

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密また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-708 改2
提出年月日	平成30年8月23日

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

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	11
4.1 設計荷重	11
4.2 材料及び許容 限界	16
5. 応力計算	21
5.1 応力評価点	21
5.2 解析 方針	22
5.3 座屈評価	28
6. 評価結果	30
6.1 設計基準対象施設としての評価結果	30
6.2 重大事故等対処設備としての評価結果	36

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。その耐震評価は原子炉格納容器の地震応答解析、応力評価により行う。

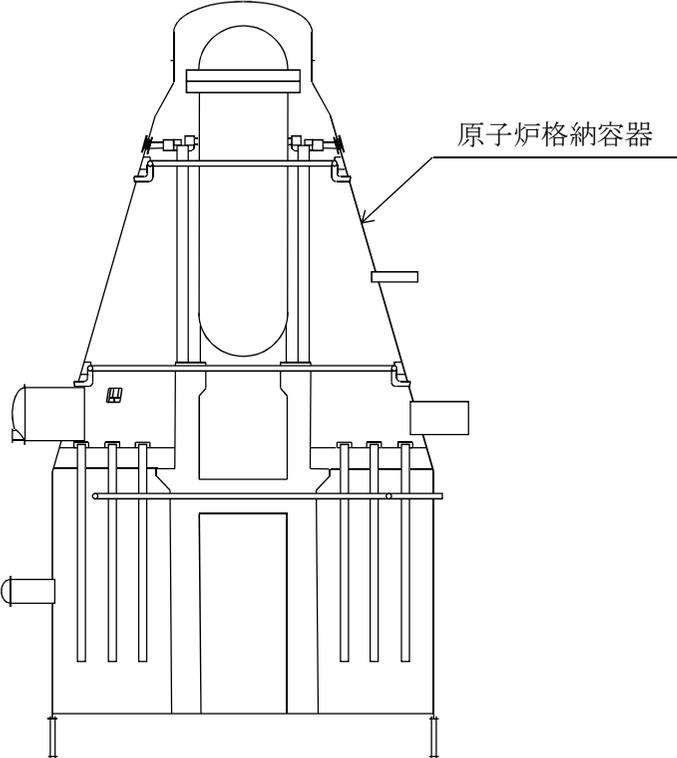
原子炉格納容器は設計基準対象施設においては既設のSクラス施設に、重大事故等対処設備においては常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に分類される。以下、それぞれの分類に応じた耐震評価を示す。

2. 構造説明

2.1 構造計画

原子炉格納容器の構造計画を表 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	
<p>□ m 以下においてコンクリートに埋設されており、原子炉格納容器外側壁及び原子炉建屋の基礎と一体となっている。</p>	<p>上部円錐胴部円筒形の鋼製容器（胴部内径約 □ m、全高約 □ m）であり、板厚は □ mm である。</p> <p>原子炉格納容器の水平地震力はシアラグ及び原子炉格納容器下部より原子炉建屋に伝達される。</p>	

2.2 評価方針

- (1) 各荷重による応力評価には、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。
また、J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984に基づき、軸圧縮荷重及び曲げモーメントによる座屈評価を行う。
- (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

