全性上考慮する必要のある経年劣化事象ではないものと評価しています。</p> <p>添付資料 19-1 炉心シュラウドの疲労割れに対する評価の具体的内容 添付資料 19-2 シュラウドサポートの疲労割れに対する評価の具体的内容</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

## 炉心シュラウドの疲労割れに対する評価の具体的内容

### 1. 評価仕様

#### (1) 解析モデル及び応力評価点

解析モデル（形状・寸法・材料）及び応力評価点は、浜岡原子力発電所第3号機工事計画届出書（本浜岡発第856号 平成17年1月20日届出）参考資料「IV-2-1-2 炉心シュラウドの応力計算書」と同様であり、炉心シュラウドの形状・寸法・材料・評価点を図19-1に示す。

なお、解析モデルはシュラウドサポート溶接部に発生したひび割れのサンプル採取加工を全周に行ったものとして評価を行った。解析モデルの詳細を図19-2に示す。

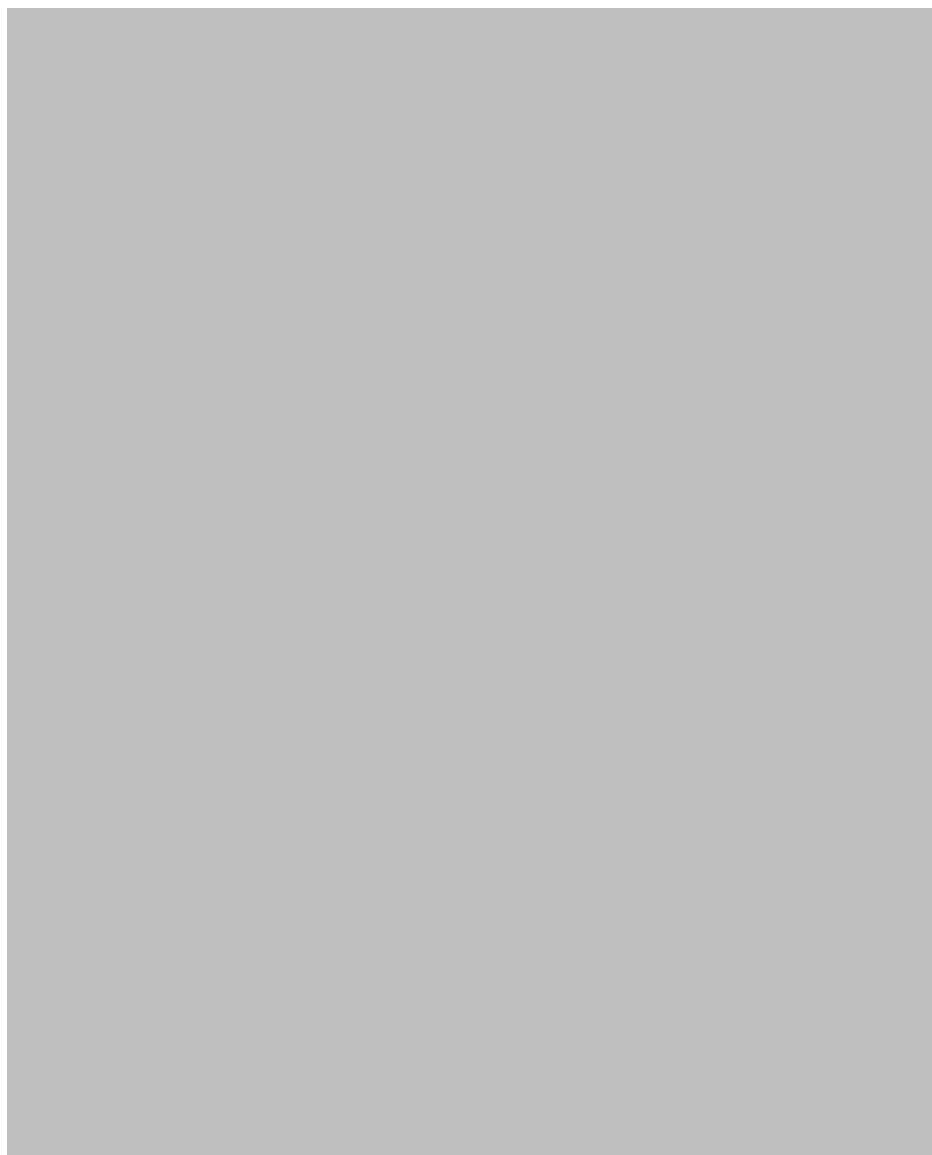


図 19-1 炉心シュラウドの形状・材料・寸法・応力評価点

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません



図 19-2 炉心シュラウドの解析モデル

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

(2) 物性値の条件

評価に用いる物性値は [redacted] に対する値を用いる。

(3) 入力条件

① 地震時等価繰り返し回数 $N_c$  : 60回

② 地震荷重 : 基準地震動 Ss (800gal) 地震荷重

評価に用いる基準地震動 Ss (800gal) 地震荷重の値を表 19-1 に示す。

表 19-1 荷重条件

荷重名称	荷重作用点	鉛直力	水平力	モーメント
		V(kN)	H(kN)	M(kN・m)
基準地震動 Ss	A	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	B	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	C	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	D	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	E	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	F	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	G	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	H	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	J	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	K	[redacted]	[redacted]	[redacted]

注 : V, H 及び M は A~K の各荷重作用点に作用する。

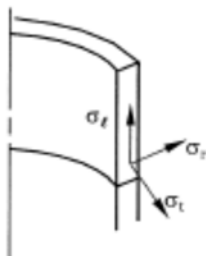
\*基準地震動 Ss の上部格子板, 炉心支持板の荷重はそれぞれ荷重評価点 C, E に含まれている。



(4) 応力の記号と方向

応力の記号とその方向は下記のとおりとする。

- $\sigma_t$  : 周方向応力
- $\sigma_l$  : 軸方向応力
- $\sigma_r$  : 半径方向応力
- $\tau_{lr}$  : せん断応力



(5) 応力集中係数

応力集中係数を表 19-2 に示す。応力集中係数は、疲労評価を行うときに形状の不連続の方向性を考慮して、応力集中が生じるピーク応力成分にこれに乗じる。

表 19-2 応力集中係数

応力評価点	応力集中係数	備考



## 2. 応力計算

応力の計算には、計算機コード「STAX」及び「ASHSD2」を用いた。応力計算のモデル及び仮定した境界条件（拘束条件）は図 19-2 のとおりである。

計算された各荷重による応力を、応力の分類ごとに重ね合わせ組合せ応力を求める。組合せ応力が一般に  $\sigma_t$ ,  $\sigma_\ell$ ,  $\sigma_r$ ,  $\tau_{t\ell}$ ,  $\tau_{\ell r}$ ,  $\tau_{rt}$  の 6 成分をもつ場合には、主応力 ( $\sigma_1$ ,  $\sigma_2$ ,  $\sigma_3$ ) は次式を満足する  $\sigma$  の 3 根として計算する。

$$\sigma^3 - (\sigma_t + \sigma_\ell + \sigma_r) \cdot \sigma^2 + (\sigma_t \cdot \sigma_\ell + \sigma_\ell \cdot \sigma_r + \sigma_r \cdot \sigma_t - \tau_{t\ell}^2 - \tau_{\ell r}^2 - \tau_{rt}^2) \cdot \sigma - \sigma_t \cdot \sigma_\ell \cdot \sigma_r + \sigma_t \cdot \tau_{\ell r}^2 + \sigma_\ell \cdot \tau_{rt}^2 + \sigma_r \cdot \tau_{t\ell}^2 - 2 \cdot \tau_{t\ell} \cdot \tau_{\ell r} \cdot \tau_{rt} = 0$$

応力差  $\sigma_{12}$ ,  $\sigma_{23}$ ,  $\sigma_{31}$  を次式により求め、その絶対値で最大のものを応力強さとする。

$$\sigma_{12} = \sigma_1 - \sigma_2$$

$$\sigma_{23} = \sigma_2 - \sigma_3$$

$$\sigma_{31} = \sigma_3 - \sigma_1$$

以上より求められた各応力評価点での Ss 地震荷重 (800gal) による一次+二次応力強さ (Sn) および一次+二次+ピーク応力強さ (Sp) の結果を表 19-3 に示す。

表 19-3 Ss 地震荷重による応力強さの評価のまとめ

応力評価点	Sn (MPa)	Sp (MPa)	3Sm (MPa)
P01			
P02			
P03			
P04			
P05			
P06			
P07			
P08			
P09			
P10			
P11			
P12			
P13			
P14			

### 3. 疲労評価方法

#### (1) 繰返しピーク応力強さ ( $S_\ell$ )

疲労解析に用いる繰返しピーク応力強さを、一次+二次+ピーク応力強さ ( $S_p$ ) から、次式により求める。

$$S_\ell = \frac{S_p}{2}$$

ただし、一次+二次応力の応力強さ ( $S_n$ ) が  $3S_m$  を超える応力評価点については、設計・建設規格 CSS-3320 に従い、繰返しピーク応力強さの割増しを行う。

#### (2) 縦弾性係数の補正

(1) 項で求めた  $S_\ell$  に対し、設計疲労線図に使用されている縦弾性係数 ( $E_0$ ) と解析に用いる縦弾性係数 ( $E$ ) との比を考慮し、設計・建設規格 添付 4-2 3.2(1) のとおり、次式の補正を行う。

$$S_\ell' = S_\ell \times \frac{E_0}{E}$$

$E_0 = 1.95 \times 10^5$  MPa (設計・建設規格 添付 4-2 に示された縦弾性係数)

$E =$    MPa (   に対する縦弾性係数)

#### (3) 疲労累積係数の算出

疲労累積係数の算出にあたって、 $S_\ell'$  に対応する許容繰返し回数 ( $N_a$ ) を用いて、 $S_s$  地震による繰返し回数  $N_c$  (60 回) として、設計・建設規格 CSS-3113 または CSS-3320 に従い、 $S_s$  地震による疲労累積係数 ( $U_{Ss}$ ) を下式により算出し、許容値である 1.0 以下であることを確認する。

$$U_{Ss} = \frac{60}{N_a}$$

なお、繰返しピーク応力強さが 194MPa 以下のものについては、設計疲労線図として、設計・建設規格 表 添付 4-2-2 設計疲労線図 (図 添付 4-4-4(1) の曲線 C) を用いる。

### 4. 評価結果

炉心シユラウドの疲労評価結果を表 19-4、環境疲労を考慮した疲労累積係数に基準地震動  $S_s$  (800gal) による疲労累積係数を加算した結果を表 19-5 に示す。

