

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6
提出年月日	平成30年9月28日

V-2-9-2-9 原子炉格納容器配管貫通部の耐震性についての計算書

目次

1. 概要	1
2. 一般事項	1
2.1 構造計画	1
2.2 評価方針	3
2.3 適用基準	4
2.4 記号の説明	5
2.5 計算精度と数値の丸め方	6
3. 評価部位	7
4. 構造強度評価	8
4.1 構造強度評価方法	8
4.2 荷重の組合せ及び許容限界	8
4.3 設計用地震力	17
4.4 計算方法	17
4.5 計算条件	22
4.6 応力の評価	22
5. 評価結果	22
5.1 設計基準対象施設としての評価結果	22
5.2 重大事故等対処設備としての評価結果	26

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、原子炉格納容器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。

原子炉格納容器配管貫通部は設計基準対象施設においては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、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての構造強度評価を示す。

2. 一般事項

2.1 構造計画

原子炉格納容器配管貫通部の構造計画を表 2-1 に示す。

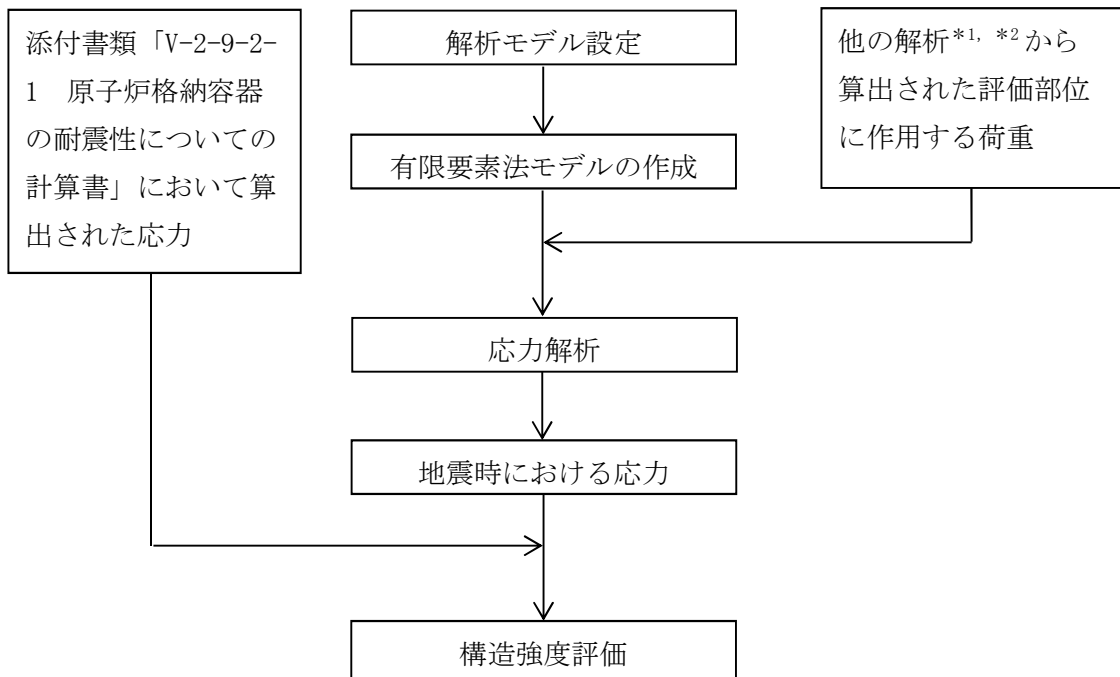
表 2-1 構造計画

計画の概要		概略構造図
基礎・支持構造	主体構造	
<p>原子炉格納容器配管貫通部は原子炉格納容器により支持される。</p>	<p>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。</p>	<p>原子炉格納容器内側</p> <p>評価対象貫通部の寸法を示す。 (単位：mm)</p> <p>スリーブ</p> <p>原子炉格納容器配管貫通部 拡大図</p> <p>原子炉格納容器配管貫通部</p>

2.2 評価方針

原子炉格納容器配管貫通部の応力評価は、添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針 3.1 構造強度上の制限」にて設定した荷重及び荷重の組み合わせ並びに許容限界に基づき、「2.1 構造計画」にて示す原子炉格納容器配管貫通部の部位を踏まえた「3. 評価部位」にて設定する箇所において、地震により評価部位に作用する荷重で発生する応力等が許容限界に収まることを、「4. 構造強度評価」に示す方法にて確認することで実施する。評価結果を「5. 評価結果」に示す。

原子炉格納容器配管貫通部の耐震評価フローを図 2-1 に示す。



- 注記 *1：添付書類「V-2-5-5-1 高圧炉心スプレイ系の耐震性についての計算書」のうち「V-2-5-5-1-3 管の耐震性についての計算書」
- *2：添付書類「V-2-5-5-2 低圧炉心スプレイ系の耐震性についての計算書」のうち「V-2-5-5-2-3 管の耐震性についての計算書」