原子炉格納容器胴の形状及び主要寸法を図 3-1 及び図 3-2 に，原子炉格納容器のドライウエルビームシートの形状及び主要寸法を図 3-3～図 3-7 に示す。

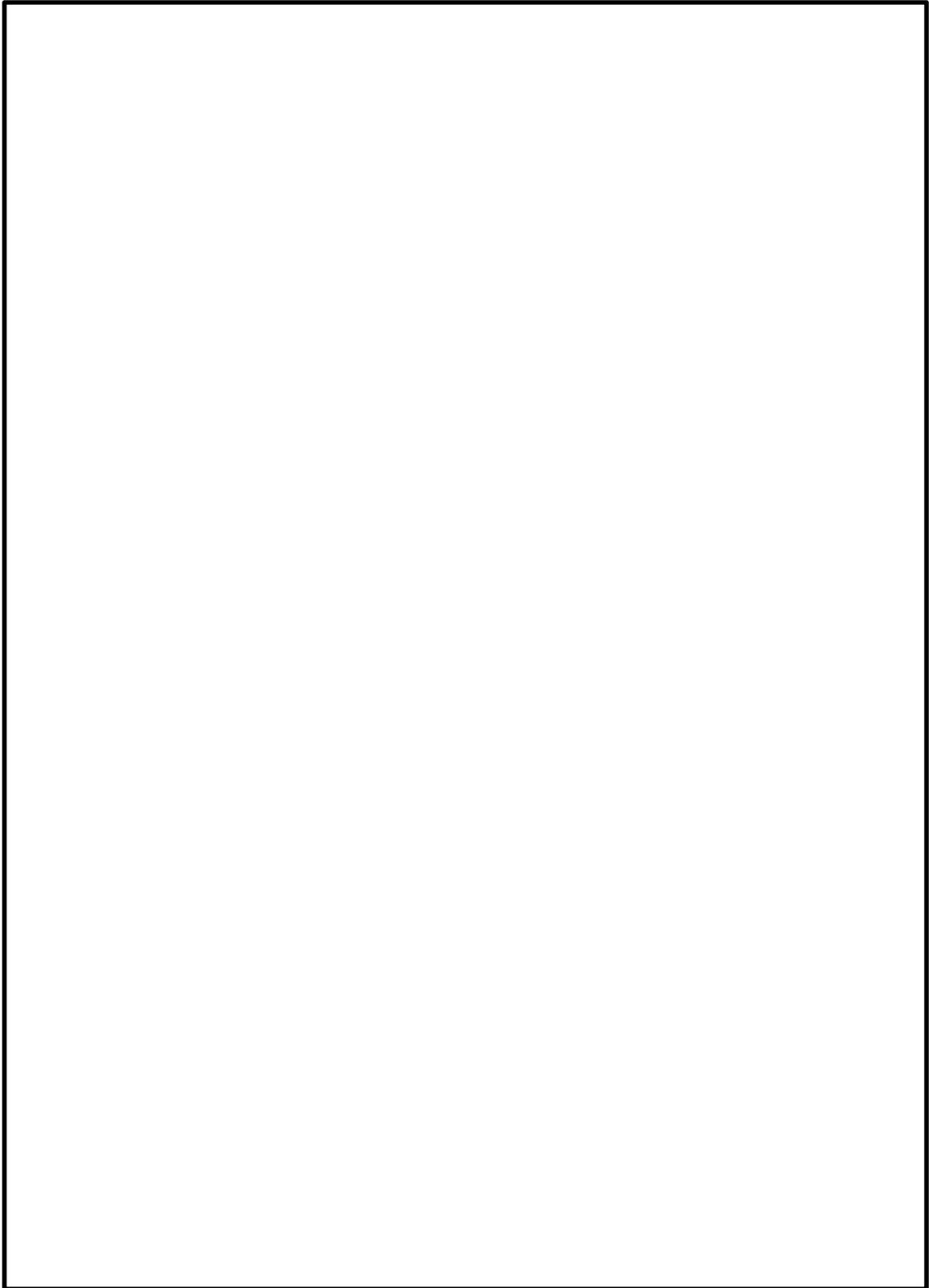


図 3-1 ドライウエル円錐部，サブプレッション・チェンバ円筒部の形状及び主要寸法（単位：mm）