全ての応力評価点における疲労累積係数は許容値 1.0 以下であり、耐震安全性に問題がないことを確認した。

表 19-4 炉心シュラウドの疲労評価結果（地震動 Ss）

応力 評価点	Sn (MPa)	Sp (MPa)	3Sm*1 (MPa)	K*2	Ke*3	S $\sigma$ (MPa)	S $\sigma$ '*4 (MPa)	Na	Nc	USs (Nc/Na)
P01									60	
P02									60	
P03									60	
P04									60	
P05									60	
P06									60	
P07									60	
P08									60	
P09									60	
P10									60	
P11									60	
P12									60	
P13									60	0.1055
P14									60	

注 : 疲労累積係数は、設計・建設規格 CSS-3113 または CSS-3320 に従い算出する。

注記\*1 :                      に対する値

\*2 :  $K = Sp/Sn$

\*3 : 一次+二次応力強さ (Sn) が、3Sm を超える場合は、繰り返しピーク応力強さの割増を行う (設計・建設規格 CSS-3320)。

\*4 :  $S\sigma' = S\sigma \times$

表 19-5 炉心シュラウドの疲労評価結果（環境疲労+地震動 Ss）

分類	疲労累積係数			許容値
	Uen	USs	Uen+USs	
P01				1
P01'				1
P02				1
P02'				1
P03				1
P03'				1
P04				1
P04'				1
P05				1
P05'				1
P06				1
P06'				1
P07				1
P07'				1
P08				1
P08'				1
P09				1
P09'				1
P10				1
P10'				1
P11				1
P11'				1
P12				1
P12'				1
P13	0.0049	0.1055	0.1104	1
P13'	0.0049	0.1055	0.1104	1
P14				1
P14'				1

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

## 5. 評価温度に対する検討

本評価においては、冷温停止の温度ではなく運転温度を用いている。評価において温度に依存するパラメータとして、設計応力強さ ( $S_m$ ) と縦弾性係数 ( $E$ ) があるため、その影響について検討する。

設計応力強さ ( $S_m$ ) は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 に示された値であり、温度の増加に伴い減少する。設計応力強さ ( $S_m$ ) は、許容値  $3S_m$  として用いるため、運転温度にて評価した場合、保守的な評価となる。

縦弾性係数 ( $E$ ) は、付録材料図表 Part6 表 1 より求めるが、温度の増加に伴い減少する。縦弾性係数 ( $E$ ) は、3.(2)項のとおり設計疲労線図から読み取るための補正繰返しピーク応力強さ  $S_p'$  を求めるために用いる。運転温度にて評価した場合、縦弾性係数 ( $E$ ) の減少に伴い補正繰返しピーク応力強さ  $S_p'$  が増加する。繰返しピーク応力強さが増加すると、許容繰返し回数が減少するため、保守的な評価となる。

以 上

## シュラウドサポートの疲労割れに対する評価の具体的内容

## 1. 評価仕様

## (1) 解析モデル及び応力評価点

形状・寸法・材料及び応力評価点は、浜岡原子力発電所第3号機工事計画届出書（本浜岡発第856号 平成17年1月20日届出）参考資料「IV-2-1-3 シュラウドサポートの応力計算書」と同様であり、シュラウドサポートの形状・寸法・材料・評価点を図19-3に示す。

応力は、下部鏡板、支持スカート、シュラウドサポート及び炉心シュラウド下部胴を模擬した解析モデルを用いて評価を行った。解析モデルの詳細を図19-4に示す。



図 19-3 シュラウドサポートの形状・材料・寸法・応力評価点

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません



図 19-4 シュクラウドサポートの解析モデル

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

## (2) 物性値の条件

評価に用いる物性値は [ ] に対する値を用いる。

## (3) 入力条件

① 地震時等価繰り返し回数 $N_c$  : 60回

② 地震荷重 : 基準地震動 Ss (800gal) 地震荷重

評価に用いる基準地震動 Ss (800gal) 地震荷重の値を表 19-6 及び表 19-7 に示す。

表 19-6 荷重条件 (シュラウドサポート)

荷重名称	鉛直力			水平力	モーメント
	$V_1$ (kN)	$V_2$ (kN)	$V_3^*$ (kN)	H (kN)	M (kN・m)
基準地震動 Ss	[ ]				





表 19-7 荷重条件 (下部鏡板及び原子炉压力容器支持スカート)

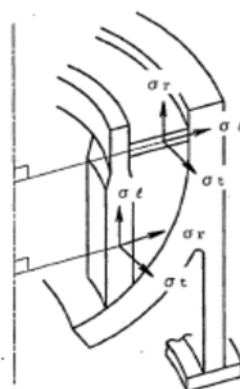
荷重名称	鉛直力		水平力	モーメント
	V <sub>1</sub> (kN)	V <sub>2</sub> (kN)	H (kN)	M (kN・m)
基準地震動 S <sub>s</sub>				



(4) 応力の記号と方向

応力の記号とその方向は下記のとおりとする。

- $\sigma_t$  : 周方向応力
- $\sigma_\ell$  : 軸方向応力
- $\sigma_r$  : 半径方向応力
- $\tau$  : せん断応力



(5) 応力集中係数

応力集中係数を表 19-8 に示す。

表 19-8 応力集中係数

応力評価点	応力集中係数		備考
	Kn 引張り	Kb 曲げ	
P01			
P02			
P03~P10			
P11~P12			
P13~P16			
P17			
P18			

※ 1 March 1979 Revision of WRC Bulletin 107/August 1965 「Local Stress in Spherical and Cylindrical Shells due to External Loadings」

※ 2 西田正孝, “応力集中”, 北森出版, 昭和 42 年

## 2. 応力計算

応力の計算には、計算機コード「STANSAS」を用いた。応力計算のモデル及び仮定した境界条件（拘束条件）は図 19-4 のとおりである。

計算された各荷重による応力を、応力の分類ごとに重ね合わせ組合せ応力を求める。組合せ応力が一般に  $\sigma_t$ ,  $\sigma_\ell$ ,  $\sigma_r$ ,  $\tau_{t\ell}$ ,  $\tau_{\ell r}$ ,  $\tau_{rt}$  の 6 成分をもつ場合には、主応力 ( $\sigma_1$ ,  $\sigma_2$ ,  $\sigma_3$ ) は次式を満足する  $\sigma$  の 3 根として計算する。

$$\begin{aligned} &\sigma^3 - (\sigma_t + \sigma_\ell + \sigma_r) \cdot \sigma^2 + (\sigma_t \cdot \sigma_\ell + \sigma_\ell \cdot \sigma_r + \sigma_r \cdot \sigma_t - \tau_{t\ell}^2 - \tau_{\ell r}^2 - \tau_{rt}^2) \cdot \sigma \\ &- \sigma_t \cdot \sigma_\ell \cdot \sigma_r + \sigma_t \cdot \tau_{\ell r}^2 + \sigma_\ell \cdot \tau_{rt}^2 + \sigma_r \cdot \tau_{t\ell}^2 - 2 \cdot \tau_{t\ell} \cdot \tau_{\ell r} \cdot \tau_{rt} = 0 \end{aligned}$$

応力差  $\sigma_{12}$ ,  $\sigma_{23}$ ,  $\sigma_{31}$  を次式により求め、その絶対値で最大のものを応力強さとする。

$$\sigma_{12} = \sigma_1 - \sigma_2$$

$$\sigma_{23} = \sigma_2 - \sigma_3$$

$$\sigma_{31} = \sigma_3 - \sigma_1$$

以上より求められた各応力評価点での Ss 地震荷重 (800gal) による一次+二次応力強さ (Sn) および一次+二次+ピーク応力強さ (Sp) の結果を表 19-9 に示す。

表 19-9 Ss 地震荷重による応力強さの評価結果 (代表点)

応力評価点	Sn (MPa)	Sp (MPa)	3Sm (MPa)
P02			
P09			
P16			

## 3. 疲労評価方法

### (1) 繰返しピーク応力強さ ( $S_\ell$ )

疲労解析に用いる繰返しピーク応力強さを、一次+二次+ピーク応力強さ ( $S_p$ ) から、次式により求める。

$$S_\ell = \frac{S_p}{2}$$

ただし、一次+二次応力の応力最大範囲 ( $S_n$ ) が  $3S_m$  を超える応力評価点については、設計・建設規格 CSS-3320 に従い、繰返しピーク応力強さの割増しを行う。

### (2) 縦弾性係数の補正

(1) 項で求めた  $S_\ell$  に対し、設計疲労線図に使用されている縦弾性係数 ( $E_0$ ) と改世紀に用いる縦弾性係数 ( $E$ ) との比を考慮し、設計・建設規格 添付 4-2 3.2(1) のとおり、次式の補正を行う。

$$S_{\ell}' = S_{\ell} \times \frac{E_0}{E}$$

$E_0 = 1.95 \times 10^5$  MPa (設計・建設規格 添付 4-2 に示された縦弾性係数)

$E =$  [ ] MPa [ ] に対する縦弾性係数)

### (3) 疲労累積係数の算出

疲労累積係数の算出にあたって、 $S_{\ell}'$ に対応する許容繰返し回数 ( $N_a$ ) を用いて、 $S_s$ 地震による繰返し回数 $N_c$  (60回) として、設計・建設規格 CSS-3113 または CSS-3320 に従い、 $S_s$ 地震による疲労累積係数 ( $U_{Ss}$ ) を下式により算出し、許容値である 1.0 以下であることを確認する。

$$U_{Ss} = \frac{60}{N_a}$$

なお、繰返しピーク応力強さが 194MPa 以下のものについては、設計疲労線図として、設計・建設規格 表 添付 4-2-2 設計疲労線図 (図 添付 4-4-4(1)の曲線 C) を用いる。

## 4. 評価結果

シュラウドサポートの疲労評価結果を表 19-10、環境疲労を考慮した疲労累積係数に基準地震動  $S_s$  (800gal) による疲労累積係数を加算した結果を表 19-11 に示す。

全ての応力評価点における疲労累積係数は許容値 1.0 以下であり、耐震安全性に問題がないことを確認した。

表 19-10 シュラウドサポートの疲労評価結果 (地震動  $S_s$ , 代表点)

応力 評価点	$S_n$ (MPa)	$S_p$ (MPa)	$3S_m^{*1}$ (MPa)	$K^{*2}$	$K_e^{*3}$	$S_{\ell}$ (MPa)	$S_{\ell}'^{*4}$ (MPa)	$N_a$	$N_c$	$U_{Ss}$ ( $N_c/N_a$ )
P02	[ ]								60	[ ]
P09	[ ]								60	[ ]
P16	[ ]								60	0.3637

注 : 疲労累積係数は、設計・建設規格 CSS-3113 または CSS-3320 に従い算出する。

注記\*1 : [ ] に対する値

\*2 :  $K = S_p/S_n$

\*3 : 一次+二次応力強さ ( $S_n$ ) が、 $3S_m$  を超える場合は、繰返しピーク応力強さの割増を行う (設計・建設規格 CSS-3320)。

