

本資料のうち、枠囲みの内容は、  
営業秘密又は防護上の観点から  
公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	工認-711 改 2
提出年月日	平成 30 年 8 月 23 日

## V-2-9-2-10 電気配線貫通部の耐震性についての計算書



## 目次

1. 概要	1
2. 構造説明	2
2.1 構造計画	2
2.2 評価方針	3
3. 形状及び主要寸法	4
4. 設計条件	5
4.1 設計荷重	5
4.2 材料及び許容限界	7
5. 応力計算	11
5.1 応力評価点	11
5.2 解析方針	12
5.2.1 原子炉格納容器に作用する荷重による応力	12
5.2.2 貫通部に作用する荷重による応力	12
6. 評価結果	13
6.1 設計基準対象施設としての評価結果	13
6.2 重大事故等対処設備としての評価結果	16
7. 引用図書	18



## 1. 概要

本計算書は、添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針」にて設定している構造強度及び機能維持の設計方針に基づき、電気配線貫通部が設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを説明するものである。その耐震評価は電気配線貫通部の地震応答解析、応力評価により行う。

電気配線貫通部は設計基準対象施設においては既設のSクラス施設に、重大事故等対処設備においては常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に分類される。以下、それぞれの分類に応じた耐震評価を示す。

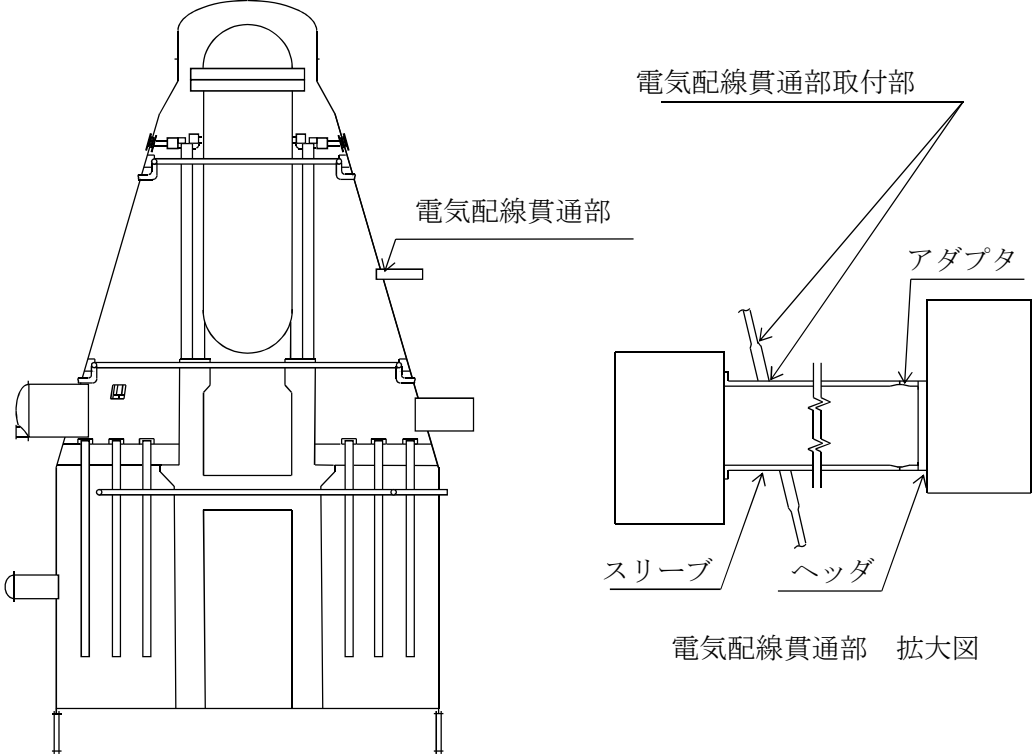


2. 構造説明

2.1 構造計画

電気配線貫通部の構造計画を表 2-1 に示す。

表 2-1 構造計画

計画の概要		概略構造図
基礎・支持構造	主体構造	
電気配線貫通部は，原子炉格納容器に支持される。	原子炉格納容器に円筒形スリーブ，アダプタ及びヘッダが取り付けられた鋼製構造物である。	



## 2.2 評価方針

- (1) 電気配線貫通部の応力評価は、原子炉格納容器側の応力については、原子炉格納容器に作用する荷重（死荷重、圧力、地震荷重）による応力と、貫通部に作用する荷重による応力を組み合わせて評価する。原子炉格納容器に作用する荷重による応力は、添付書類「V-2-9-2-1 原子炉格納容器本体の耐震性についての計算書」で計算した応力を用い、貫通部に作用する荷重による応力は、三次元シェルモデルによる有限要素解析手法を適用する。
- (2) 解析コードはMSC NASTRANを用いる。なお、評価に用いる解析コードMSC NASTRANの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「V-5-1 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。
- (3) 本計算書における評価部位は、電気配線貫通部の形状及び応力レベルを考慮し、電気配線貫通部の原子炉格納容器への取付部とする。