図 2-1 原子炉格納容器配管貫通部の耐震評価フロー

2.3 適用基準

適用基準を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987 (日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 J E A G 4 6 0 1 ・補-1984
(日本電気協会)
- (3) 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版 (日本電気協会)
- (4) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005年版 (2007年追補版含む。)) J S M E
S N C 1 -2005/2007 (日本機械学会) (以下「設計・建設規格」という。)

2.4 記号の説明

記号	記号の説明	単位
d_o	直径	mm
E	縦弾性係数	MPa
M_C	水平方向モーメント	N・mm
M_L	垂直方向モーメント	N・mm
m_o	質量	kg
P	軸方向荷重	N
P_D	最高使用圧力（内圧）	kPa
P_{DO}	最高使用圧力（外圧）	kPa
P_{DBA}	冷却材喪失事故後の最大内圧	kPa
P_{SAL}	圧力（SA後長期内圧）	kPa
P_{SALL}	圧力（SA後長々期内圧）	kPa
P_b	一次曲げ応力	MPa
P_L	一次局部膜応力	MPa
P_m	一次一般膜応力	MPa
Q	二次応力	MPa
R	原子炉格納容器胴の内半径	mm
S	材料の許容引張応力	MPa
S_d	弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力	—
S_d^*	弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は静的地震力	—
S_s	基準地震動 S_s により定まる地震力	—
S_u	材料の設計引張強さ	MPa
S_y	材料の設計降伏点	MPa
T	原子炉格納容器胴側板厚, 温度	mm, °C
T_D	最高使用温度	°C
T_{SAL}	温度（SA後長期温度）	°C
T_{SALL}	温度（SA後長々期温度）	°C
t_{no}	スリーブ板厚	mm
ν	ポアソン比	—

2.5 計算精度と数値の丸め方

精度は6桁以上を確保する。表示する数値の丸め方は表2-2に示すとおりとする。

表 2-2 表示する数値の丸め方

数値の種類	単位	処理桁	処理方法	表示桁
力	N	有効数字4桁目	四捨五入	有効数字3桁* ¹
モーメント	N・mm	有効数字4桁目	四捨五入	有効数字3桁* ¹
算出応力	MPa	小数点以下第1位	切上げ	整数位
許容応力* ²	MPa	小数点以下第1位	切捨て	整数位

注記 *1：絶対値が1000以上のときは、べき数表示とする。

*2：設計・建設規格 付録材料図表に記載された温度の間における引張強さ及び降伏点は比例法により補間した値の小数点以下第1位を切り捨て、整数位までの値とする。

3. 評価部位

原子炉格納容器配管貫通部の取付け状況，形状及び主要寸法を図 3-1 及び表 3-1 に，使用材料及び使用部位を表 3-2 に示す。

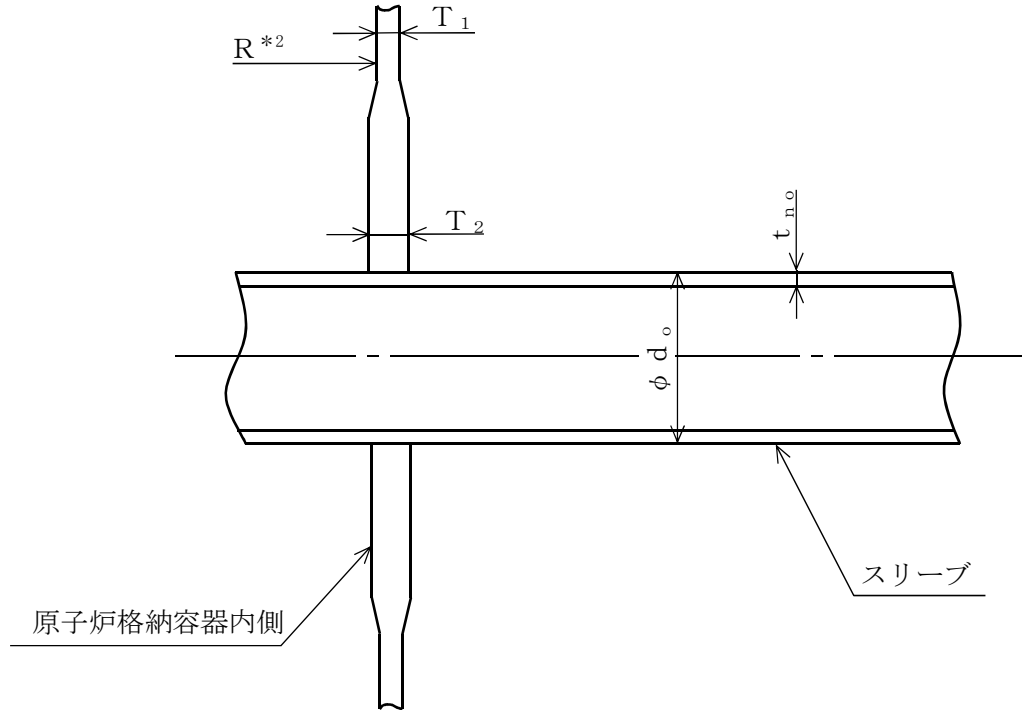


図3-1 原子炉格納容器配管貫通部の形状

表3-1 原子炉格納容器配管貫通部の主要寸法

(単位：mm)