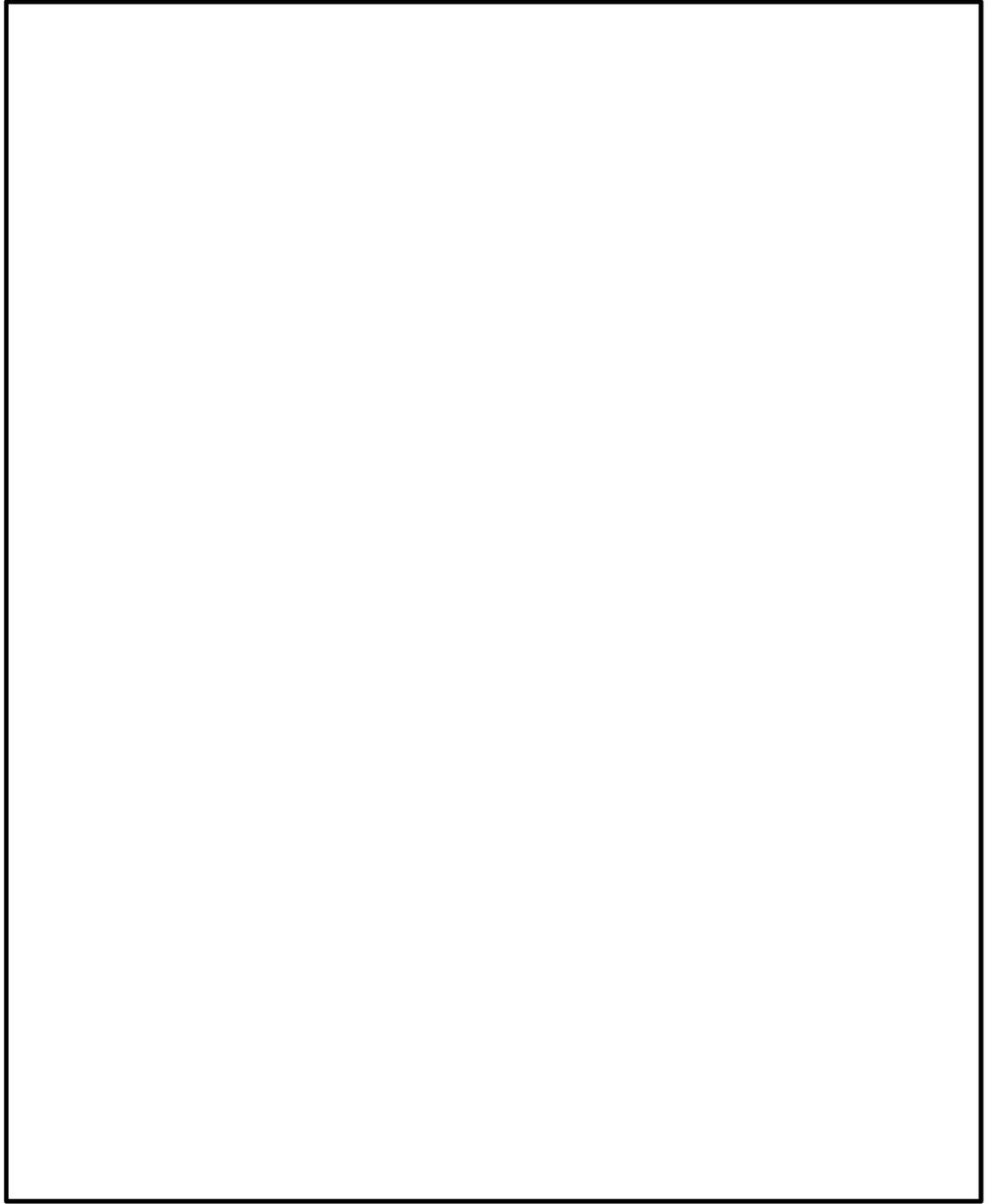
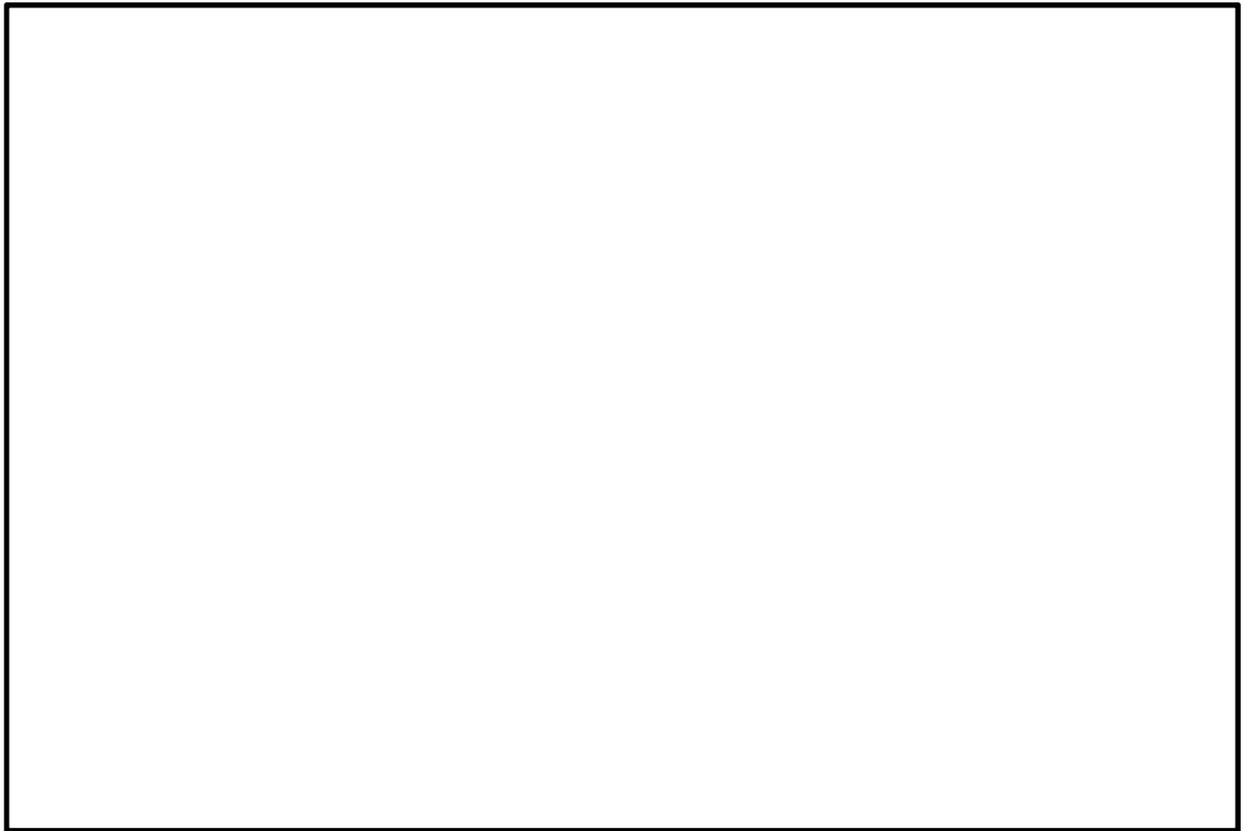