3. 形状及び主要寸法

電気配線貫通部の形状及び主要寸法を図 3-1 及び表 3-1 に示す。

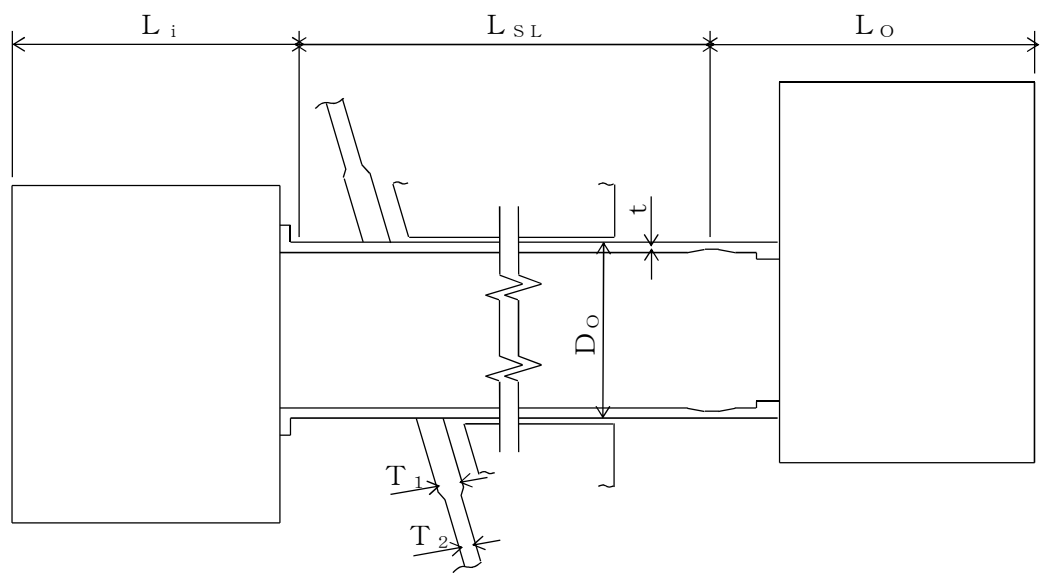


図 3-1 電気配線貫通部の形状

表 3-1 電気配線貫通部の寸法

(単位：mm)

貫通部番号	取付位置 (EL.)	$D_o$	$t$	$T_1$	$T_2$	$L_{SL}$	$L_i$	$L_o$
X-101D								



#### 4. 設計条件

##### 4.1 設計荷重

- (1) 設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度

内圧 $P_D$	310 kPa
外圧 $P_{DO}$	14 kPa
温度 $T_D$	171 °C

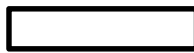
- (2) 冷却材喪失事故後の最大内圧  $P_{DBA}$  255 kPa

- (3) 重大事故等対処施設としての評価圧力及び評価温度

内圧 $P_{SAL}$	465 kPa (S A後長期)
内圧 $P_{SALL}$	200 kPa (S A後長々期)
温度 $T_{SAL}$	171 °C (S A後長期)
温度 $T_{SALL}$	150 °C (S A後長々期)

- (4) 死荷重

- a. 電気配線貫通部の自重



- (5) 地震力による荷重

解析モデルによる固有値解析の結果を表 4-1, 図 4-1, 図 4-2 及び表 4-2, 表 4-3, 図 4-3 に示す。

電気配線貫通部に加わる地震荷重について, 添付書類「V-2-1-7 設計用床応答曲線の作成方針」にて設定した応答スペクトルの作成方針に基づき, 作成した設計用床応答曲線を用いる。表 4-4, 表 4-6 に示す設計震度により電気配線貫通部に加わる荷重を解析コード **MSC** NASTRAN を使用して計算する。計算モデルを図 4-1 に, **解析**モデルの諸元を表 5-2 に示す。