\*4 :  $S_{\ell}' = S_{\ell} \times$  [ ]

表 19-11 炉心シュラウドの疲労評価結果（環境疲労+地震動 Ss）

分類 評価点	疲労累積係数			許容値
	Uen	USs	Uen+USs	
P01				1
P01'				1
P02				1
P02'				1
P03				1
P03'				1
P04				1
P04'				1
P05				1
P05'				1
P06				1
P06'				1
P07				1
P07'				1
P08				1
P08'				1
P09				1
P09'				1
P10				1
P10'				1
P11				1
P11'				1
P12				1
P12'				1
P13				1
P13'				1
P14	0.2646	0.0001	0.2647	1
P14'	0.2646	0.0001	0.2647	1
P15				1
P15'				1
P16	0.0341	0.3637	0.3978	1
P16'	0.0341	0.3637	0.3978	1
P17				1
P17'				1
P18				1
P18'				1

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

## 5. 評価温度に対する検討

本評価においては、冷温停止の温度ではなく運転温度を用いている。評価において温度に依存するパラメータとして、設計応力強さ ( $S_m$ ) と縦弾性係数 ( $E$ ) があるため、その影響について検討する。

設計応力強さ ( $S_m$ ) は、設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 に示された値であり、評価対象の材料 (NCF600) では、常温から運転温度の範囲で同値であるため、評価に影響はない。

縦弾性係数 ( $E$ ) は、付録材料図表 Part6 表 1 より求めるが、温度の増加に伴い減少する。縦弾性係数 ( $E$ ) は、3.(2)項のとおり設計疲労線図から読み取るための補正繰返しピーク応力強さ  $S_p'$  を求めるために用いる。運転温度にて評価した場合、縦弾性係数 ( $E$ ) の減少に伴い補正繰返しピーク応力強さ  $S_p'$  が増加する。繰返しピーク応力強さが増加すると、許容繰返し回数が減少するため、保守的な評価となる。

以 上

浜岡 3 号炉－耐震－20

<p>タイトル</p>	<p>上部格子板の靱性低下に対する評価の具体的内容（評価仕様，解析モデル，入力（荷重）条件，評価結果を含む）について</p>
<p>説明</p>	<p>上部格子板のうち高速中性子照射量（以下「照射量」という。）が大きいグリッドプレートに対して，照射誘起型応力腐食割れ（以下「IASCC」という。）が発生するものと仮定し，IASCC によるき裂進展と中性子照射量の増加による靱性低下を考慮して，地震力を受けた場合のき裂安定性評価を行った。</p> <p>1. 評価条件</p> <p>(1) 初期想定欠陥</p> <p>上部格子板のグリッドプレート（下格子）の切欠き部に設定する初期き裂の想定位置については図 20-1 のとおりである。初期き裂は深さ（板厚方向）0.05mm，長さ（鉛直方向）0.5mm の 1/4 楕円き裂とする。なお，初期き裂の想定寸法については，「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心シュラウド]」を参考に設定している。</p> <div data-bbox="459 1126 1321 1664" data-label="Image"> <p>(1) 初期亀裂想定位置</p> <p>(2) 評価モデル</p> <p><math>\sigma_m</math>：水平力による膜応力  <math>\sigma_{bv}</math>：鉛直方向荷重による曲げ応力  <math>\sigma_{bh}</math>：水平方向荷重による曲げ応力</p> </div> <p>図 20-1 上部格子板の初期き裂想定位置及び評価モデル</p> <p>(2) 作用応力条件及び差圧条件</p> <p>評価における作用応力はき裂進展評価においては死荷重による応力を用い，破壊評価においては死荷重及び地震荷重による応力を用いる。なお，設計差圧はき裂を進展させる方向に作用しないため，考慮しない。死荷重及び地震荷重による応力を表 20-1 に示す。</p>

表 20-1 作用応力条件

(単位：MPa)

荷重区分	水平力による 膜応力 ( $\sigma_m$ )	鉛直方向荷重に よる曲げ応力 ( $\sigma_{bl}$ )	水平方向荷重に よる曲げ応力 <sup>※3</sup> ( $\sigma_{b2}$ )
死荷重 <sup>※1</sup>			
地震荷重 <sup>※2</sup> Ss(800gal)			

※1

※2

※3

(3) 破壊靱性値  $K_{IC}$

死荷重，地震荷重によるき裂の応力拡大係数 (K 値) が破壊靱性値を超えるか否かによる線形弾性破壊基準の判定を行う。評価に使用する破壊靱性値は，発電用原子力設備規格 維持規格 添付 E-14 に従い，照射量  $\phi$  が

$$3.0 \times 10^{24} \text{ n/m}^2 < \phi \leq 8.0 \times 10^{24} \text{ n/m}^2 \quad (E > 1 \text{ MeV}) \text{ の場合,}$$

$$K_{IC} = 165 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$$

$$8.0 \times 10^{24} \text{ n/m}^2 < \phi \quad (E > 1 \text{ MeV}) \text{ の場合,}$$

$$K_{IC} = 43.2 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$$

とする。

(4) 中性子束

照射量を得るための高速中性子束条件について，保守的に固定値を適用した。中性子束は，図 20-1 に示すグリッドプレート下格子切欠き部の値を用い  $\text{■}$   $\text{n/cm}^2/\text{s}$  を適用した。

2. 評価

(1) き裂進展評価

発電用原子力設備規格 維持規格 解説 IJG-B-3 「IASCC 発生のおしい照射量」からグリッドプレート材質が SUS316L であることから照射量が  $1.0 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$  を超えた時点でき裂が進展するものとした。

なお，照射量が IASCC 発生のおしい値を超えてき裂が進展し始めると想定した年数は，1. (4) に示す中性子束より  $\text{■}$  となる。

① き裂進展速度

き裂進展速度は維持規格におけるオーステナイト系ステンレス鋼の BWR 炉内水質環境中の SCC き裂進展速度 (中性子照射量が  $5.0 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$  ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) を超える場合) を用いた。き裂進展速度の算出に用いるパラメータは表 20-2 のとおりとした。



表 20-2 き裂進展速度の算出に用いるパラメータ

パラメータ	設定値	単位
初期鋭敏化度 $EPR_0$		C/m <sup>2</sup>
導電率 $\kappa$		$\mu$ S/m
腐食電位 $\phi$		mV <sub>SHE</sub>

② 評価期間

き裂進展評価の評価期間は、運転開始後 40 年までの期間とする。ただし、平成 22 年 11 月 29 日の原子炉停止以降は安定停止を前提としているため、安定停止期間中の高速中性子束は 0n/cm<sup>2</sup>/s として評価する。

このため、評価期間は中性子照射量がしきい値を超過した時点～原子炉停止であり、この期間の年数は、 から 18.43EFPY となる。

③ 応力拡大係数 (K 値) 評価

1/4 楕円コーナき裂に作用する応力拡大係数 (K 値) は に基づき計算する。

応力拡大係数 (K 値) については、水平力による膜応力 ( $\sigma_m$ ) による K 値、鉛直方向荷重による曲げ応力 ( $\sigma_{b1}$ ) による K 値及び水平方向荷重による曲げ応力 ( $\sigma_{b2}$ ) による K 値をそれぞれ求め、その重ね合わせを行う。それぞれの応力における K 値の算出式は以下のとおりとなる。





図 20-2 応力拡大係数評価式における座標軸の定義

④ き裂進展評価

初期き裂から時間ステップごとに深さ方向及び長さ方向のき裂進展量増分を求め、評価期間に達するまでき裂進展計算を繰り返すことにより、評価期間である 18.43EFPY 時点のき裂寸法を求めた。18.43EFPY 時点までのき裂進展評価の結果を表 20-3 に示す。

表 20-3 18.43EFPY 時点のき裂進展評価結果

項目	値	単位
き裂深さ		mm
き裂長さ		mm

(2) 破壊評価

前項で求めた運転開始後 40 年時点 (18.43EFPY) のき裂に対して破壊評価を実施した。破壊評価においては死荷重及び地震荷重 (表 20-1) を考慮した。

18.43EFPY 時点の中性子照射量  $\phi$  は  $\text{[redacted]}$   $\text{n/m}^2$  であり、1.(4) で示したとおり破壊靱性値は  $43.2 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$  となる。

18.43EFPY 時点の水平力、水平方向荷重及び鉛直方向荷重による曲げモーメントそれぞれによる応力拡大係数の算出結果を表 20-4 に示す。

それぞれの応力拡大係数の合計は、破壊靱性値を下回ることから、不安定破壊は生じず、上部格子板の IASCC 及び中性子照射量の増加による靱性低下は耐震安全性に問題のないことを確認した。

表 20-4 破壊評価結果

評価位置	応力拡大係数 ( $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )			許容値 破壊靱性値 ( $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )	
	水平力	鉛直方向*1 荷重による 曲げ	水平方向 荷重による 曲げ		
最深点A				1.11*2	43.2
表面点C				0.49*2	43.2

※1 死荷重によるものを含む。

※2 合計が合わないのは丸め誤差によるもの。

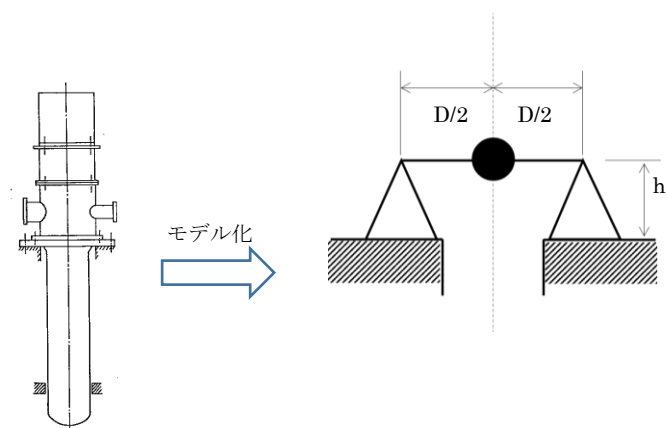
参考文献

Murakami, Y., Stress Intensity Factors Handbook, Vol.2. p.728, 9.30  
Weighting Function for a Quarter-Elliptical Crack in a Plate under Basic  
Mode of Stress Distribution, Pergamon Press, (1986).

