

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-770 改2
提出年月日	平成30年8月23日

V-2-9-2-9 配管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	12
5.1	応力評価点	12
5.2	解析 方針	14
6.1	設計基準対象施設としての評価結果	17
6.2	重大事故等対処設備としての評価結果	20

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、配管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。その耐震評価は配管貫通部の地震応答解析、応力評価により行う。

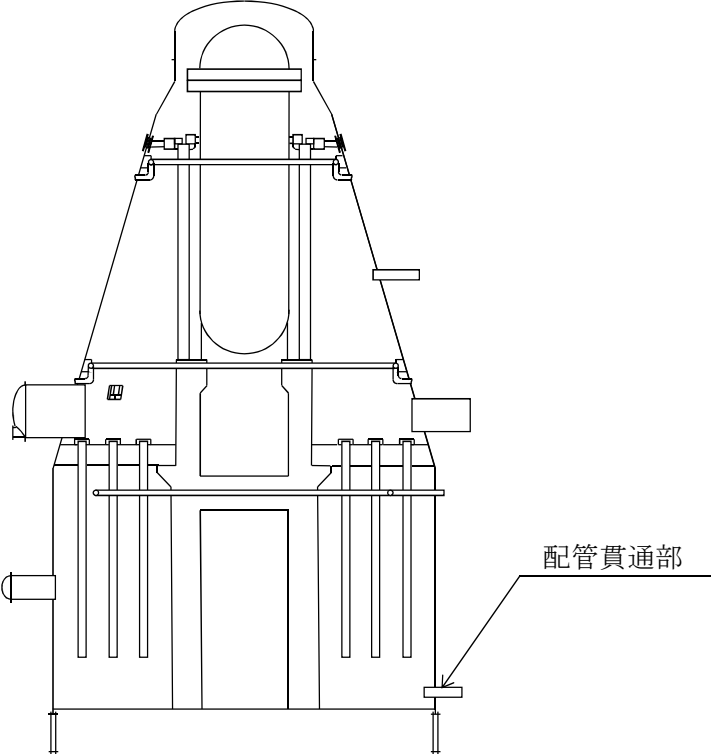
配管貫通部は設計基準対象施設においては既設のSクラス施設に、重大事故等対処設備においては常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に分類される。以下、それぞれの分類に応じた耐震評価を示す。

2. 構造説明

2.1 構造計画

配管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
支持構造	主体構造	
配管貫通部は原子炉格納容器により支持される。	原子炉格納容器に円筒形スリーブが取り付けられた鋼製構造物である。	

2.2 評価方針

- (1) 配管貫通部の応力評価のうち、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（配管反力）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. 形状及び主要寸法