接続箱中心位置に接続箱質量を設定し, スリーブは等分布質量を設定  
格納容器との接合はシェルバネを考慮

図 4-1 計算モデル



表 4－1 固有周期（設計基準対象施設）

モード	固有周期 (s)	卓越方向	刺激係数		
			X	Y	Z
1 次		水平方向(周方向)			
2 次		鉛直方向			
3 次		水平方向（径方向）			

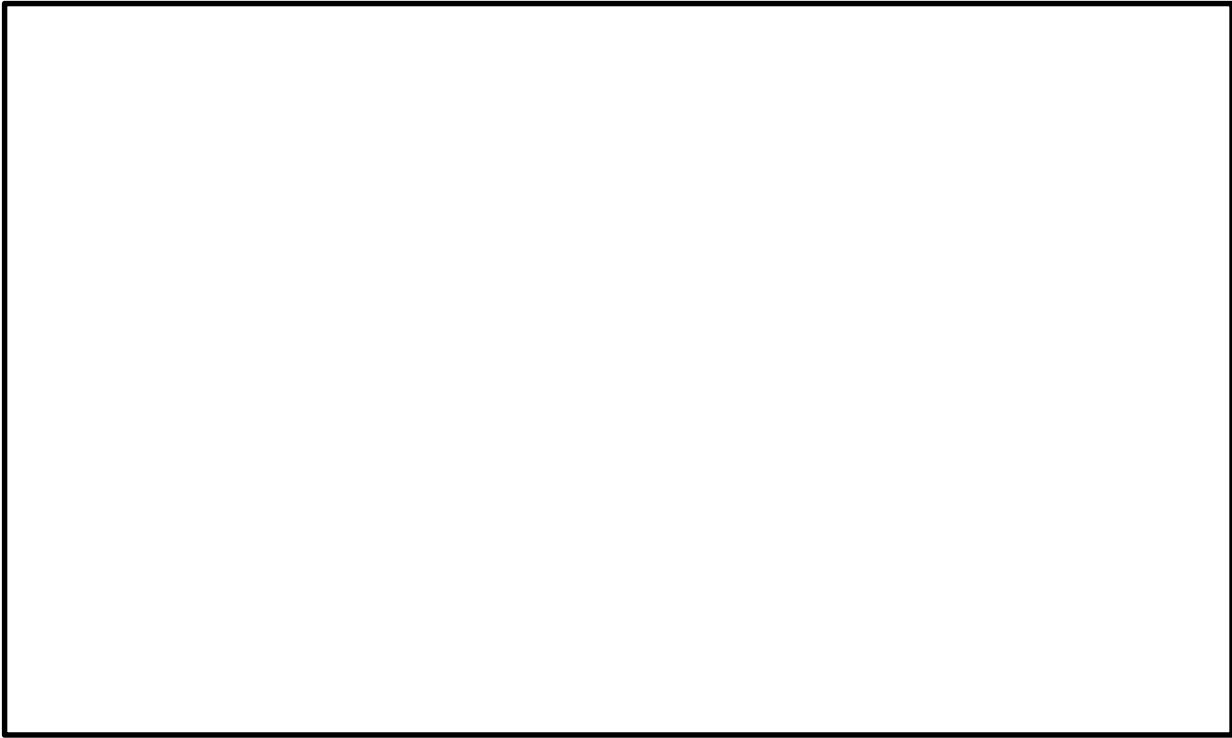


図 4－2 モード変形図（設計基準対象施設）



表 4-2 固有周期（重大事故等対処設備）

モード	固有周期 (s)	卓越方向	刺激係数		
			X	Y	Z
1 次		水平方向(周方向)			
2 次		鉛直方向			
3 次		水平方向（径方向）			

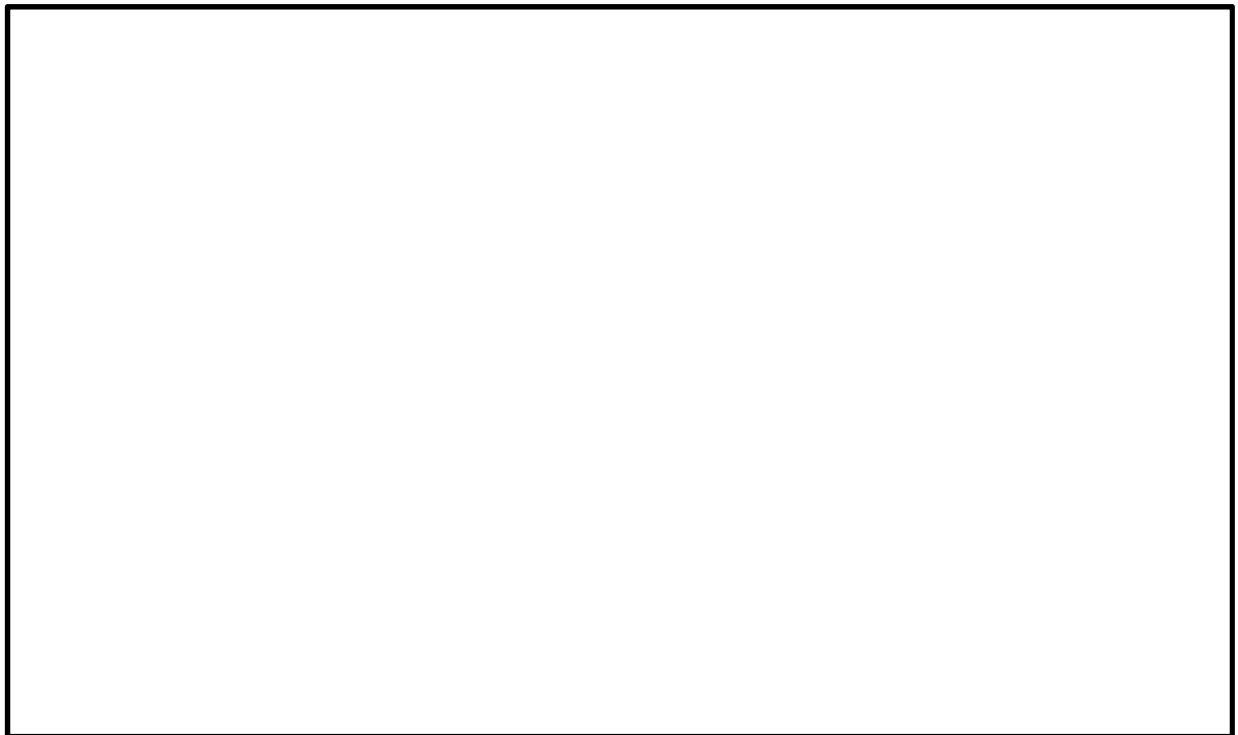


図 4-3 モード変形図（重大事故等対処設備）



表 4-3 設計震度（設計用床応答曲線）（設計基準対象施設）

地震動	設置場所 及び床面高さ (m)	方向	減衰定数 (%)	備考
S <sub>d</sub>	原子炉格納容器 EL. 21. 420～ EL. 24. 422	鉛直	1. 0 <sup>*</sup>	水平方向はX方向 及びY方向の包絡 曲線を用いる。
		水平	1. 0 <sup>*</sup>	
S <sub>s</sub>	原子炉格納容器 EL. 21. 420～ EL. 24. 422	鉛直	1. 0 <sup>*</sup>	水平方向はX方向 及びY方向の包絡 曲線を用いる。
		水平	1. 0 <sup>*</sup>	

注記 \*：電気配線貫通部は溶接構造物のため 1. 0 %を適用

表 4-4 設計震度（設計基準対象施設）

方向	S <sub>d</sub> <sup>*</sup>	S <sub>s</sub>
鉛直方向		
水平方向		



表 4-5 設計震度（設計用床応答曲線）（重大事故等対処設備）

地震動	設置場所 及び床面高さ (m)	方向	減衰定数 (%)	備考
S <sub>d</sub>	原子炉格納容器 EL. 21. 420～ EL. 24. 422	鉛直	1. 0 <sup>*</sup>	水平方向はX方向 及びY方向の包絡 曲線を用いる。
		水平	1. 0 <sup>*</sup>	
S <sub>s</sub>	原子炉格納容器 EL. 21. 420～ EL. 24. 422	鉛直	1. 0 <sup>*</sup>	水平方向はX方向 及びY方向の包絡 曲線を用いる。
		水平	1. 0 <sup>*</sup>	

注記 \*：電気配線貫通部は溶接構造物のため 1. 0 %を適用

表 4-6 設計震度（重大事故等対処設備）

方向	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>
鉛直方向		
水平方向		



#### 4.2 材料及び許容限界

##### (1) 材料

表 4-7 使用材料表

使用部位	使用材料	備考
原子炉格納容器胴	SGV49 相当 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span>	SGV480*
補強板	SGV49 相当 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span>	SGV480*

注記 \*：新 JIS を示す。

##### (2) 荷重の組合せ及び許容限界

基準地震動の策定に伴う地震荷重との組合せの評価として、荷重の組合せ及び許容応力状態のうち、設計基準対象施設の評価に用いるものを表 4-8 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-9 に示す。各材料の許容応力状態に対する許容応力のうち、設計基準対象施設の評価に用いるものを表 4-11 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-12 に示す。