以上

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

浜岡3号炉－耐震－22 Rev.2

<p>タイトル</p>	<p>表 3.14-4 の低圧炉心スプレイポンプ及び表 3.14-5 の原子炉機器冷却水熱交換器の機器付基礎ボルトの腐食に対する評価の具体的内容（評価仕様，解析モデル，入力（荷重）条件，評価結果を含む）について</p>																																
<p>説明</p>	<p>①低圧炉心スプレイポンプ 低圧炉心スプレイポンプ（基礎ボルト）の評価内容を以下に示す。</p> <p>1. 評価仕様</p> <p>(1) 機器構造 低圧炉心スプレイポンプは，たて型ポンプであり，基礎ボルトで十分剛な基礎に固定されている。添付資料 22-1 に構造図を示す。</p> <p>(2) 解析モデル 本評価の解析モデルを以下に示す。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図 22-1 低圧炉心スプレイポンプ（基礎ボルト）の解析モデル</p> <p>(3) 耐震条件</p> <table border="1" data-bbox="446 1523 1324 1926"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>記号</th> <th>入力値</th> <th>単位</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>耐震重要度</td> <td>—</td> <td>S</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>設置建屋</td> <td>—</td> <td>原子炉建屋</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>設置高さ</td> <td>—</td> <td>FL -15.0</td> <td>m</td> </tr> <tr> <td>固有周期</td> <td>—</td> <td style="background-color: #cccccc;"></td> <td>s</td> </tr> <tr> <td>水平方向設計震度</td> <td><math>C_H</math></td> <td style="background-color: #cccccc;"></td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>鉛直方向設計震度</td> <td><math>C_V</math></td> <td style="background-color: #cccccc;"></td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>ポンプ振動による震度</td> <td><math>C_p</math></td> <td style="background-color: #cccccc;"></td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	項目	記号	入力値	単位	耐震重要度	—	S	—	設置建屋	—	原子炉建屋	—	設置高さ	—	FL -15.0	m	固有周期	—		s	水平方向設計震度	$C_H$		—	鉛直方向設計震度	$C_V$		—	ポンプ振動による震度	$C_p$		—
項目	記号	入力値	単位																														
耐震重要度	—	S	—																														
設置建屋	—	原子炉建屋	—																														
設置高さ	—	FL -15.0	m																														
固有周期	—		s																														
水平方向設計震度	$C_H$		—																														
鉛直方向設計震度	$C_V$		—																														
ポンプ振動による震度	$C_p$		—																														

(4) 評価条件

荷重，応力算出に用いた評価条件を以下に示す。

項目	記号	入力値	単位
ボルト径	$d$	48	mm
ボルト半径あたり腐食量	$c$	0.3	mm
据付面に作用する重量	$W_0$		kg
ボルトの本数	$n$		—
引張力の作用するボルトの評価本数	$n_f$		—
据付面から重心までの距離	$h$		mm
ボルトのピッチ円直径	$D$		mm

2. 評価方法

(1) 応力計算

a. 引張応力

円形配置の基礎ボルトであるため，引張力は転倒支点から正比例した力が作用するものとし，最も厳しい条件として支点から最も離れたボルトについて計算する。

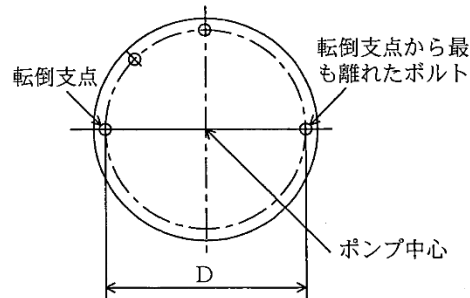


図 22-2 基礎ボルト評価の円形計算モデル

引張力

$$F_b = \frac{W_0(C_H + C_P)h - W_0(1 - C_V - C_P)\frac{D}{2}}{\frac{3}{8}n_f D}$$

引張応力

$$\sigma_b = \frac{F_b}{A_b}$$

ここで，基礎ボルトの断面積  $A_b$  は，

$$A_b = \frac{\pi}{4}(d - 2c)^2$$

b. せん断応力

ボルトに作用するせん断力は全本数で受けるものとして計算する。

せん断力

$$Q_b = W_0(C_H + C_p)$$

せん断応力

$$\tau_b = \frac{Q_b}{nA_b}$$

c. 計算結果

上記 a. b. により求めた算出応力は以下のとおり。

応力種別	記号	算出応力	単位
引張	$\sigma_b$	41	MPa
せん断	$\tau_b$	12	MPa

(2) 許容応力

a. 算出条件

JEAG4601-1987 に基づき、許容応力を算出する。以下に算出に用いる評価条件を示す。

項目	記号	入力値	単位
ボルト材質	—	SNCM439	—
ボルト径	$d$	48	mm
評価温度	—		°C
ボルト材の設計降伏点	$S_y$		MPa
ボルト材の設計引張強さ	$S_u$		MPa

b. 許容応力の算出

ボルト材の設計降伏点, 設計引張強さの設計・建設規格データの温度補正により

$$S_y = \text{[ ]} 855.29$$

$$S_u = \text{[ ]} 936.91$$

$$\begin{aligned} F &= \text{Min}(S_y, 0.7S_u) \\ &= \text{Min}(855.29, 0.7 \times 936.91) \\ &= \text{Min}(855.29, 655.84) = 655.84 \end{aligned}$$

- ・ 引張許容応力の算出

$$f_{to} = 1.5 \times \frac{F}{2} = 1.5 \times \frac{655.84}{2} = 491.88$$

- ・ せん断許容応力の算出

$$f_s = 1.5 \times \frac{F}{1.5\sqrt{3}} = 1.5 \times \frac{655.84}{1.5\sqrt{3}} = 378.65$$

- ・ せん断応力 ( $\tau_b = 12$  MPa) と引張応力の組合せ許容応力の算出

$$\begin{aligned} f_{ts} &= \text{Min}(f_{to}, 1.4f_{to} - 1.6\tau) \\ &= \text{Min}(491.88, 1.4 \times 491.88 - 1.6 \times 12) \\ &= \text{Min}(491.88, 669.43) = 491.88 \end{aligned}$$

### 3. 結論

上記の結果から、基礎ボルトに発生する応力が許容応力を満足することを確認した。

応力種別	算出応力	許容応力	単位
引張	$\sigma_b = 41$	$f_{ts} = 491$	MPa
せん断	$\tau_b = 12$	$f_s = 378$	MPa

②原子炉機器冷却水熱交換器

原子炉機器冷却水熱交換器（基礎ボルト）の評価内容を以下に示す。

1. 評価仕様

(1) 機器構造

原子炉機器冷却水熱交換器は、横置円筒型容器であり、2個の脚のうち1個は胴の長手方向にスライドできる構造となっている。添付資料 22-2 に構造図を示す。

(2) 解析モデル

本評価の解析モデルを以下に示す。

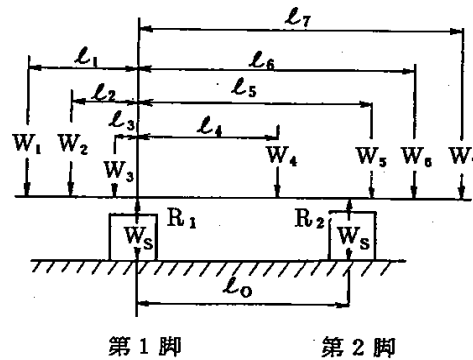


図 22-3 原子炉機器冷却水熱交換器基礎ボルトの解析モデル

(3) 耐震条件

項目	記号	入力値	単位
耐震重要度	—	S	—
設置建屋	—	原子炉建屋	—
設置高さ	—	FL -15.0	m
固有周期（水平方向）	—	■	s
固有周期（鉛直方向）	—		—
水平方向設計震度	$C_H$	■	—
鉛直方向設計震度	$C_V$		—

\*1：鉛直方向については剛構造とみなしている。

\*2：設置基礎台の高さを考慮して震度補正している。



(4) 評価条件

荷重，応力算出に用いた評価条件を以下に示す。

項目	記号	入力値	単位
ボルト径	$d$	56	mm
ボルト半径あたり腐食量	$c$	0.3	mm
熱交換器の運転重量	$W_0$		kg
脚の重量	$W_s$		kg
静荷重 (i=1)	$W_1$		kg
静荷重 (i=2)	$W_2$		kg
静荷重 (i=3)	$W_3$		kg
静荷重 (i=4)	$W_4$		kg
静荷重 (i=5)	$W_5$		kg
静荷重 (i=6)	$W_6$		kg
静荷重 (i=7)	$W_7$		kg
脚中心間距離	$l_0$		mm
第 1 脚から各荷重までの距離 (i=1)	$l_1$		mm
第 1 脚から各荷重までの距離 (i=2)	$l_2$		mm
第 1 脚から各荷重までの距離 (i=3)	$l_3$		mm
第 1 脚から各荷重までの距離 (i=4)	$l_4$		mm
第 1 脚から各荷重までの距離 (i=5)	$l_5$		mm
第 1 脚から各荷重までの距離 (i=6)	$l_6$		mm
第 1 脚から各荷重までの距離 (i=7)	$l_7$		mm
基礎から脚の胴つけ根部までの高さ	$h_1$		mm
基礎から胴の中心までの高さ	$h_2$		mm
脚 1 個あたりの基礎ボルトの本数	$n$		—
引張力を受ける基礎ボルトの本数	$n_1$		—
脚底板の長手方向に対する長さ	$a$		mm
脚底板の横方向に対する長さ	$b$		mm
脚底板端面から基礎ボルト中心までの距離	$d_1$		mm
基礎ボルトと基礎の弾性係数比	$s$		—

## 2. 評価方法

### (1) 応力計算

鉛直方向と長手方向に地震が作用した場合

#### a. 引張応力

鉛直方向と長手方向に地震が作用した場合、脚底面に働くモーメントは $M_{\ell 1}$ であり、ここで、

$$M_{\ell 1} = \frac{1}{2} C_H W_0 h_1$$

鉛直力 $P_s$ は、

$$P_s = (1 - C_V)(R + W_s) - P_\ell$$

ここで、

$$P_\ell = C_H(W_0 - W_s) \frac{h_2 - \frac{1}{2}h_1}{\ell_0}$$

また、 $R$  は $R_1$ と $R_2$ のいずれか大きい値であり、

$$R_2 = \sum_{i=1}^{j_1} W_i \frac{\ell_i}{\ell_0}$$

$$R_1 = \sum_{i=1}^{j_1} W_i - R_2$$

となる。

モーメントと圧縮荷重の比を

$$e = \frac{M_{\ell 1}}{P_s}$$

とすると、 $e$  が負の場合及び

$$e > \frac{a}{6} + \frac{d_1}{3}$$

の時、基礎ボルトに引張応力が生じ、この引張応力は次のようにして求められる。

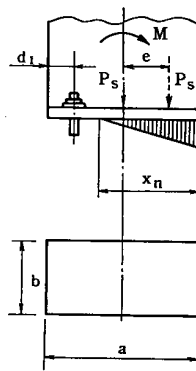


図 22-4 基礎部に作用する外荷重より生じる荷重の関係

中立軸の位置 $X_n$ を

$$X_n^3 + 3\left(e - \frac{a}{2}\right)X_n^2 - \frac{6SA_b n_1}{b}\left(e + \frac{a}{2} - d_1\right)(a - d_1 - X_n) = 0$$