配管貫通部の形状及び主要寸法を図3-1及び表3-1に示す。

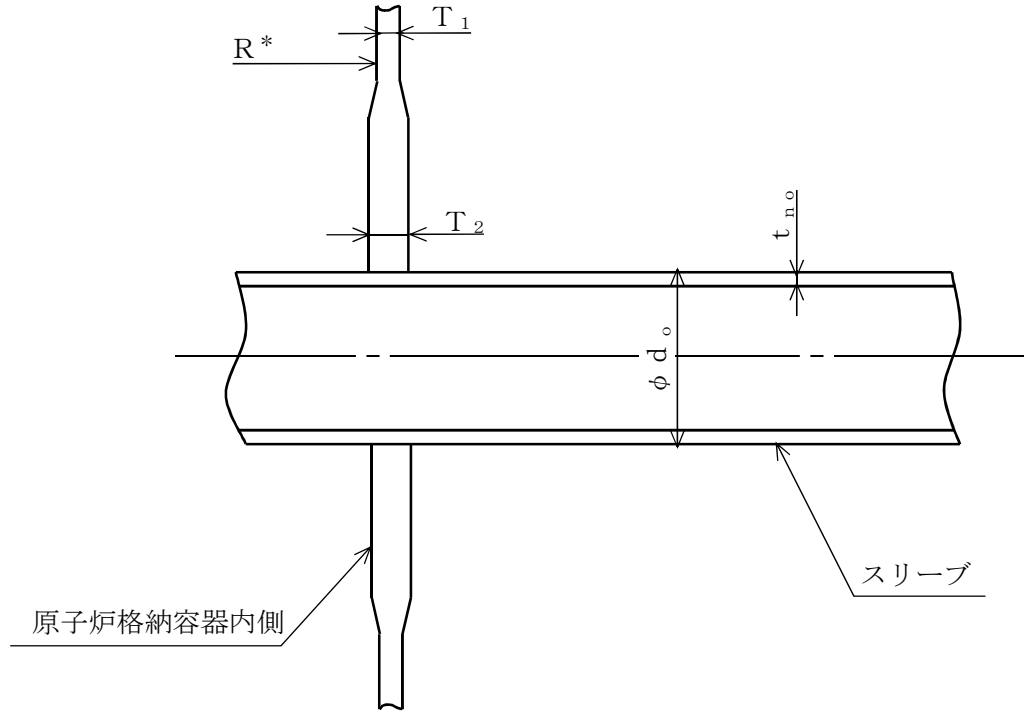


図3-1 配管貫通部の形状

表3-1 配管貫通部の主要寸法

(単位：mm)

貫通部番号	T_1	T_2	d_o	t_{no}	R^*

注記 * : 原子炉格納容器中心から原子炉格納容器内側までの距離

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	104.5 °C

(2) 冷却材喪失事故後の最大内圧 P_{DBA} 196 kPa

(3) 重大事故等対処設備としての評価圧力及び評価温度

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

(4) 配管荷重

貫通部に作用する配管反力による設計荷重を表 4-1 に示す。地震荷重の作用方向を図 4-1 に示す。

表 4-1 配管反力による設計荷重

貫通部番号	荷重の種類	軸力 (N)		モーメント (N・mm)		
		P		M_C	M_L	
□	死荷重					
	逃し安全弁 作動時荷重					
	地震荷重	S_d				
		S_s				
□	死荷重					
	逃し安全弁 作動時荷重					
	地震荷重	S_d				
		S_s				

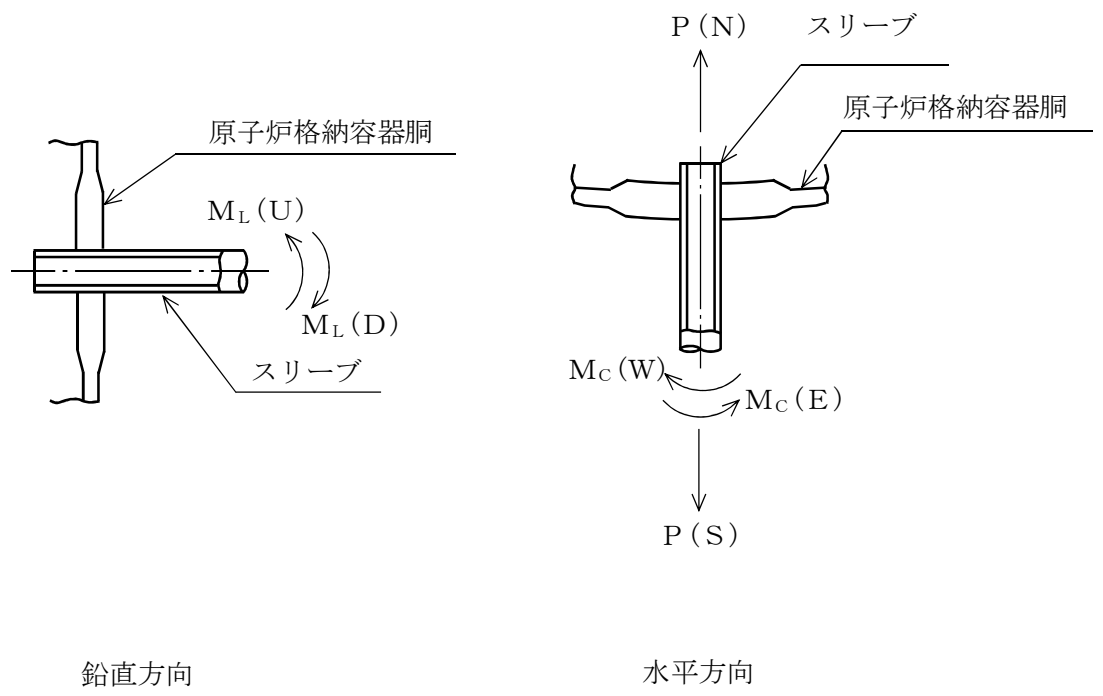


図 4-1 地震荷重の作用方向

4.2 材料及び許容限界

(1) 材料

表 4-2 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 	SGV480*
補強板	SGV49 相当 	SGV480*