表4-8 荷重の組合せ及び許容応力状態（設計基準対象施設）

施設区分		機器名称	耐震設計上の重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉格納施設	原子炉格納容器	電気配線貫通部	S	クラス MC 容器	$D + P + M + S_d^*$	Ⅲ <sub>A</sub> S
					$D + P + M + S_s$	Ⅳ <sub>A</sub> S
					$D + P_L + M_L + S_d^{**}$	Ⅳ <sub>A</sub> S

注記 \*：原子炉格納容器は冷却材喪失事故後の最終障壁となることから、構造全体としての安全裕度を確認する意味で、冷却材喪失事故後の最大内圧との組合せを考慮する。



表4-9 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処設備）

施設区分		機器名称	設備分類 <sup>*1</sup>	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉格納施設	原子炉格納容器	電気配線貫通部	常設耐震／防止 常設／緩和	重大事故等クラス2容器	$D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s$	$V_A S$ ( $V_A S$ として $IV_A S$ の許容限界を用いる。)
					$D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d$ <sup>*2</sup>	$V_A S$ ( $V_A S$ として $IV_A S$ の許容限界を用いる。)

注記 \*1:「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備,「常設／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備,「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を示す。

\*2:原子炉格納容器は,放射性物質放出の最終障壁となること喪失事故後の最終障壁となることから,重大事故等後の最高内圧と最高温度との組合せを考慮する。



表4-10 許容限界（クラスMC容器及び重大事故等クラス2容器）

許容応力状態	許容限界*1					
	一次一般膜応力	一次膜応力＋ 一次曲げ応力	一次＋二次応力	一次＋二次＋ピーク 応力	特別な応力限界	
					純せん 断応力	支圧応力
Ⅲ <sub>A</sub> S	S <sub>y</sub> と0.6・S <sub>u</sub> の小さい 方。 ただし、オーステナイト系 ステンレス鋼及高ニッケル 合金については1.2・Sと する。	左欄の 1.5倍の値*2	3・S*3  S <sub>d</sub> 又はS <sub>s</sub> 地震動の みによる応力振幅に ついて評価する。	*4, *5  S <sub>d</sub> 又はS <sub>s</sub> 地震動の みによる疲労解析を 行い、運転状態Ⅰ， Ⅱにおける疲労累積 係数との和が1.0以 下であること。	0.6・S	S <sub>y</sub> *6 (1.5・S <sub>y</sub> )
Ⅳ <sub>A</sub> S	構造上の連続な部分は 0.6・S <sub>u</sub> ，不連続な部分 は，S <sub>y</sub> と0.6・S <sub>u</sub> の小さ い方。	左欄の 1.5倍の値*2			0.4・S <sub>u</sub>	S <sub>u</sub> *6 (1.5・S <sub>u</sub> )
V <sub>A</sub> S (V <sub>A</sub> SとしてⅣ <sub>A</sub> S の許容限界を用い る。)	ただし，オーステナイト系 ステンレス鋼及び高ニッケ ル合金については，構造上 の連続な部分は2・Sと0.6 S <sub>u</sub> の小さい方，不連続な 部分は1.2・Sとする。					