により求めると、基礎ボルトに生じる引張力は

$$F_b = \frac{P_s\left(e - \frac{a}{2} + \frac{X_n}{3}\right)}{a - d_1 + \frac{X_n}{3}}$$

となる。したがって、基礎ボルトに生じる引張応力は次のようになる。

$$\sigma_{b1} = \frac{F_b}{A_b n_1}$$

ここで、基礎ボルトの断面積  $A_b$  は、

$$A_b = \frac{\pi}{4}(d - 2c)^2$$

b. せん断応力

ボルトに作用するせん断力は全本数で受けるものとして計算する。

$$\tau_{b1} = \frac{C_H W_0}{n A_b}$$

c. 計算結果

上記 a. b. により求めた算出応力は以下のとおり。

応力種別	記号	算出応力	単位
引張	$\sigma_{b1}$	94	MPa
せん断	$\tau_{b1}$	56	MPa

(2) 許容応力

a. 算出条件

JEAG4601-1987 に基づき、許容応力を算出する。以下に算出に用いる評価条件を示す。

項目	記号	入力値	単位
ボルト材質	—	SS400	—
ボルト径	d		mm
評価温度	—		℃
ボルト材の設計降伏点	$S_y$		MPa
ボルト材の設計引張強さ	$S_u$		MPa

b. 許容応力の算出

ボルト材の設計降伏点, 設計引張強さの設計・建設規格データの温度補正により

$$S_y = \text{[redacted]} = 206.09$$

$$S_u = \text{[redacted]} = 385.89$$

$$\begin{aligned} F &= \text{Min}(S_y, 0.7S_u) \\ &= \text{Min}(206.09, 0.7 \times 385.89) \\ &= \text{Min}(206.09, 270.12) = 206.09 \end{aligned}$$

・引張許容応力の算出

$$f_{to} = 1.5 \times \frac{F}{2} = 1.5 \times \frac{206.09}{2} = 154.57$$

・せん断許容応力の算出

$$f_s = 1.5 \times \frac{F}{1.5\sqrt{3}} = 1.5 \times \frac{206.09}{1.5\sqrt{3}} = 118.99$$

・せん断応力 ( $\tau_b = 56 \text{ MPa}$ ) と引張応力の組合せ許容応力の算出

$$\begin{aligned} f_{ts} &= \text{Min}(f_{to}, 1.4f_{to} - 1.6\tau) \\ &= \text{Min}(154.57, 1.4 \times 154.57 - 1.6 \times 56) \\ &= \text{Min}(154.57, 126.80) = 126.80 \end{aligned}$$

3. 結論

上記の結果から, 基礎ボルトに発生する応力が許容応力を満足することを確認した。

応力種別	算出応力	許容応力	単位
引張	$\sigma_b = 94$	$f_{ts} = 126$	MPa
せん断	$\tau_b = 56$	$f_s = 118$	MPa

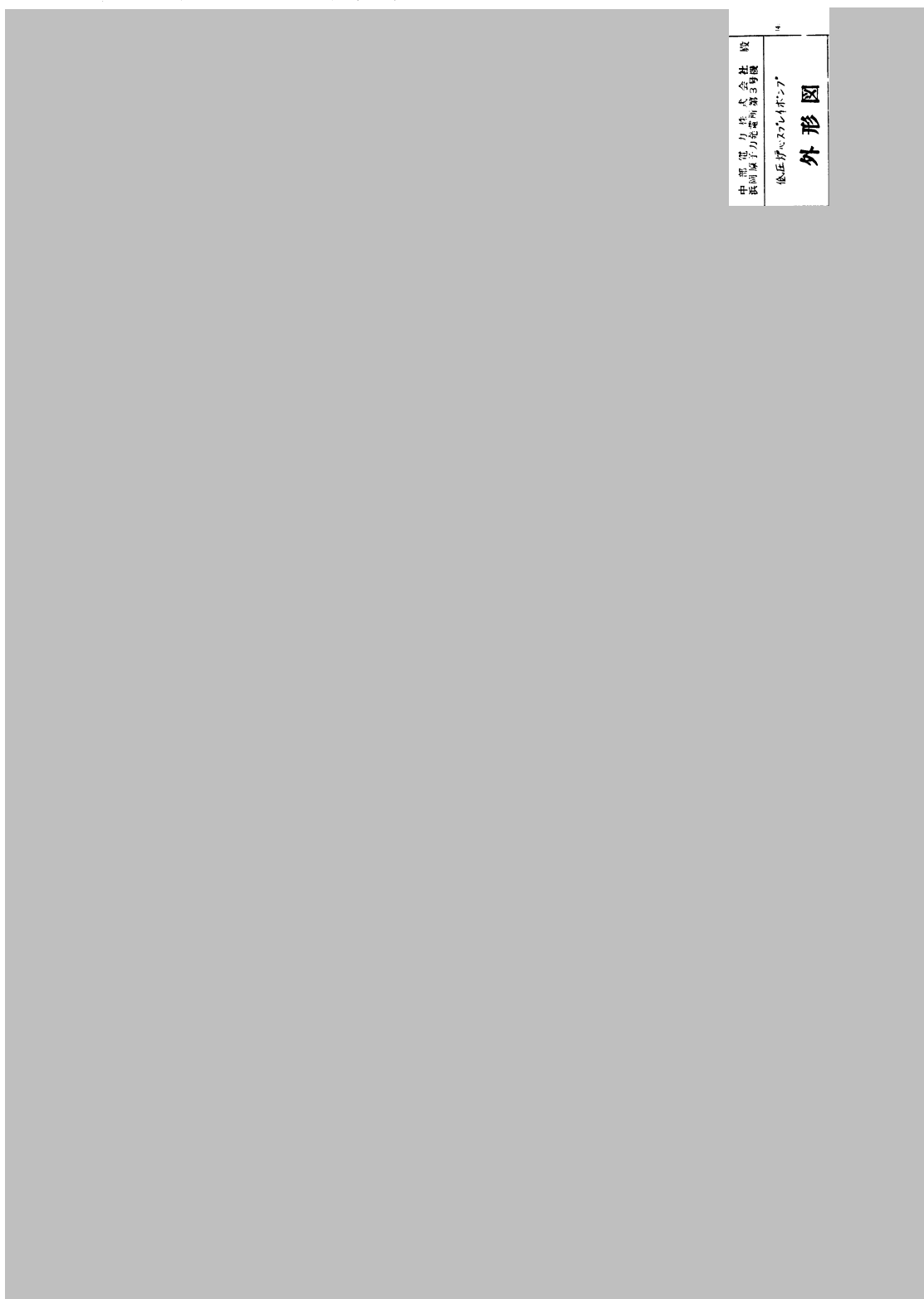
添付資料 22-1 低圧炉心スプレィポンプ構造図

添付資料 22-2 原子炉機器冷却水熱交換器構造図

添付資料 22-3 たて型ポンプ基礎ボルトの評価モデルについて

以 上

低圧炉心スプレイポンプ構造図



内は営業秘密に属しますので公開できません

原子炉機器冷却水熱交換器構造図



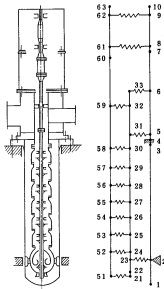
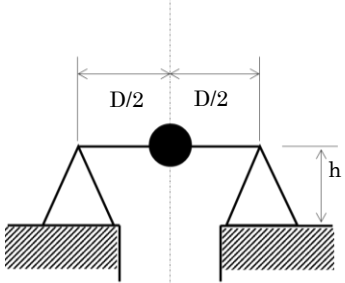
浜岡原子力発電所 第3号機  
原子炉機器冷却水熱交換器構造図  
中部電力株式会社

内は営業秘密に属しますので公開できません

たて型ポンプ基礎ボルトの評価モデルについて

たて型ポンプ基礎ボルトの耐震安全性の評価においては、既工認手法より保守的なモデルであることを確認の上、簡易モデルである単質点解析モデルにて評価を行った。以下に、今回用いた単質点解析モデルによる評価と既工認手法との差を示す。

なお、単質点解析モデルを用いた評価対象は低圧炉心スプレイポンプ、余熱除去ポンプ及び高圧炉心スプレイポンプの3機種である。

項目		既工認手法	単質点解析モデル
解析モデル		多質点モデル (低圧炉心スプレイポンプ) 	単質点モデル 
応力計算		解析コード「NASTRAN」による多質点モデルの地震応答計算結果から求めたせん断力、転倒モーメントにて算出	単質点モデルの規格計算から求めたせん断力、転倒モーメントにて算出
※計算結果	低圧炉心スプレイポンプ	M	
		Q <sub>b</sub>	
		F <sub>b</sub>	
		σ <sub>b</sub>	
		τ <sub>b</sub>	
	余熱除去ポンプ	M	
		Q <sub>b</sub>	
		F <sub>b</sub>	
		σ <sub>b</sub>	
		τ <sub>b</sub>	
	高圧炉心スプレイポンプ	M	
		Q <sub>b</sub>	
		F <sub>b</sub>	
		σ <sub>b</sub>	
		τ <sub>b</sub>	

※ 既工認の地震動 S1 を入力条件とし、計算結果を比較

■ 内は営業秘密に属しますので公開できません

浜岡3号炉－耐震－23 Rev.1

タイトル	表 3.14-5 の余熱除去熱交換器、表 3.14-6 の復水タンク及び表 3.14-8(2/2) の中央制御室給気ユニットの機器付基礎ボルトの腐食に対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
説明	<p>① 余熱除去熱交換器</p> <p>余熱除去熱交換器（基礎ボルト）の評価内容を以下に示します。</p> <p>1. 評価仕様</p> <p>(1) 機器構造</p> <p>余熱除去熱交換器は、中間支持たて置円筒型容器であり、胴は4個の脚で支持されており、それぞれ基礎ボルトを介して基礎に固定されています。添付資料 23-1 に構造図を示します。</p> <p>(2) 解析モデル</p> <p>本評価では、余熱除去熱交換器の解析モデルを作成し、動的解析により固有周期、荷重及びモーメントを算出しています。本評価で用いた解析モデルを以下に示します。</p> <div data-bbox="549 1032 1279 1921" style="background-color: #cccccc; width: 100%; height: 100%;"></div> <p>図 23-1 余熱除去熱交換器動解析の解析モデル</p>



(3) 耐震条件

項目	記号	入力値	単位
耐震重要度	—	S	—
設置建屋	—	原子炉建屋	—
設置高さ	—	FL 9.0	m
固有周期（水平方向）	—	■	s
固有周期（鉛直方向）	—		s
水平方向設計震度	$C_H$		—
鉛直方向設計震度	$C_V$		—