貫通部番号*1	T ₁	T ₂	d _o	t _{no}	R*2

注記 *1：バローズ無し貫通部のうち，系統配管からの反力が支配的であり，スリーブ口径が大きい貫通部を代表として選定した。

*2：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

表 3-2 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。

4. 構造強度評価

4.1 構造強度評価方法

- (1) 原子炉格納容器配管貫通部は、原子炉格納容器を貫通する系統配管を支持する構造物である。原子炉格納容器配管貫通部の耐震評価として、系統配管の地震応答解析で計算された荷重を用いて、構造強度評価を行う。
- (2) 構造評価に用いる寸法は、公称値を使用する。
- (3) 概略構造図を表 2-1 に示す。

4.2 荷重の組合せ及び許容限界

4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態

原子炉格納容器配管貫通部の荷重の組合せ及び許容応力状態の評価に用いるものを表 4-1 及び表 4-2 に示す。

詳細な荷重の組合せは、添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に従い、対象機器の設置位置等を考慮し決定する。なお、考慮する荷重の組合せは、組合せる荷重の大きさを踏まえ、評価上厳しくなる組合せを選定する。

4.2.2 許容限界

原子炉格納容器配管貫通部の許容限界を表 4-3 に示す。

4.2.3 使用材料の許容応力評価条件及び許容応力

原子炉格納容器配管貫通部の許容応力評価条件のうち設計基準対象施設の評価に用いるものを表 4-4 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-5 に示す。また、使用材料の許容応力を表 4-6 及び表 4-7 に示す。

表4-1 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*1		許容応力状態
原子炉格納施設	原子炉格納容器	原子炉格納容器配管貫通部	S	格納容器	$D + P + M + S_d^*$	(9, 10, 13)	Ⅲ _A S
					$D + P + M + S_s$	(11, 12, 14)	Ⅳ _A S
					$D + P_L + M_L + S_d^{**2}$	(16)	Ⅳ _A S

注記 *1：（ ）内は添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せのNo.を示す。

*2：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4-2 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*2		許容応力状態
原子炉格納施設	原子炉格納容器	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	$D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s$	(SA8)	V _A S (V _A SとしてⅣ _A Sの許容限界を用いる。)
					$D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d$	*3 (SA6)	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／緩和」は常設重大事故緩和設備を示す。

*2：（ ）内は添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表3-11 重大事故等時の荷重の組合せのNo.を示す。

*3：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4-3 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。	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0.6・S _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。）の簡易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 4-4 使用材料の許容応力評価条件（設計基準対象施設）

材料	温度条件 (°C)		S (MPa)	S _y (MPa)	S _u (MPa)	S _y (R T) (MPa)
	周囲環境 温度					
SGV480	周囲環境 温度	104.5	131	237	430	—

表 4-5 使用材料の許容応力評価条件（重大事故等対処設備）

材料	温度条件 (°C)		S (MPa)	S _y (MPa)	S _u (MPa)	S _y (R T) (MPa)
	周囲環境 温度					
SGV480	周囲環境 温度	150	131	232	424	—
	周囲環境 温度	171	131	229	423	—

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：評価対象は、膜応力を考慮した最小板厚の評価を実施し、許容応力以下であることが明らかなため、一次一般膜応力の評価結果の記載については省略する。

*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：評価対象は、膜応力を考慮した最小板厚の評価を実施し、許容応力以下であることが明らかなため、一次一般膜応力の評価結果の記載については省略する。

*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。

4.2.4 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

a. 原子炉格納容器配管貫通部の地震荷重

貫通部に作用する配管反力による設計荷重を表 4-8 に示す。地震荷重の作用方向を図 4-1 に示す。

表 4-8 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				
	逃がし安全弁 作動時荷重				
	地震荷重				S_d
					S_s
□	死荷重				
	逃がし安全弁 作動時荷重				
	地震荷重				S_d
					S_s