注記 \*1：当該の応力が生じない場合，規格基準で省略可能とされている場合及び他の応力で代表可能である場合は評価を省略する。

\*2：設計・建設規格 PVB-3111に準じる場合は，純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は，1.5のいずれか小さい方の値（ $\alpha$ ）を用いる。



- \*3 :  $3 \cdot S$  を超える場合は弾塑性解析を行う。この場合、設計・建設規格 PVB-3300 (PVB-3313を除く。  $S_m$  は  $S$  と読み替える。) の弾塑性解析を用いる。
- \*4 : 設計・建設規格 PVB-3140 (6) を満たすときは疲労解析不要。  
ただし、PVB-3140 (6) の「応力の全振幅」は「 $S_d$  又は  $S_s$  地震動による応力の全振幅」と読み替える。
- \*5 : 運転状態 I , II において疲労解析を要しない場合は、地震動のみによる疲労累積係数を1.0以下とする。
- \*6 : ( ) 内は、支圧荷重の作用端から自由端までの距離が支圧荷重の作用幅より大きい場合の値。



表4-11 許容応力（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

材料	温度 (°C)	許容応力 状態	許容応力		
			一次応力		一次＋二次応力
			$P_m^{*1}$	$P_L + P_b$	$P_L + P_b + Q$
SGV480	171	Ⅲ <sub>A</sub> S	229	344	393
		Ⅳ <sub>A</sub> S	229 <sup>*2</sup>	344 <sup>*1</sup>	393
			253 <sup>*3</sup>	380 <sup>*2</sup>	393

注記 \*1：5.1項に示す応力評価点は，構造または形状の不連続性を有する部分を抽出しており，当該部に発生する膜応力は一次局部膜応力に分類されることから，本計算書の評価では一次一般膜応力の評価は考慮しない。

\*2：構造不連続部に対する許容応力を示す。

\*3：構造連続部に対する許容応力を示す。

表4-12 許容応力（重大事故等対処設備）

（単位：MPa）

材料	温度 (°C)	許容応力 状態	許容応力		
			一次応力		一次＋二次応力
			$P_m^{*1}$	$P_L + P_b$	$P_L + P_b + Q$
SGV480	171	Ⅴ <sub>A</sub> S	229 <sup>*2</sup>	344 <sup>*1</sup>	393
			253 <sup>*3</sup>	380 <sup>*2</sup>	393
	150	Ⅴ <sub>A</sub> S	232 <sup>*2</sup>	348 <sup>*1</sup>	393
			254 <sup>*3</sup>	381 <sup>*2</sup>	393

注記 \*1：5.1項に示す応力評価点は，構造または形状の不連続性を有する部分を抽出しており，当該部に発生する膜応力は一次局部膜応力に分類されることから，本計算書の評価では一次一般膜応力の評価は考慮しない。

\*2：構造不連続部に対する許容応力を示す。

\*3：構造連続部に対する許容応力を示す。




## 5. 応力計算

### 5.1 応力評価点

電気配線貫通部の形状及び応力レベルを考慮して設定した応力評価点を表 5-1 及び図 5-1 に示す。

表 5-1 応力評価点

貫通部番号	応力評価点番号	応力評価点
	P 1	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部 (P 1 - A ~ P 1 - C)
	P 2	補強板取付部 (P 2 - A ~ P 2 - C)