(4) 評価条件

荷重，応力算出に用いた評価条件を以下に示します。

項目	記号	入力値	単位
ボルト径	$d$	30	mm
ボルト半径あたり腐食量	$a$	0.3	mm
熱交換器の運転状態での質量	$m_0$		kg
各質点の運転状態での質量 (i=1)	$m_1$		kg
各質点の運転状態での質量 (i=2)	$m_2$		kg
各質点の運転状態での質量 (i=3)	$m_3$		kg
各質点の運転状態での質量 (i=4)	$m_4$		kg
各質点の運転状態での質量 (i=5)	$m_5$		kg
各質点の運転状態での質量 (i=6)	$m_6$		kg
各質点の運転状態での質量 (i=7)	$m_7$		kg
各質点の運転状態での質量 (i=8)	$m_8$		kg
各質点の運転状態での質量 (i=9)	$m_9$		kg
脚の胴長手方向中心から各荷重までの距離 (i=1)	$l_1$		mm
脚の胴長手方向中心から各荷重までの距離 (i=2)	$l_2$		mm
脚の胴長手方向中心から各荷重までの距離 (i=3)	$l_3$		mm
脚の胴長手方向中心から各荷重までの距離 (i=4)	$l_4$		mm
脚の胴長手方向中心から各荷重までの距離 (i=5)	$l_5$		mm
脚の胴長手方向中心から各荷重までの距離 (i=6)	$l_6$		mm
脚の胴長手方向中心から各荷重までの距離 (i=7)	$l_7$		mm
脚の胴長手方向中心から各荷重までの距離 (i=8)	$l_8$		mm
脚の胴長手方向中心から各荷重までの距離 (i=9)	$l_9$		mm
脚 1 個あたりの基礎ボルトの本数	$n$		—
脚の端部から基礎ボルトまでの距離	$b$	mm	
基礎ボルトから基礎開口端までの距離	$c$	mm	
基礎ボルトの間隔	$d_1$	mm	
基礎ボルトの間隔	$d_2$	mm	
脚の胴周方向幅の 2 分の 1	$e$	mm	

2. 評価方法

(1) 応力計算

a. 引張応力

基礎接合部には図 23-1 に示した解析モデルを用いて、基礎接合部に生じる脚の回転モーメント  $M_{S1}$ 、 $M_{S2}$  及び  $M_{S3}$  が得られる。

JEAG では鉛直方向地震力による荷重と運転時質量による荷重とを分けた計算式が示されているが、本評価では鉛直方向地震動と重力分を合成した加速度  $((1 - C_v) \cdot m_i \cdot g$  及び  $(1 + C_v) \cdot m_i \cdot g$ ) を解析モデルに入力、鉛直方向の応答解析結果として求めている。また、 $M_{S1}$ 、 $M_{S2}$  及び  $M_{S3}$  は、水平方向地震力と鉛直方向地震力の応答解析結果を包含した結果であり、以下に引張応力が最大となるケースの結果を示す。

記号	記号の説明	解析値	単位
$M_{S1}$	左脚の傾きを発生させる脚に作用する上向きのモーメント		N・mm
$M_{S2}$	右脚の傾きを発生させる脚に作用する下向きのモーメント		N・mm
$M_{S3}$	中央脚の傾きを発生させる脚に作用するねじりモーメント		N・mm

(a) 左脚の基礎接合部における引張応力

左脚の傾きは図 23-2 のように上向きのモーメント  $M_{S1}$  を作用させた場合に発生する。モーメントの釣合より

$$b \cdot F_{11} - M_{S1} = 0$$

また、 $F_{11}$  により生じる基礎ボルトの引張応力は

$$\sigma_{bi1} = \frac{F_{11}}{n \cdot A_b} = \frac{M_{S1}}{n \cdot A_b \cdot b}$$

となる。ここで、基礎ボルトの断面積  $A_b$  は

$$A_b = \frac{\pi}{4} (d - 2a)^2$$

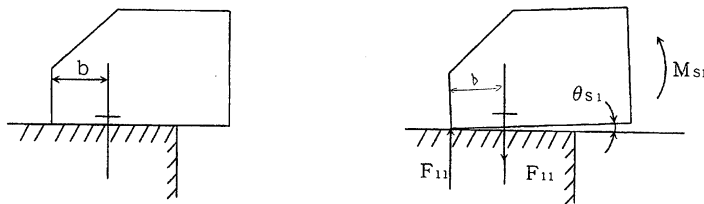


図 23-2 左脚に作用するモーメントと力

(b) 右脚の基礎接合部における引張応力

右脚の傾きは図 23-3 のように下向きのモーメント  $M_{S2}$  を作用させた場合に発生する。モーメントの釣合より

$$c \cdot F_{21} - M_{S2} = 0$$

また、 $F_{21}$  により生じる基礎ボルトの引張応力は

$$\sigma_{bi2} = \frac{F_{21}}{n \cdot A_b} = \frac{M_{S2}}{n \cdot A_b \cdot c}$$

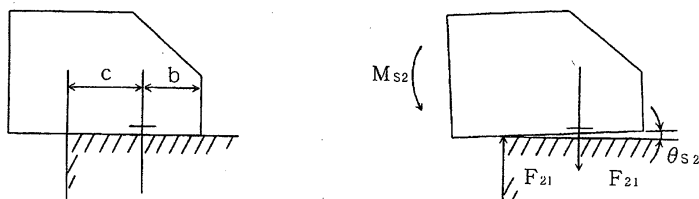


図 23-3 右脚に作用するモーメントと力

(c) 中央の基礎接合部における引張応力

中央脚の傾きは図 23-4 のように傾いたときのねじりモーメント  $M_{S3}$  を作用させた場合に発生する。モーメントの釣合より

$$-\frac{d_2}{2} F_{31} - \frac{d_1}{2} F_{32} + \frac{d_1}{2} F_{33} + \frac{d_2}{2} F_{34} - e \cdot (F_{31} + F_{32} + F_{33} + F_{34}) + M_{S3} = 0$$

傾きと基礎ボルトの伸びの関係より

$$\frac{F_{31}}{e + \frac{d_2}{2}} = \frac{F_{32}}{e + \frac{d_1}{2}} = \frac{F_{33}}{e - \frac{d_1}{2}} = \frac{F_{34}}{e - \frac{d_2}{2}}$$

また、 $F_{31}$  により生じる基礎ボルトの引張応力は

$$\sigma_{bi3} = \frac{F_{31}}{A_b} = \frac{M_{S3}}{A_b} \cdot \frac{e + \frac{d_2}{2}}{\left[ \frac{1}{2} \cdot (d_1^2 + d_2^2) + 4 \cdot e^2 \right]}$$

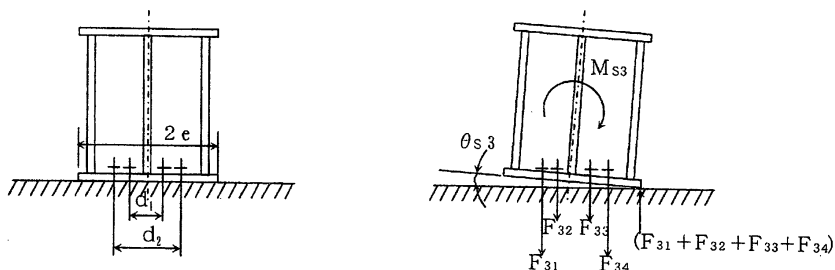


図 23-4 中央脚に作用するモーメントと力

(d) 組合せ応力

引張応力の組合せについては、荷重の方向により下記のとおりである。

(脚に $M_{S1}$ が作用するとき)

$$\sigma_{bi} = \sigma_{bi1} + \sigma_{bi3}$$

(脚に $M_{S2}$ が作用するとき)

$$\sigma_{bi} = \sigma_{bi2} + \sigma_{bi3}$$

b. せん断応力

基礎接合部には図 23-1 に示した解析モデルを用いて、基礎接合部に生じるせん断力 $Q_{bi}$ が得られる。以下にせん断応力が最大となるケースの結果を示す。

応力種別	記号	解析値	単位
第1脚に生じるせん断力	$Q_{b1}$		N
第2脚に生じるせん断力	$Q_{b2}$		N
第3脚に生じるせん断力	$Q_{b3}$		N
第4脚に生じるせん断力	$Q_{b4}$		N

このせん断力により生じるせん断応力は下記式で求められる。

$$\tau_{bi} = \frac{Q_{bi}}{n \cdot A_b}$$

c. 計算結果

上記 a. b. により求めた算出応力は以下のとおり。

応力種別	記号	算出応力※	単位
引張	$\sigma_b$	168	MPa
せん断	$\tau_b$	22	MPa

※ 第1脚から第4脚の算出応力のうち最大となる応力

(2) 許容応力

a. 算出条件

JEAG4601-1987に基づき、許容応力を算出する。以下に算出に用いる評価条件を示す。

項目	記号	入力値	単位
ボルト材質	—	SS400	—
ボルト径	d	30	mm
評価温度	—		℃
ボルト材の設計降伏点	$S_y$		MPa
ボルト材の設計引張強さ	$S_u$		MPa

b. 許容応力の算出

ボルト材の設計降伏点、設計引張強さの設計・建設規格データの温度補正により

$$S_y = \text{[redacted]} = 225.34$$

$$S_u = \text{[redacted]} = 385.89$$

$$\begin{aligned} F &= \text{Min}(S_y, 0.7S_u) \\ &= \text{Min}(225.34, 0.7 \times 385.89) \\ &= \text{Min}(225.34, 270.12) = 225.34 \end{aligned}$$

・引張許容応力の算出

$$f_{to} = 1.5 \times \frac{F}{2} = 1.5 \times \frac{225.34}{2} = 169.01$$

・せん断許容応力の算出

$$f_s = 1.5 \times \frac{F}{1.5\sqrt{3}} = 1.5 \times \frac{225.34}{1.5\sqrt{3}} = 130.10$$

・せん断応力 ( $\tau_b = 22 \text{ MPa}$ ) と引張応力の組合せ許容応力の算出

$$\begin{aligned} f_{ts} &= \text{Min}(f_{to}, 1.4f_{to} - 1.6\tau) \\ &= \text{Min}(169.01, 1.4 \times 169.01 - 1.6 \times 22) \\ &= \text{Min}(169.01, 201.41) = 169.01 \end{aligned}$$

### 3. 結論

上記の結果から、基礎ボルトに発生する応力が許容応力を満足することを確認した。

応力種別	算出応力	許容応力	単位
引張	$\sigma_b = 168$	$f_{ts} = 169$	MPa
せん断	$\tau_b = 22$	$f_s = 130$	MPa