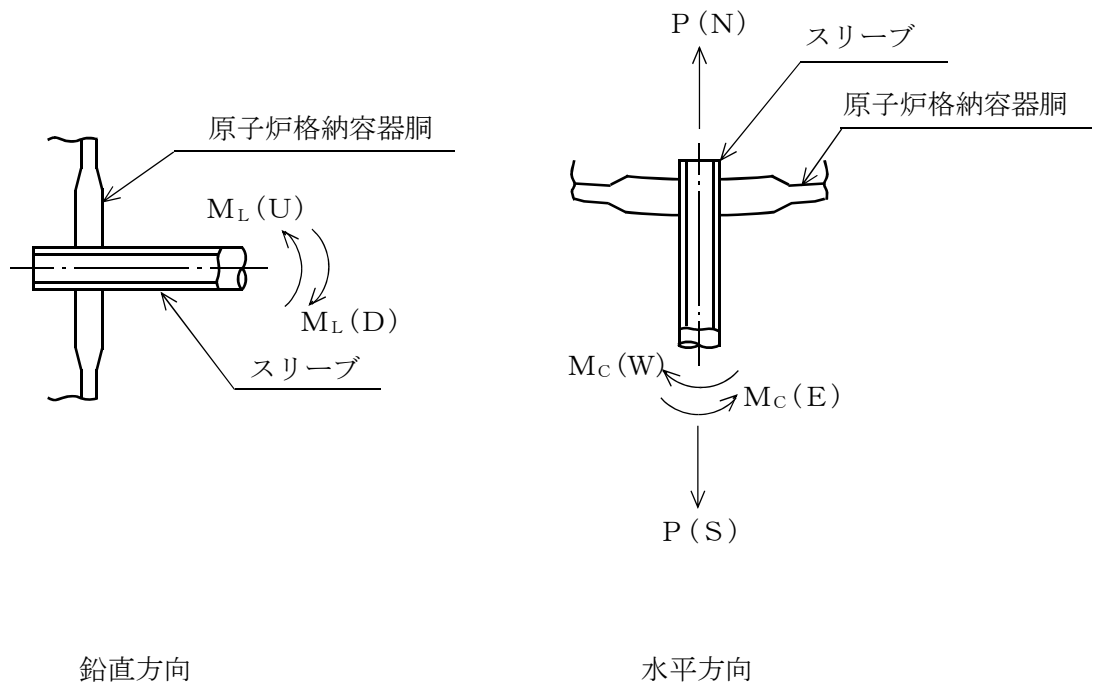


図 4-1 地震荷重の作用方向

b. 原子炉格納容器の地震荷重

原子炉格納容器に加わる地震荷重について、添付書類「V-2-3-2 炉心，原子炉压力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書」において計算された計算結果を用いる。原子炉格納容器に加わる鉛直荷重及び鉛直方向地震荷重のうち，設計基準対象施設の評価に用いるものを表 4-9 に，重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-10 に示す。弾性設計用地震動 S_d 又は静的地震力，及び基準地震動 S_s による水平方向地震荷重のうち，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 4-9 鉛直荷重及び鉛直方向地震荷重（設計基準対象施設）

（単位：N）

通常運転時			燃料交換時		
鉛直荷重*1	地震荷重		鉛直荷重*2	地震荷重	
	S _d *	S _s		S _d *	S _s

注記 *1：鉛直方向にかかる死荷重

*2：鉛直方向にかかる死荷重と活荷重を合わせた荷重

表 4-10 鉛直荷重及び鉛直方向地震荷重（重大事故等対処設備）

（単位：N）

重大事故等時		
鉛直荷重*1	地震荷重	
	S _d	S _s

注記 *1：鉛直方向にかかる死荷重

表 4-11 水平方向地震荷重（設計基準対象施設）

弾性設計用地震動 S _d 又は 静的地震力による地震荷重		基準地震動 S _s による地震荷重	
せん断力 (N)	モーメント (N・mm)	せん断力 (N)	モーメント (N・mm)

表 4-12 水平方向地震荷重（重大事故等対処設備）

弾性設計用地震動 S _d による地震荷重		基準地震動 S _s による地震荷重	
せん断力 (N)	モーメント (N・mm)	せん断力 (N)	モーメント (N・mm)

4.3 設計用地震力

「4.2.4 (4) a. 原子炉格納容器配管貫通部の地震荷重」に示される配管反力及び添付書類「V-2-3-2 炉心，原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書」で算出された原子炉格納容器の地震荷重を用いる。