注記 * : 新 JIS を示す。

(2) 荷重の組合せ及び許容応力

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 4-3 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-4 に、許容応力状態に対する許容限界について表 4-5 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 4-6 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-7 に示す。

表4-3 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	配管貫通部	S	クラス MC 容器	$D + P + M + S_d^*$	Ⅲ _A S
					$D + P + M + S_s$	Ⅳ _A S
					$D + P_L + M_L + S_d^{**}$	Ⅳ _A 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4-4 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*1	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	配管貫通部	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。)
					$D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d$ *2	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。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。

表4-5 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 _A S	S _y と0.6・S _u 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			0.6・S	S _y *6 (1.5・S _y)
Ⅳ _A S	構造上の連続な部分は0.6・S _u 、 不連続な部分は、S _y と0.6・S _u の小さい方。		3・S*3 S _d 又はS _s 地震動 のみによる応力振幅 について評価する。	*4, *5 S _d 又はS _s 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。		
V _A S (V _A SとしてⅣ _A 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0.6S _u の小さい方、不連続な 部分は1.2・Sとする。	左欄の 1.5倍の値*2			0.4・S _u	S _u *6 (1.5・S _u)

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（α）

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4-6 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	104.5	Ⅲ _A S	237	356	393
		Ⅳ _A S	237 ^{*2}	356 ^{*2}	393
			258 ^{*3}	387 ^{*3}	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4-7 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 _A S	229 ^{*2}	344 ^{*2}	393
			253 ^{*3}	380 ^{*3}	393
	150	Ⅴ _A S	232 ^{*2}	348 ^{*2}	393
			254 ^{*3}	381 ^{*3}	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。

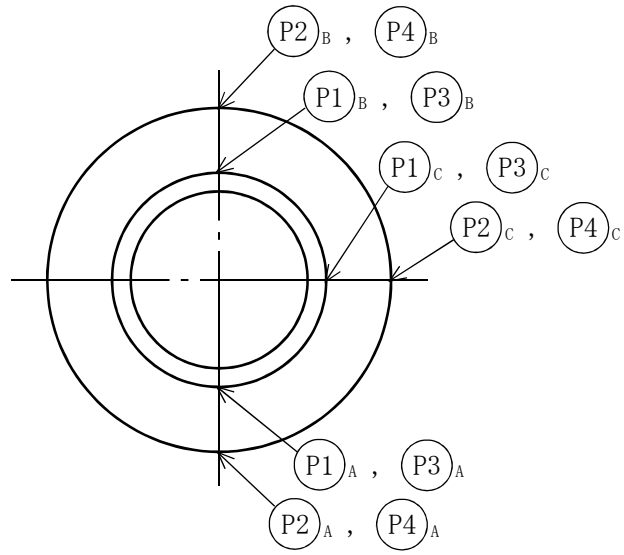
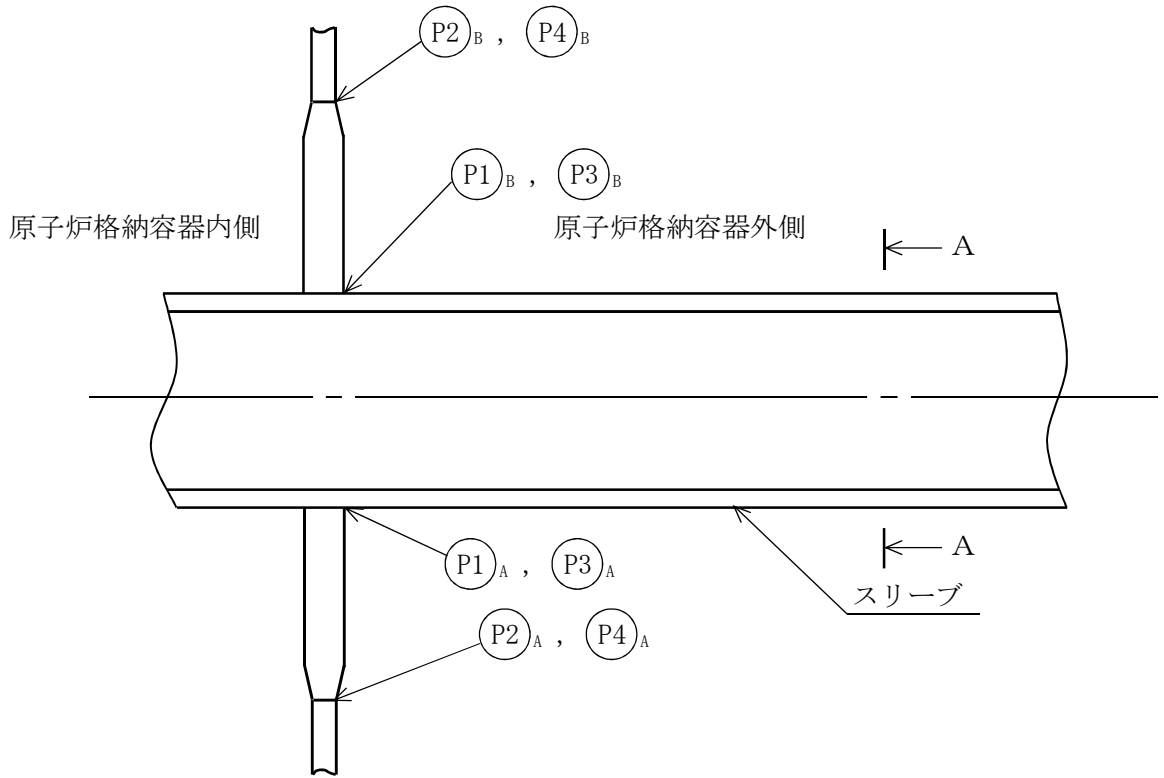
5. 応力計算