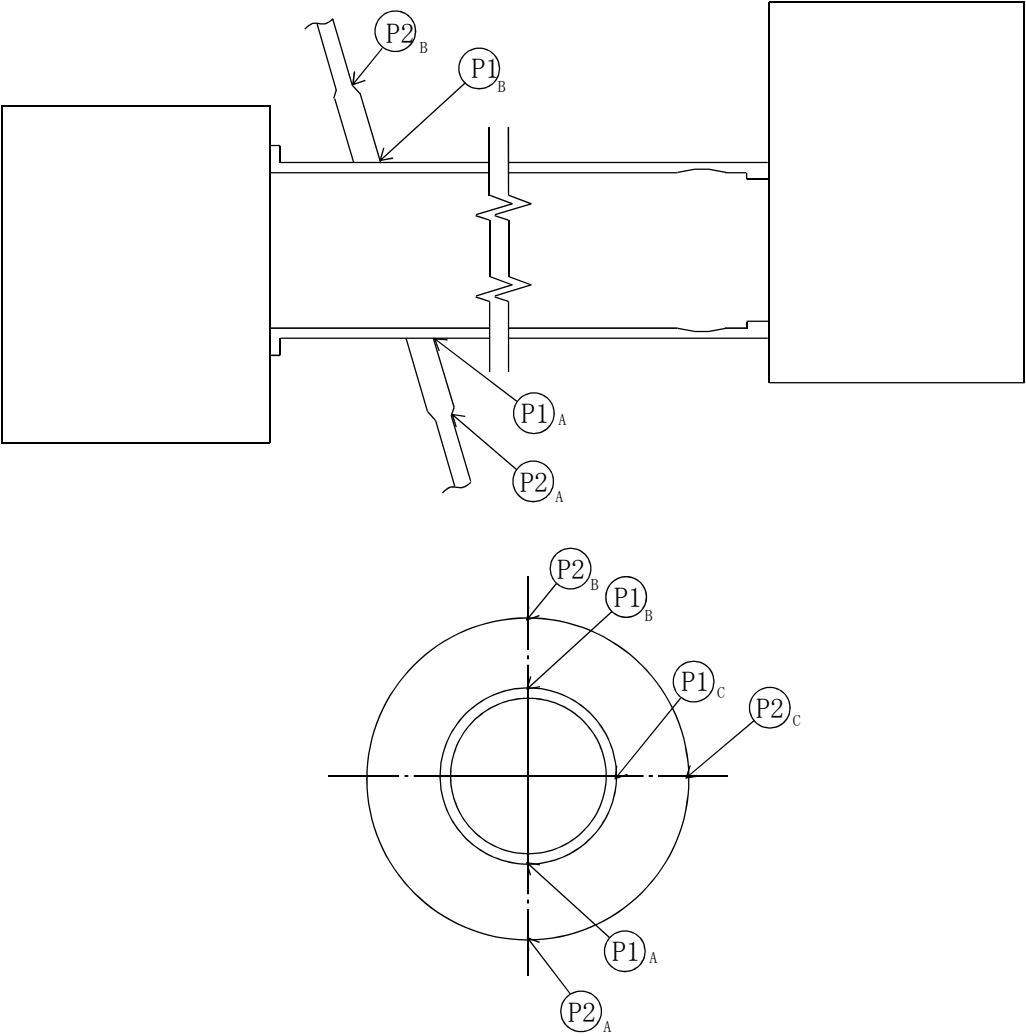


図 5-1 応力評価点



## 5.2 解析方針

### 5.2.1 原子炉格納容器に作用する荷重による応力

原子炉格納容器に作用する最高使用圧力（内圧）、最高使用圧力（外圧）、死荷重及び地震荷重による応力は、添付書類「V-2-9-2-1 原子炉格納容器本体の耐震性についての計算書」で解析した応力を用いる。