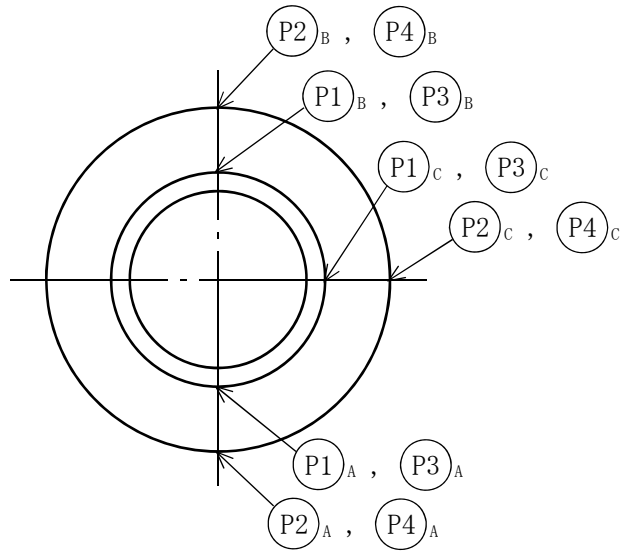
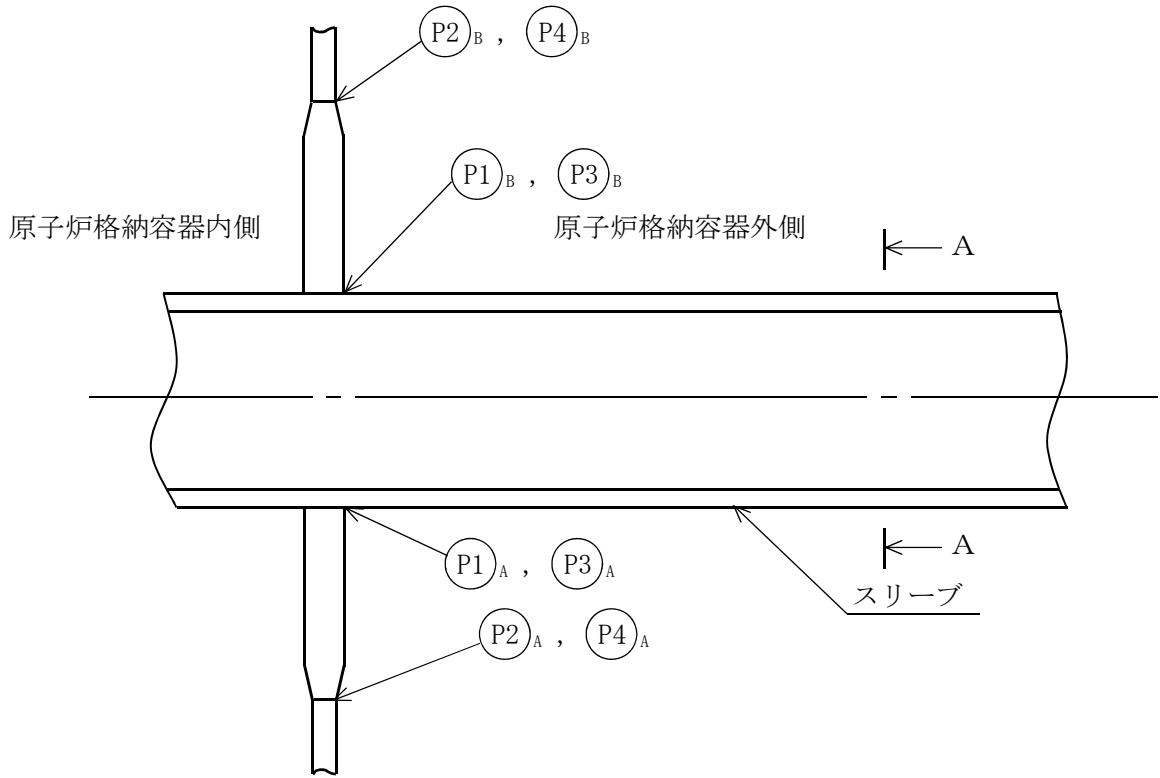
4.4 計算方法

4.4.1 応力評価点

原子炉格納容器配管貫通部の応力評価点は，配管貫通部を構成する部材の形状及び荷重伝達経路を考慮し，発生応力が大きくなる部位を選定する。選定した応力評価点を表 4-13 及び図 4-2 に示す。

表 4-13 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結合部 (P 1 - A ~ P 1 - C)
	P 2	原子炉格納容器胴と補強板との結合部 (P 2 - A ~ P 2 - C)
□	P 3	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部 (P 3 - A ~ P 3 - C)
	P 4	原子炉格納容器胴と補強板との結合部 (P 4 - A ~ P 4 - C)



A~A 矢視図

図 4-2 原子炉格納容器配管貫通部の応力評価点

4.4.2 応力計算方法

荷重により原子炉格納容器配管貫通部に生じる応力の算出には、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。

応力計算方法について、以下に示す。

(1) 原子炉格納容器配管貫通部に作用する荷重による応力

原子炉格納容器配管貫通部に作用する死荷重、逃がし安全弁作動時荷重、地震荷重による応力は、図 4-3 及び図 4-4 に示す貫通部番号 及び の解析モデルを用いて算出する。解析モデルの諸元を表 4-14 に示す。地震荷重による応力は、「4.2.4 (4) a. 原子炉格納容器配管貫通部の地震荷重」に基づく地震荷重を入力して算出する。