#### ② 復水タンク

復水タンク（基礎ボルト）の評価内容を以下に示します。

##### 1. 評価仕様

###### (1) 機器構造

復水タンクは、平置円筒型容器であり、基礎ボルトにてコンクリート構造の基礎スラブに固定する構造となっています。添付資料 23-2 に構造図を示します。

###### (2) 解析モデル

本評価では、Bクラス地震力による静的解析および基準地震動 S1 に基づく地震荷重を 1 / 2 倍した値を用いた動的解析を行います。動的解析は復水タンクについて基礎の下及び周辺地盤も質点系として含めた構造物-地盤連成応答解析モデルを作成し、基準地震動 S1 に基づく地震荷重を 1 / 2 倍した値を用い動的解析により固有周期、荷重及びモーメントを算出しています。図 23-5 に復水タンクの構造物-地盤連成応答解析モデルを示します。

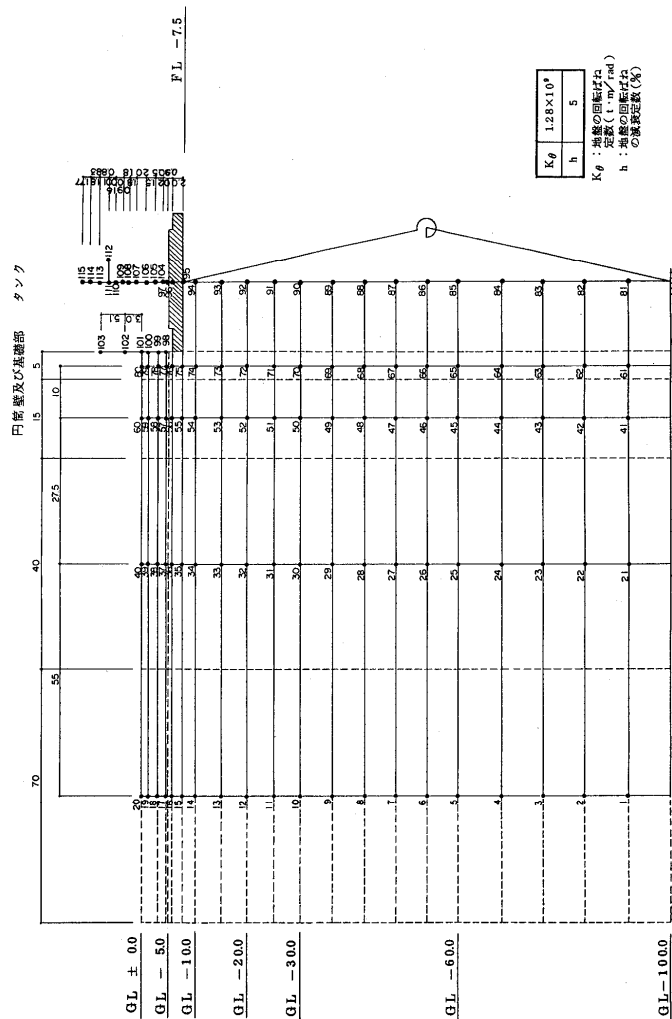


図 23-5 復水タンクの構造物-地盤連成応答解析モデル

(3) 耐震条件・諸元

項目	記号	入力値	単位
耐震重要度	—	B	—
設置建屋	—	屋外	—
設置高さ	—	FL -4.4	m
ボルト径	$d$	56	mm
ボルト半径当り腐食量	$c$	0.3	mm
基礎ボルトの本数	$n$		—
タンク内径	$D_i$		mm
タンク重量	$W_T$		kg
タンク内水重量	$W_q$		kg

内は営業秘密に属しますので公開できません



(4) 解析結果

復水タンクの静的解析及び動的解析の結果を以下に示します。

本結果より、動的解析の値>静的解析の値であるため、以後の計算においては動的解析の値を用います。

評価部位	せん断力 (kg)		モーメント (kg・mm)	
	静的解析	動的解析	静的解析	動的解析
タンク底部				

2. 評価方法

(1) 応力計算

a. 引張応力

地震によるモーメント（転倒モーメント）は 1.(4)より

■■■■ kg・mm

一方、復元モーメント（タンク総重量×重力加速度×タンク直径／2）は

■■■■ kg・mm

従って、転倒モーメント<復元モーメントであり、基礎ボルトには引張応力は生じない。

b. せん断応力

タンク底部に働くせん断力は 1.(4)より、 $Q_b =$  ■■■■ kgが得られる。このせん断力により生じるせん断応力は下記式で求められる。

$$\tau_b = \frac{Q_b}{n \cdot A_b}$$

ここで、基礎ボルトの断面積  $A_b$  は

$$A_b = \frac{\pi}{4}(d - 2c)^2$$

c. 計算結果

上記 a. b. により求めた算出応力は以下のとおり。

応力種別	記号	算出応力	単位
引張	$\sigma_b$	発生しない	—
せん断	$\tau_b$	63	MPa

(2) 許容応力

a. 算出条件

JEAG4601-1987に基づき、許容応力を算出する。以下に算出に用いる評価条件を示す。

項目	記号	入力値	単位
ボルト材質	—	SNB16	—
ボルト径	d	56	mm
評価温度	—	[Redacted]	℃
ボルト材の設計降伏点	$S_y$		MPa
ボルト材の設計引張強さ	$S_u$		MPa

b. 許容応力の算出

ボルト材の設計降伏点、設計引張強さの設計・建設規格データの温度補正により

$$S_y = [Redacted] = 720.71$$

$$S_u = [Redacted] = 838.29$$

$$\begin{aligned} F &= \text{Min}(S_y, 0.7S_u) \\ &= \text{Min}(720.71, 0.7 \times 838.29) \\ &= \text{Min}(720.71, 586.80) = 586.80 \end{aligned}$$

・引張許容応力の算出

$$f_{to} = 1.5 \times \frac{F}{2} = 1.5 \times \frac{586.80}{2} = 440.10$$

・せん断許容応力の算出

$$f_s = 1.5 \times \frac{F}{1.5\sqrt{3}} = 1.5 \times \frac{586.80}{1.5\sqrt{3}} = 338.79$$

・せん断応力 ( $\tau_b = 63 \text{ MPa}$ ) と引張応力の組合せ許容応力の算出

$$\begin{aligned} f_{ts} &= \text{Min}(f_{to}, 1.4f_{to} - 1.6\tau) \\ &= \text{Min}(440.10, 1.4 \times 440.10 - 1.6 \times 63) \\ &= \text{Min}(440.10, 515.34) = 440.10 \end{aligned}$$

### 3. 結論

上記の結果から，基礎ボルトに発生する応力が許容応力を満足することを確認した。

応力種別	算出応力	許容応力	単位
引張	発生しない	$f_{ts} = 440$	MPa
せん断	$\tau_b = 63$	$f_s = 338$	MPa

### ③ 中央制御室給気ユニット

中央制御室給気ユニット（基礎ボルト）の評価内容を以下に示します。

#### 1. 評価仕様

##### (1) 機器構造

中央制御室給気ユニットは，ケーシング構造となっており，基礎ボルトで十分剛な基礎に固定しています。添付資料 23-3 に構造図を示します。

##### (2) 解析モデル

本評価の解析モデルを以下に示します。

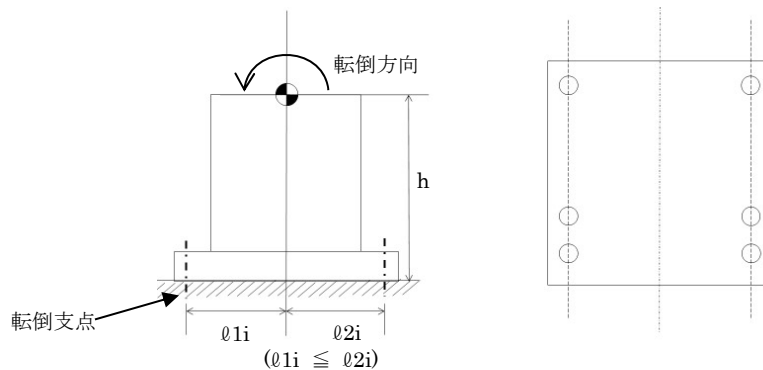


図 23-6 中央制御室給気ユニットの解析モデル

(3) 耐震条件

項目	記号	入力値	単位
耐震重要度	—	S	—
設置建屋	—	補助建屋	—
設置高さ	—	FL 16.5	m
固有周期（水平方向）	—		s
固有周期（鉛直方向）	—		—
水平方向設計震度	$C_H$		—
鉛直方向設計震度	$C_V$		—
送風機振動による震度	$C_F$		—

\*1：鉛直方向については剛構造とみなしている。

(4) 評価条件

荷重，応力算出に用いた評価条件を以下に示します。

項目	記号	入力値	単位
ボルト径	$d$	16	mm
ボルト半径当り腐食量	$c$	0.3	mm
運転時重量	$m_0$		kg
重心までの距離	$h$		mm
重心とボルト間の距離（長辺）	$\ell_{11}$		mm
重心とボルト間の距離（長辺）	$\ell_{21}$		mm
重心とボルト間の距離（短辺）	$\ell_{12}$		mm
重心とボルト間の距離（短辺）	$\ell_{22}$		mm
基礎ボルトの本数	$n$		—
引張力を受ける基礎ボルトの本数	$n_{f1}$		—
引張力を受ける基礎ボルトの本数	$n_{f2}$	—	

2. 評価方法

(1) 応力計算

a. 引張応力

角型配置の基礎ボルトであるため，引張力は最も厳しい条件として，基礎ボルトを支点とする転倒を考え，これを片側のボルトで受けるものとして計算する。

引張力

$$F_{bi} = \frac{m_0(C_H + C_F)h - m_0(1 - C_V - C_F)\ell_{1i}}{n_{fi}(\ell_{1i} + \ell_{2i})}$$

引張応力

$$\sigma_{bi} = \frac{F_{bi}}{A_b}$$

b. せん断応力

ボルトに作用するせん断力は全本数で受けるものとして計算する。

せん断力

$$Q_b = m_0(C_H + C_F)$$

せん断応力

$$\tau_b = \frac{Q_b}{nA_b}$$

ここで、基礎ボルトの断面積  $A_b$  は、

$$A_b = \frac{\pi}{4}(d - 2c)^2$$

c. 計算結果

上記 a. b. により求めた算出応力は以下のとおり。

応力種別	記号	算出応力※	単位
引張	$\sigma_b$	120	MPa
せん断	$\tau_b$	27	MPa

※ 長辺方向及び短辺方向の算出応力のうち最大となる応力

(2) 許容応力

a. 算出条件

JEAG4601-1987 に基づき、許容応力を算出する。以下に算出に用いる評価条件を示す。

項目	記号	入力値	単位
ボルト材質	—	SS400	—
ボルト径	d	16	mm
評価温度	—		℃
ボルト材の設計降伏点	$S_y$		MPa
ボルト材の設計引張強さ	$S_u$		MPa

b. 許容応力の算出

ボルト材の設計降伏点, 設計引張強さの設計・建設規格データの温度補正により

$$S_y = \text{[redacted]} = 231.29$$

$$S_u = \text{[redacted]} = 394.57$$

$$\begin{aligned} F &= \text{Min}(S_y, 0.7S_u) \\ &= \text{Min}(231.29, 0.7 \times 394.57) \\ &= \text{Min}(231.29, 276.20) = 231.29 \end{aligned}$$