### 5.2.2 貫通部に作用する荷重による応力

貫通部に作用する死荷重、地震荷重による応力は、解析コードNASTRANを用いて解析する。

解析モデルを図 5-2 に示す。

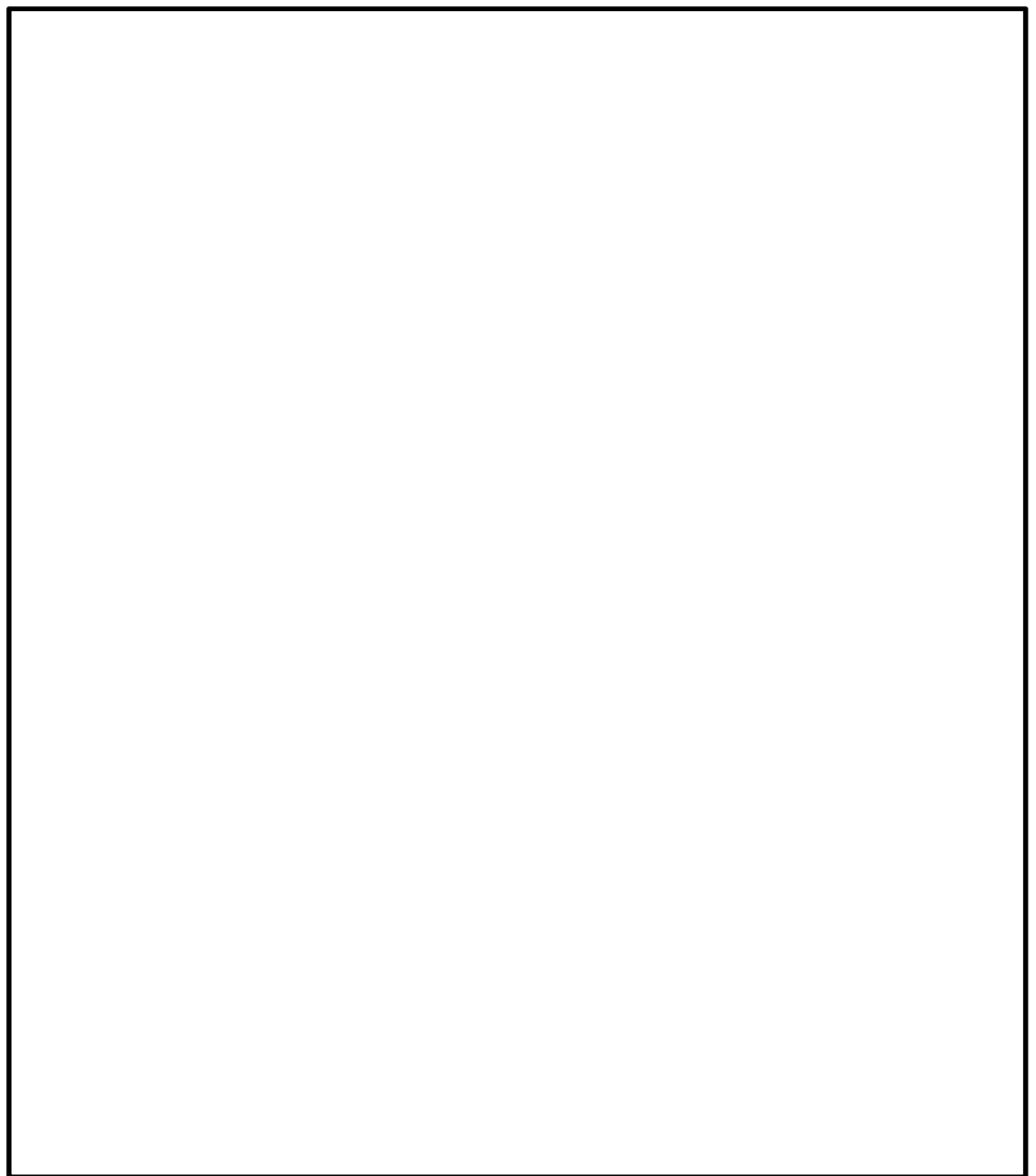


図 5-2 解析モデル



表 5-2 解析モデル諸元表

項目	記号	単位	入力値
材質	—	—	SGV480
質量	$m_0$	kg	— *1
温度条件 (雰囲気温度)	T	℃	—
縦弾性係数	E	MPa	— *2
ポアソン比	$\nu$	—	
要素数	—	個	
節点数	—	個	

注記 \*1：単位荷重による解析のため、質量は定義不要。

\*2：動的応答を考慮しない為、剛性（縦弾性係数）は解析結果に影響しない。



## 6. 評価結果

### 6.1 設計基準対象施設としての評価結果

配管貫通部の設計基準対象施設としての耐震評価結果を以下に示す。発生値は評価基準値を満足しており，耐震性を有することを確認した。

#### (1) 許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>Sに対する評価

許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>Sに対する応力評価結果を表 6-1 に示す。

表 4-9 に示す荷重の組合せのうち， $D + P_L + M_L + S_d^*$ 及び $D + P + M + S_s$ の評価について，それぞれ発生値が高い方の評価を記載している。

また，許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>Sに対する疲労評価結果を表 6-2 に示す。

#### (2) 許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sに対する評価

許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sに対する応力評価結果を表 6-2 に示す。

表 4-10 に示す荷重の組合せのうち， $D + P + M + S_d^*$ の評価について評価を記載している。



表 6-1 許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>S に対する評価結果 (D + P + M + S<sub>s</sub> 又は D + P<sub>L</sub> + M<sub>L</sub> + S<sub>d</sub>\*)

評価対象設備	評価部位		応力分類	Ⅳ <sub>A</sub> S		判定	備考
				発生値	評価基準値		
				MPa	MPa		
電気配線貫通部	P 1 - A	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	112	344	○	①*
			一次＋二次応力	516	393	×*	①*
			疲労評価	0.346	1	○	単位なし
	P 1 - B	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	117	344	○	①*
			一次＋二次応力	524	393	×*	①*
			疲労評価	0.378	1	○	単位なし
	P 1 - C	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	96	344	○	①*
			一次＋二次応力	336	393	○	①*
	P 2 - A	補強板取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	104	380	○	②*
			一次＋二次応力	440	393	×*	①*
			疲労評価	0.065	1	○	単位なし
	P 2 - B	補強板取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	112	380	○	②*
			一次＋二次応力	446	393	×*	①*
			疲労評価	0.069	1	○	単位なし
	P 2 - C	補強板取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	98	380	○	②*
			一次＋二次応力	320	393	○	①*

注記 \* : ① : D + P + M + S<sub>s</sub> / ② : D + P<sub>L</sub> + M<sub>L</sub> + S<sub>d</sub>\*における結果を示す。

P 1 - A, P 1 - B 及び P 2 - A, P 2 - B の一次＋二次応力評価結果は評価基準値を満足しないが、設計・建設規格 (J S M E S N C 1 - 2005) PVB-3300 に基づいて疲労評価を行い、この結果より耐震性を有することを確認した。



表 6-2 許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub> S に対する疲労評価結果

評価部位	S <sub>n</sub> (MPa)	K <sub>e</sub>	S <sub>p</sub> (MPa)	S <sub>1</sub> (MPa)	S <sub>1</sub> ′ (MPa)	N <sub>a</sub> (回)	N <sub>c</sub> (回)	累積疲労係数 N <sub>c</sub> ／N <sub>a</sub>	備考
P 1－A	516							0.346	
P 1－B	524							0.378	
P 2－A	440							0.065	
P 2－B	446							0.069	