5.1 応力評価点

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)
	P 3	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部 (P 3 - A ~ P 3 - C)
	P 4	補強板取付部 (P 4 - A ~ P 4 - C)



A~A 矢視図

図 5-1 配管貫通部の応力評価点

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」で計算した応力を用いる。

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MSC NASTRANを用いて解析する。

貫通部番号 及び の解析モデルを図 5-2 及び図 5-3 に示す。

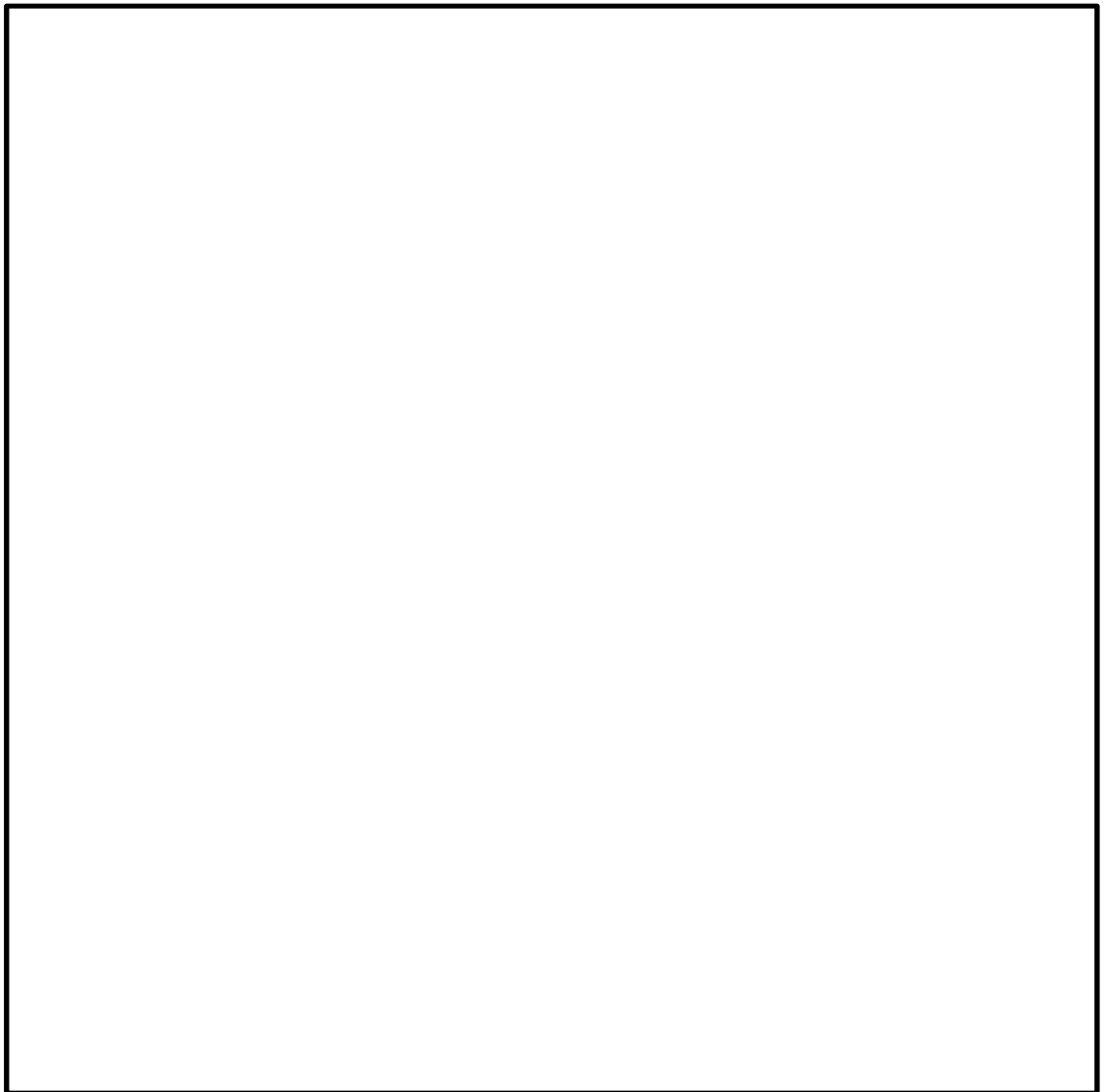


図 5-2 貫通部番号 の解析モデル

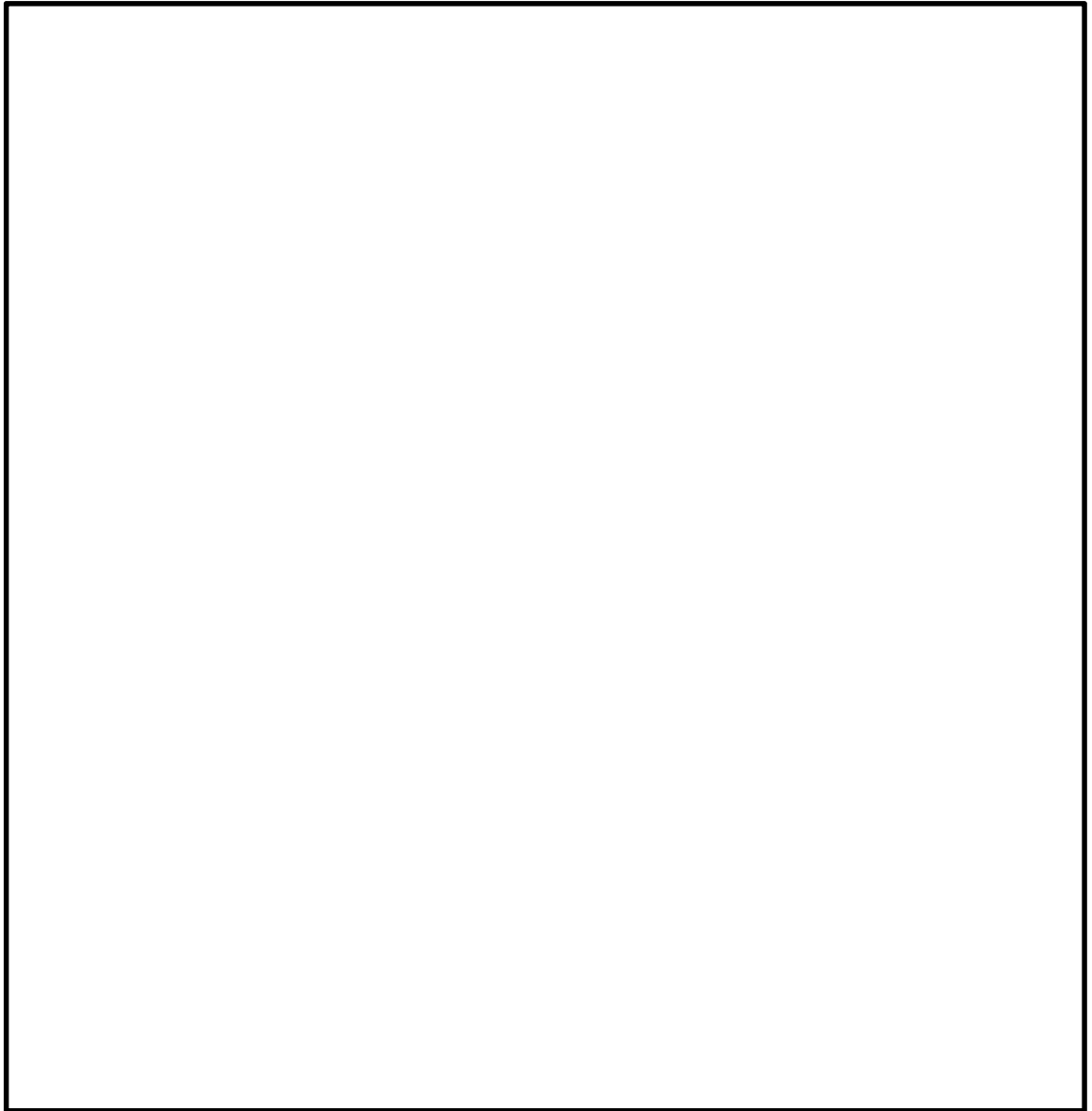


図 5-3 貫通部番号 の解析モデル

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	T	°C	— *2
縦弾性係数	E	MPa	— *2
ポアソン比	ν	—	
要素数	—	個	図5-2～図5-3に 記載のとおり
節点数	—	個	

注記 *1：単位荷重による解析のため、質量の入力は不要。

*2：動的応答を考慮しない為、温度及び剛性（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_ASに対する評価

許容応力状態Ⅳ_ASに対する応力評価結果を表6-1に示す。

表4-3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。

(2) 許容応力状態Ⅲ_ASに対する評価

許容応力状態Ⅲ_ASに対する応力評価結果を表6-2に示す。

表4-3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_ASに対する評価結果 (D + P + M + S_s又はD + P_L + M_L + S_d*)