図 3-2 サプレッション・チェンバ円筒部, サンドクッション部の形状及び主要寸法 (単位 : mm)



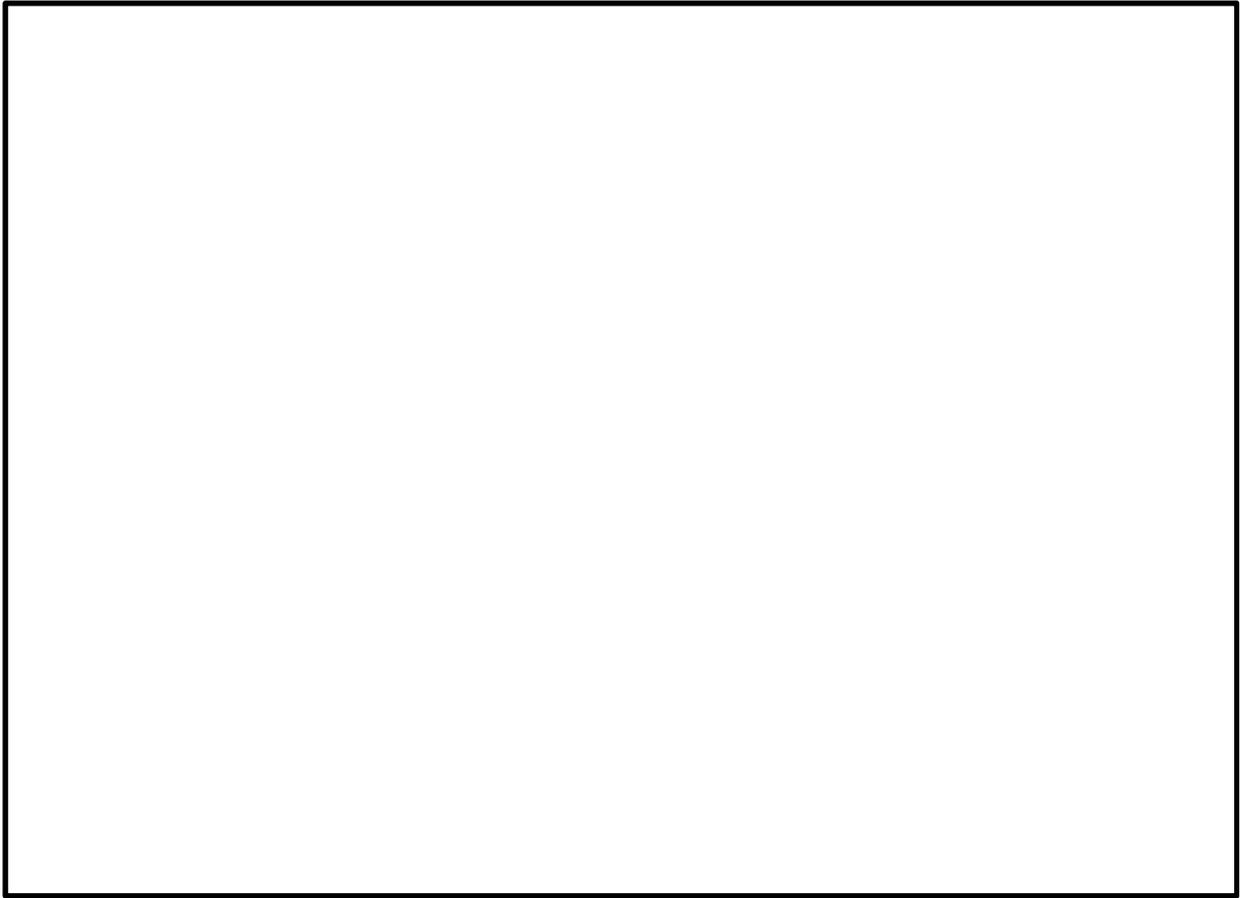
- ① 補強リング
- ② 側板
- ③ シートプレート
- ④ 下板
- Ⓔ 応力評価点

図 3-3 上段ビームシートの寸法及び名称 (単位 : mm)