K<sub>e</sub> : 弾塑性解析に用いる繰返しピーク応力強さの補正係数  
S<sub>p</sub> : 地震荷重のみにおける一次＋二次＋ピーク応力の応力差範囲  
S<sub>1</sub> : 繰返しピーク応力強さ  
S<sub>1</sub>′ : 補正繰返しピーク応力強さ\*  
N<sub>a</sub> : 許容繰返し回数  
N<sub>c</sub> : 実際の繰返し回数  
E<sub>o</sub> : 縦弾性係数  
E : 運転温度の縦弾性係数

注記 \* : S<sub>1</sub>に (E<sub>o</sub>／E) を乗じた値である  
E<sub>o</sub>=2.07×10<sup>5</sup> MPa E=1.98×10<sup>5</sup> MPa



表 6-3 許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S に対する評価結果 (D + P + M + S<sub>d</sub>\*)

評価対象設備	評価部位		応力分類	Ⅲ <sub>A</sub> S		判定	備考
				発生値	評価基準値		
				MPa	MPa		
電気配線貫通部	P 1 - A	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	60	344	○	
			一次＋二次応力	274	393	○	
	P 1 - B	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	66	344	○	
			一次＋二次応力	276	393	○	
	P 1 - C	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	57	344	○	
			一次＋二次応力	180	393	○	
	P 2 - A	補強板取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	60	344	○	
			一次＋二次応力	234	393	○	
	P 2 - B	補強板取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	59	344	○	
			一次＋二次応力	236	393	○	
	P 2 - C	補強板取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	55	344	○	
			一次＋二次応力	170	393	○	



## 6.2 重大事故等対処設備としての評価結果

電気配線貫通部の重大事故等対処設備としての耐震評価結果を以下に示す。発生値は評価基準値を満足しており、耐震性を有することを確認した。

### (1) 許容応力状態 $V_A S$ に対する評価

許容応力状態  $V_A S$  に対する応力評価結果を表 6-4 に示す。

表 4-9 に示す荷重の組合せのうち、 $D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d$  又は  $D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s$  の評価について、それぞれ発生値が高い方の評価を記載している。

また、許容応力状態  $V_A S$  に対する疲労評価結果を表 6-5 に示す。



表 6-4 許容応力状態  $V_A S$  に対する評価結果 ( $D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_S$  又は  $D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d$ )

評価対象設備	評価部位		応力分類	$V_A S$		判定	備考
				発生値	評価基準値		
				MPa	MPa		
電気配線貫通部	P 1 - A	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	176	344	○	②*
			一次＋二次応力	512	393	×*	①*
			疲労評価	0.327	1	○	単位なし
	P 1 - B	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	185	344	○	②*
			一次＋二次応力	520	393	×*	①*
			疲労評価	0.350	1	○	単位なし
	P 1 - C	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	162	344	○	②*
			一次＋二次応力	332	393	○	①*
	P 2 - A	補強板取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	174	380	○	②*
			一次＋二次応力	436	393	×*	①*
			疲労評価	0.059	1	○	単位なし
	P 2 - B	補強板取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	182	380	○	②*
			一次＋二次応力	442	393	×*	①*
			疲労評価	0.063	1	○	単位なし
	P 2 - C	補強板取付部	一次膜応力＋一次曲げ応力	166	380	○	②*
			一次＋二次応力	318	393	○	①*

注記 \* : ① :  $D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_S$  / ② :  $D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d$  における結果を示す。

P 1 - A, P 1 - B 及び P 2 - A, P 2 - B の一次＋二次応力評価結果は評価基準値を満足しないが, 設計・建設規格 (J S M E S N C 1 - 2005) PVB-3300 に基づいて疲労評価を行い, この結果より耐震性を有することを確認した。



表 6－5 許容応力状態  $V_A S$  に対する疲労評価結果

評価部位	$S_n$ (MPa)	$K_e$	$S_p$ (MPa)	$S_l$ (MPa)	$S_l'$ (MPa)	$N_a$ (回)	$N_c$ (回)	累積疲労係数 $N_c / N_a$	備考
P 1－A	512							0.327	
P 1－B	520							0.350	
P 2－A	436							0.059	
P 2－B	442							0.063	

- 24

$K_e$  : 弾塑性解析に用いる繰返しピーク応力強さの補正係数

$S_p$  : 地震荷重のみにおける一次＋二次＋ピーク応力の応力差範囲

$S_l$  : 繰返しピーク応力強さ

$S_l'$  : 補正繰返しピーク応力強さ\*

$N_a$  : 許容繰返し回数

$N_c$  : 実際の繰返し回数

$E_o$  : 縦弾性係数

$E$  : 運転温度の縦弾性係数

注記 \* :  $S_l$  に  $(E_o / E)$  を乗じた値である

$E_o = 2.07 \times 10^5 \text{ MPa}$      $E = 1.98 \times 10^5 \text{ MPa}$