評価対象設備	評価部位		応力分類	IV _A S		判定	備考
				発生値	評価基準値		
				MPa	MPa		
配管貫通部 	P 1	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	176	356	○	①*
			一次 + 二次応力強さ	230	393	○	①*
	P 2	補強板取付部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	166	387	○	①*
			一次 + 二次応力強さ	226	393	○	①*
配管貫通部 	P 3	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	176	356	○	①*
			一次 + 二次応力強さ	230	393	○	①*
	P 4	補強板取付部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	166	387	○	①*
			一次 + 二次応力強さ	232	393	○	①*

注記 * : ① : D + P + M + S_s / ② : D + P_L + M_L + S_d*における結果を示す。

表 6-2 許容応力状態Ⅲ_AS に対する評価結果 (D + P + M + S_d*)

評価対象設備	評価部位		応力分類	Ⅲ _A S		判定	備考
				発生値	評価基準値		
				MPa	MPa		
配管貫通部 	P 1	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	137	356	○	
			一次 + 二次応力強さ	130	393	○	
	P 2	補強板取付部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	130	356	○	
			一次 + 二次応力強さ	130	393	○	
配管貫通部 	P 3	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	137	356	○	
			一次 + 二次応力強さ	130	393	○	
	P 4	補強板取付部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	129	356	○	
			一次 + 二次応力強さ	130	393	○	

6.2 重大事故等対処設備としての評価結果

配管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 6-3 に示す。

表 4-4 に示す荷重の組合せのうち、 $D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d$ 及び $D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s$ の評価について、それぞれ評価基準値に対する発生値の割合が高い方の評価を記載している。

表 6-3 許容応力状態 V_AS に対する評価結果 (D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d 又は D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s)

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		
配管貫通部 []	P 1	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	266	348	○	①*
			一次 + 二次応力強さ	346	393	○	①*
	P 2	補強板取付部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	258	380	○	②*
			一次 + 二次応力強さ	346	393	○	①*
配管貫通部 []	P 3	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	266	348	○	①*
			一次 + 二次応力強さ	344	393	○	①*
	P 4	補強板取付部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	258	380	○	②*
			一次 + 二次応力強さ	350	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。