(2) 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圧力、死荷重及び地震荷重による応力は、添付書類「V-2-9-2-1 原子炉格納容器の耐震性についての計算書」で解析した応力を用いる。地震荷重による応力は、「4.2.4 (4) b. 原子炉格納容器の地震荷重」に基づく地震荷重を入力して算出する。

(3) 応力の足し合わせ

表 4-13 及び図 4-2 で示した応力評価点での応力は、(1)で求めた原子炉格納容器配管貫通部に作用する荷重による応力と、(2)で求めた原子炉格納容器に作用する荷重による応力を適切に足し合わせることで算出する。

(4) 解析コード

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・MSC NASTRAN」に示す。

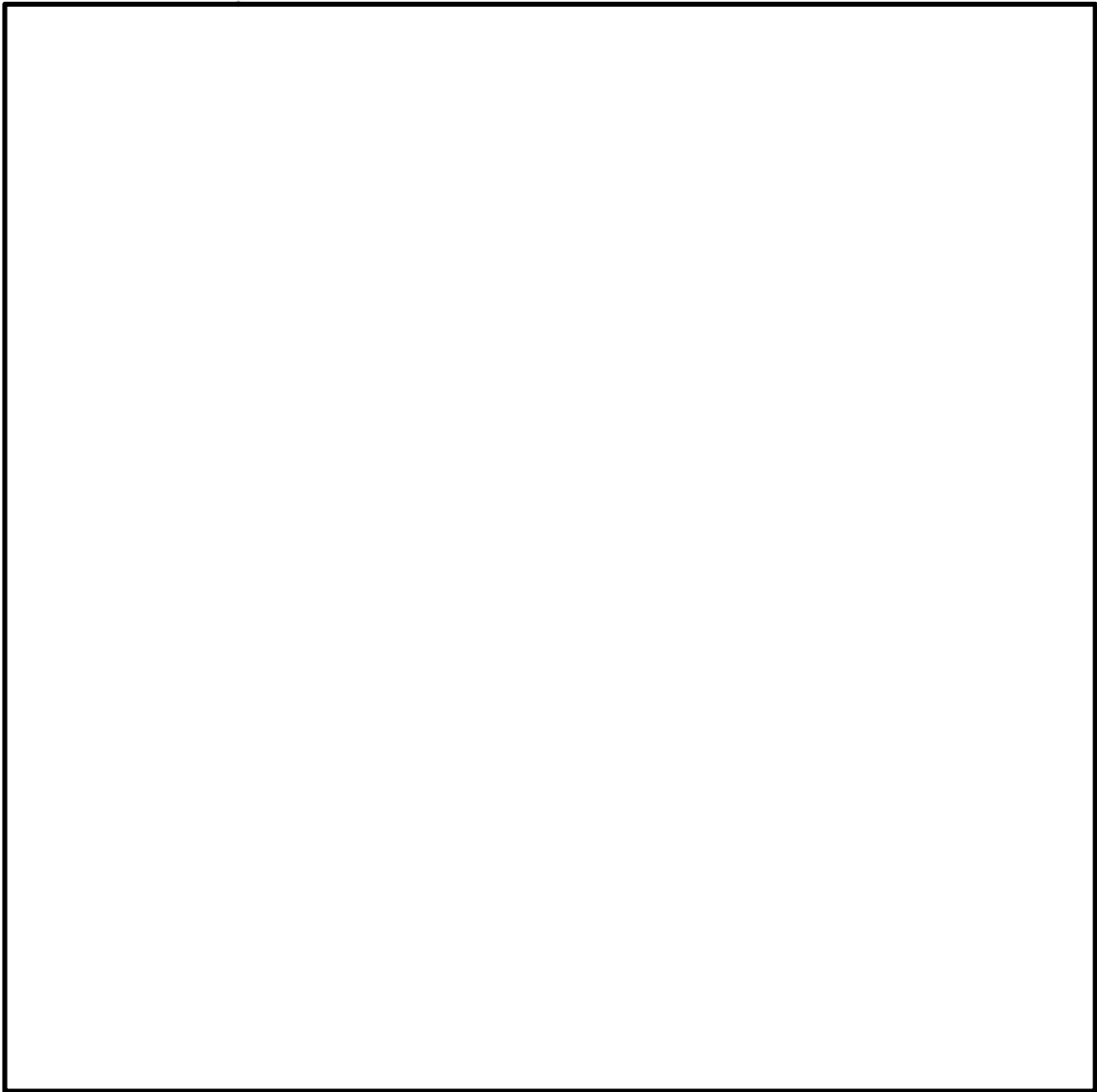


図 4-3 貫通部番号 の解析モデル

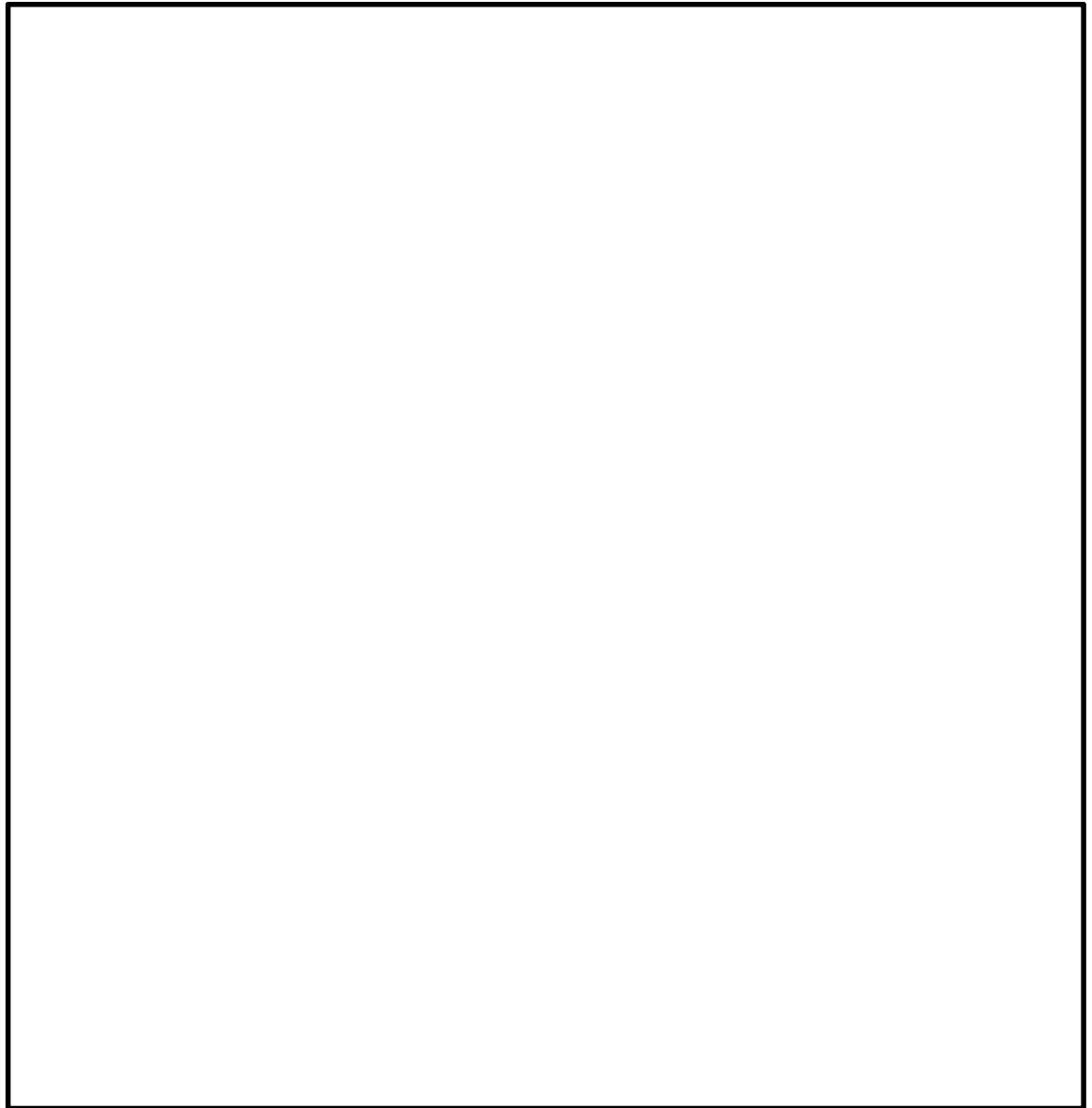


図 4-4 貫通部番号 の解析モデル

表 4-14 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	104.5 *2
縦弾性係数	E	MPa	198000 *2
ポアソン比	ν	—	0.3
要素数	—	個	図4-3～図4-4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。

4.5 計算条件

応力解析に用いる自重及び荷重は，本計算書の「4.2 荷重の組合せ及び許容限界」に示す。

4.6 応力の評価

「4.4 計算方法」で求めた応力は表 4-6 及び表 4-7 に記載される値以下であること。ただし，一次＋二次応力が許容値を満足しない場合は，設計・建設規格 PVB-3300 に基づいて疲労評価を行い，疲労累積係数が 1.0 以下であること。

5. 評価結果

5.1 設計基準対象施設としての評価結果

原子炉格納容器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。発生値は許容値を満足しており，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 5-1 に示す。