・引張許容応力の算出

$$f_{to} = 1.5 \times \frac{F}{2} = 1.5 \times \frac{231.29}{2} = 173.47$$

・せん断許容応力の算出

$$f_s = 1.5 \times \frac{F}{1.5\sqrt{3}} = 1.5 \times \frac{231.29}{1.5\sqrt{3}} = 133.54$$

・せん断応力 ( $\tau_b = 27$  MPa) と引張応力の組合せ許容応力の算出

$$\begin{aligned} f_{ts} &= \text{Min}(f_{to}, 1.4f_{to} - 1.6\tau) \\ &= \text{Min}(173.47, 1.4 \times 173.47 - 1.6 \times 27) \\ &= \text{Min}(173.47, 199.66) = 173.47 \end{aligned}$$

3. 結論

上記の結果から, 基礎ボルトに発生する応力が許容応力を満足することを確認した。

応力種別	算出応力	許容応力	単位
引張	$\sigma_b = 120$	$f_{ts} = 173$	MPa
せん断	$\tau_b = 27$	$f_s = 133$	MPa

添付資料 23-1 余熱除去熱交換器構造図

添付資料 23-2 復水タンク構造図

添付資料 23-3 中央制御室給気ユニット構造図

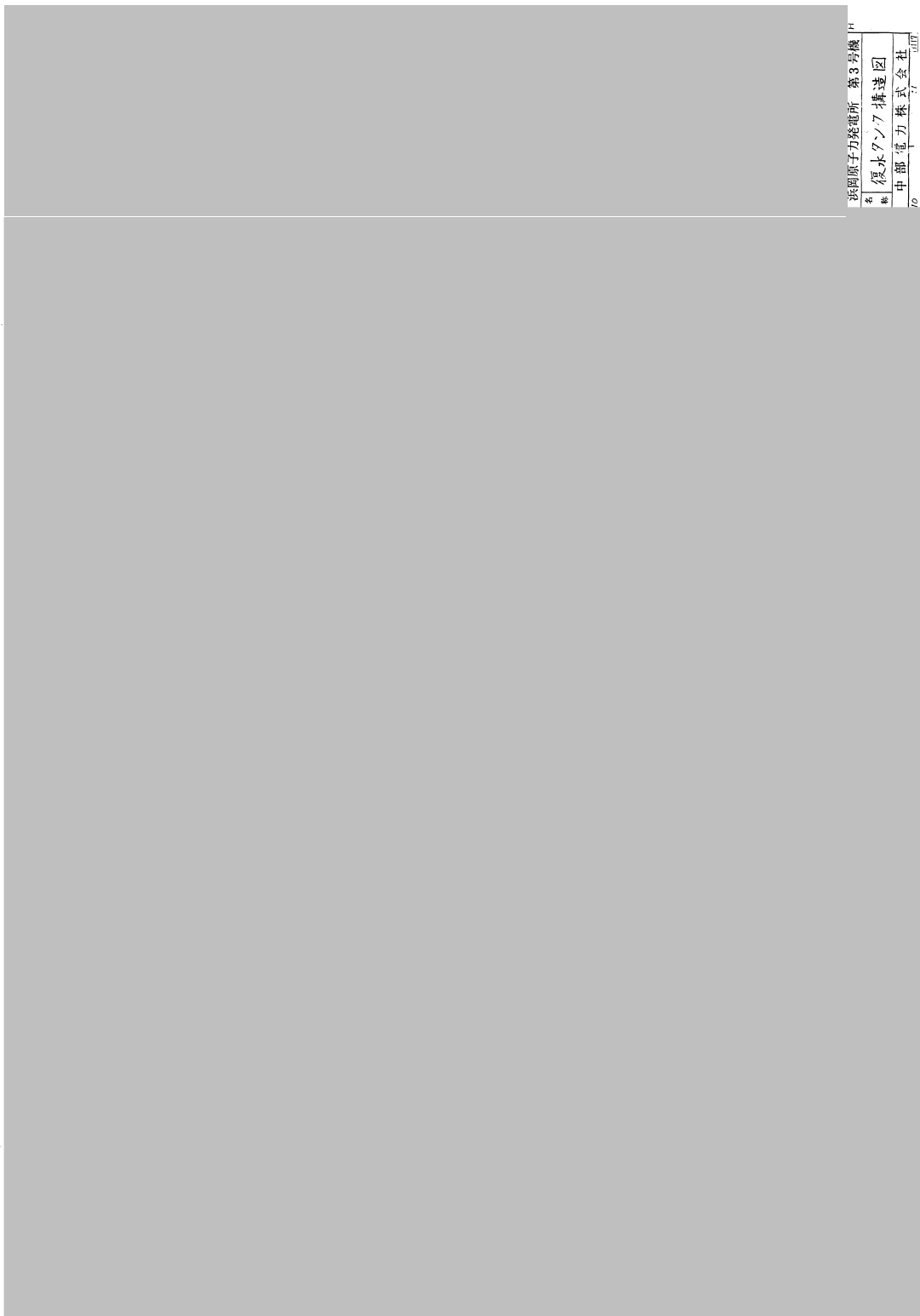
以 上

余熱除去熱交換器構造図



内は営業秘密に属しますので公開できません

復水タンク構造図



浜岡原子力発電所 第3号機  
名 復水タンク構造図  
機 中 部 電 力 株 式 会 社  
0

内は営業秘密に属しますので公開できません



中央制御室給気ユニット構造図



■内は営業秘密に属しますので公開できません

浜岡 3 号炉－耐震－25

<p>タイトル</p>	<p>原子炉压力容器胴板の中性子照射脆化に対する冷温停止状態評価と運転状態評価の差異（耐圧試験時と炉心臨界時の差異含む）、最低温度要求（15℃、-2℃）の内容、温度・圧力制限曲線と飽和圧力温度曲線に対する線形破壊力学に基づく評価（破壊靱性値、応力拡大係数値等）を提示すること。</p>															
<p>説明</p>	<p>原子炉压力容器胴板の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価では、地震を考慮した場合の欠陥を想定した線形破壊力学に基づく圧力－温度制限曲線を求め健全性を評価した。</p> <p>図 25－1 に原子炉压力容器の最低温度制限の要求及び線形破壊力学に基づく圧力－温度制限曲線（耐圧試験時）を示す。</p> <p>冷温停止の維持状態における評価のため、評価時点（平成 26 年度末）における最新の原子炉停止までの中性子照射量とし、JEAC4601-2007 における供用状態「耐圧・漏えい試験（未臨界）」で評価した。なお、冷温停止状態評価と運転状態評価の差異を添付資料 25－1 に示す。</p> <div data-bbox="459 1169 1305 1680" data-label="Figure"> <table border="1" data-bbox="1034 1189 1289 1272"> <thead> <tr> <th>ケース</th> <th>仮想欠陥方向</th> <th>地震荷重考慮有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>軸方向欠陥</td> <td>有</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>軸方向欠陥</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>周方向欠陥</td> <td>有</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>周方向欠陥</td> <td>無</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p>図 25－1 原子炉压力容器の圧力－温度制限図（耐圧試験時）</p> <p>原子炉压力容器の最低温度制限は -2℃及び 15℃の最低温度制限線からなる。これは、ボルト締め付けによる荷重が作用する部位の最大の関連温度<math>RT_{NDT}</math>（-35℃）を用い JEAC4206-2007 に従う方法により最低使用温度の要求値として求められるものである。</p>	ケース	仮想欠陥方向	地震荷重考慮有無	①	軸方向欠陥	有	②	軸方向欠陥	無	③	周方向欠陥	有	④	周方向欠陥	無
ケース	仮想欠陥方向	地震荷重考慮有無														
①	軸方向欠陥	有														
②	軸方向欠陥	無														
③	周方向欠陥	有														
④	周方向欠陥	無														

欠陥を想定した線形破壊力学に基づく圧力－温度制限曲線は JEAC4206-2007にて次式で与えられる静的破壊靱性 ( $K_{IC}$ ) を、応力拡大係数が超えないよう求めるものである。

$$K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})]$$

応力拡大係数は内圧の関数であることから、応力拡大係数が静的破壊靱性を超えない温度を求めることで、内圧と温度との相関曲線が得られる。表 25-1 に線形破壊力学に基づく圧力－温度計算結果を示す。

表 25-1 線形破壊力学に基づく圧力－温度計算結果

内圧 (MPa)	$RT_{NDT}$ (°C)	ケース	$K_I$ ( $MPa\sqrt{m}$ )	温度 (°C)
7.83		①		
		②		
		③		
		④		

添付資料 25-1 冷温停止状態評価と運転状態評価の差異

以上

## 冷温停止状態評価と運転状態評価の差異

原子炉圧力容器胴板の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価については、当面の冷温停止状態において発生・進展しない事象であるため、評価時点（平成 26 年度末）における最新の原子炉停止までの中性子照射量とし、JEAC4601-2007 における供用状態「耐圧・漏えい試験（未臨界）」で評価した。

下表に冷温停止状態評価と運転状態評価の差異を示す。

項目		冷温停止状態評価	運転状態評価
評価ケース (JEAC における供用状態)		耐圧・漏えい試験	耐圧・漏えい試験 供用状態 A 及び B
最低温度 要求	耐圧・漏えい試験	RT <sub>NDT</sub> +33℃ (0.2P <sup>※1</sup> 以下) RT <sub>NDT</sub> +50℃ (0.2P <sup>※1</sup> 超え)	RT <sub>NDT</sub> +33℃ (0.2P <sup>※1</sup> 以下) RT <sub>NDT</sub> +50℃ (0.2P <sup>※1</sup> 超え)
	供用状態 A 及び B <sup>※2</sup>	/	RT <sub>NDT</sub> +33℃ (0.2P <sup>※1</sup> 以下) RT <sub>NDT</sub> +89℃ <sup>※2</sup> (0.2P <sup>※1</sup> 超え)
中性子照射量		最新の原子炉停止まで	評価期間末期まで
応力		内圧による応力 地震力	内圧による応力 熱応力 <sup>※3</sup> 地震力

※1 P は供用前の水圧試験の圧力

※2 「未臨界」と「臨界」で温度要求が異なるが、要求が厳しくなる「臨界」で評価

※3 供用状態 A 及び B での評価で考慮