表 4-1 に示す荷重の組合せのうち， $D + P + M + S_d^*$ の評価を記載している。

(2) 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 5-2 に示す。

表 4-1 に示す荷重の組合せのうち， $D + P_L + M_L + S_d^*$ 及び $D + P + M + S_s$ の評価を記載している。

(3) 疲労評価



各評価対象については，添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に基づく。

表 5-1 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	荷重の 組合せ*	備考
				発生値	許容値			
				MPa	MPa			
原子炉格納容器 配管貫通部 	P 1	原子炉格納容器胴とス リーブとの結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	137	356	○	13	
			一次+二次応力強さ	132	393	○	10	
	P 2	原子炉格納容器胴と補 強板との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	129	356	○	13	
			一次+二次応力強さ	132	393	○	10	
原子炉格納容器 配管貫通部 	P 3	原子炉格納容器胴とス リーブとの結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	136	356	○	13	
			一次+二次応力強さ	128	393	○	10	
	P 4	原子炉格納容器胴と補 強板との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	128	356	○	13	
			一次+二次応力強さ	130	393	○	10	

注記 * : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せの No. を示す。

表 5-2(1) 許容応力状態IV_AS に対する評価結果 (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	荷重の 組合せ*	備考
				発生値	許容値			
				MPa	MPa			
原子炉格納容器 配管貫通部 	P 1	原子炉格納容器胴とス リーブとの結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	89	356	○	16	
			一次+二次応力強さ	130	393	○	16	
	P 2	原子炉格納容器胴と補 強板との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	87	387	○	16	
			一次+二次応力強さ	130	393	○	16	
原子炉格納容器 配管貫通部 	P 3	原子炉格納容器胴とス リーブとの結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	88	356	○	16	
			一次+二次応力強さ	126	393	○	16	
	P 4	原子炉格納容器胴と補 強板との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	86	387	○	16	
			一次+二次応力強さ	128	393	○	16	

注記 * : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せの No. を示す。

表 5-2(2) 許容応力状態IV_ASに対する評価結果 (D + P + M + S_s)

評価対象設備	評価部位		応力分類	IV _A S		判定	荷重の 組合せ*	備考
				発生値	許容値			
				MPa	MPa			
原子炉格納容器 配管貫通部 	P 1	原子炉格納容器胴とス リーブとの結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	177	356	○	14	
			一次+二次応力強さ	234	393	○	12	
	P 2	原子炉格納容器胴と補 強板との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	166	387	○	14	
			一次+二次応力強さ	230	393	○	11, 12, 14	
原子炉格納容器 配管貫通部 	P 3	原子炉格納容器胴とス リーブとの結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	175	356	○	14	
			一次+二次応力強さ	230	393	○	12	
	P 4	原子炉格納容器胴と補 強板との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	166	387	○	14	
			一次+二次応力強さ	228	393	○	11, 12, 14	

注記 * : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せのNo.を示す。

5.2 重大事故等対処設備としての評価結果

原子炉格納容器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。発生値は許容値を満足しており、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


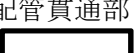
許容応力状態 $V_A S$ に対する応力評価結果を表 5-3 に示す。

表 4-2 に示す荷重の組合せのうち、 $D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d$ 及び $D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s$ の評価を記載している。

(2) 疲労評価



各評価対象については、添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に基づく。

表 5-3(1) 許容応力状態 $V_A S$ に対する評価結果 ($D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d$)

評価対象設備	評価部位		応力分類	$V_A S$		判定	荷重の 組合せ*	備考
				発生値	許容値			
				MPa	MPa			
原子炉格納容器 配管貫通部 	P 1	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	261	344	○	SA6	
			一次＋二次応力強さ	194	393	○	SA6	
	P 2	原子炉格納容器胴と補強板との結合部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	258	380	○	SA6	
			一次＋二次応力強さ	196	393	○	SA6	
原子炉格納容器 配管貫通部 	P 3	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	260	344	○	SA6	
			一次＋二次応力強さ	190	393	○	SA6	
	P 4	原子炉格納容器胴と補強板との結合部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	257	380	○	SA6	
			一次＋二次応力強さ	194	393	○	SA6	

注記 * : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 3-11 重大事故等時の荷重の組合せの No. を示す。

表 5-3(2) 許容応力状態 $V_A S$ に対する評価結果 ($D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s$)

評価対象設備	評価部位		応力分類	$V_A S$		判定	荷重の 組合せ*	備考
				発生値	許容値			
				MPa	MPa			
原子炉格納容器 配管貫通部 	P 1	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	267	348	○	SA8	
			一次＋二次応力強さ	348	393	○	SA8	
	P 2	原子炉格納容器胴と補強板との結合部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	258	381	○	SA8	
			一次＋二次応力強さ	348	393	○	SA8	
原子炉格納容器 配管貫通部 	P 3	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	265	348	○	SA8	
			一次＋二次応力強さ	346	393	○	SA8	
	P 4	原子炉格納容器胴と補強板との結合部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	258	381	○	SA8	
			一次＋二次応力強さ	346	393	○	SA8	

注記 * : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 3-11 重大事故等時の荷重の組合せの No. を示す。