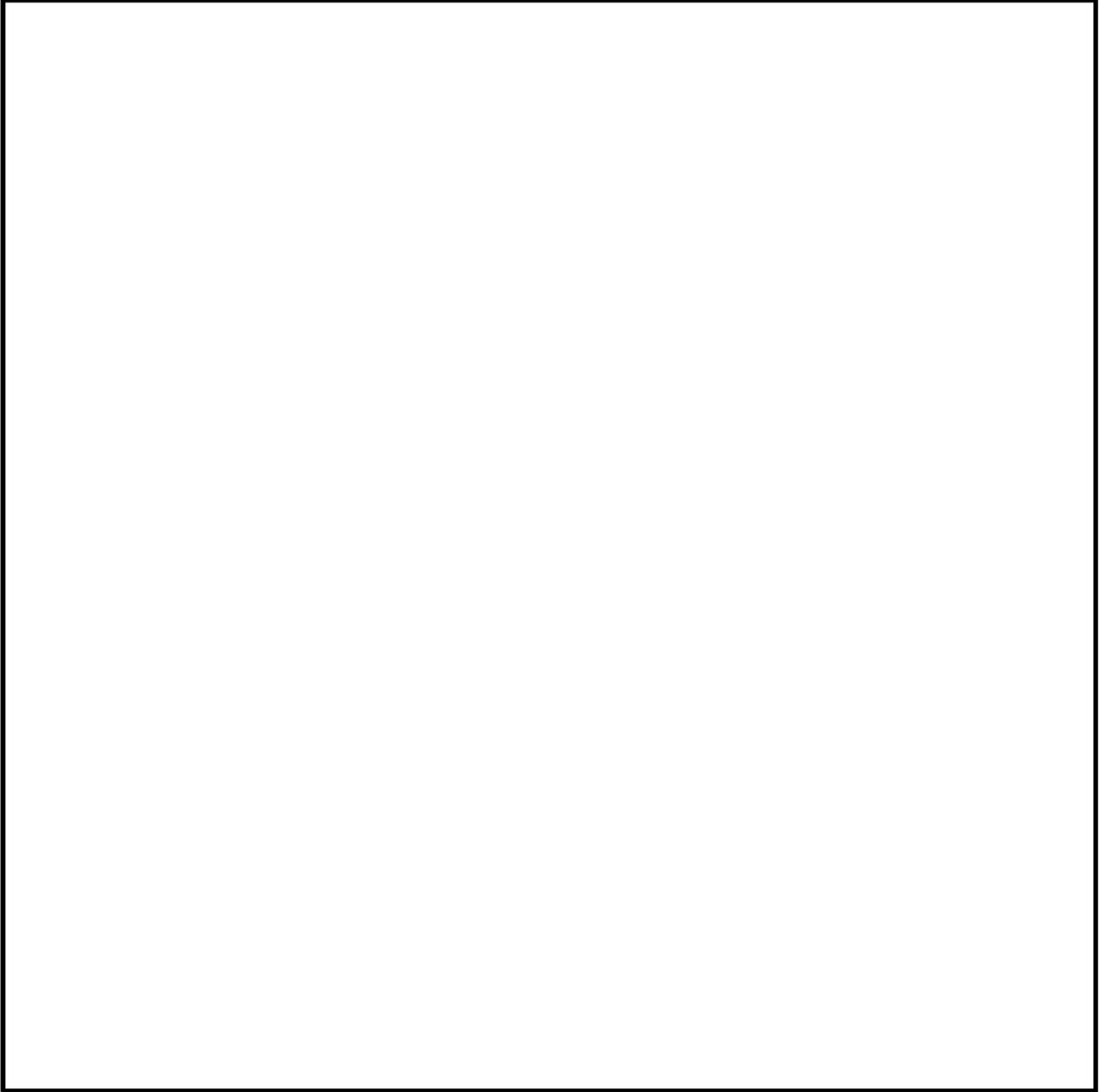
- ① 側板
- ② シートプレート
- ③ 下板
- Ⓟ 応力評価点

図 3-4 下段Aビームシート（補強板なし）の寸法及び名称（単位：mm）



- ① 側板
- ② シートプレート
- ③ 下板
- ④ 補強板
- Ⓟ 応力評価点

図 3-5 下段A ビームシート及び補強板 (単位 : mm)



- ① 側板
- ② シートプレート
- ③ 下板
- ④ 補強板
- Ⓟ P10 応力評価点

図 3-6 下段B ビームシート及び補強板 (単位 : mm)

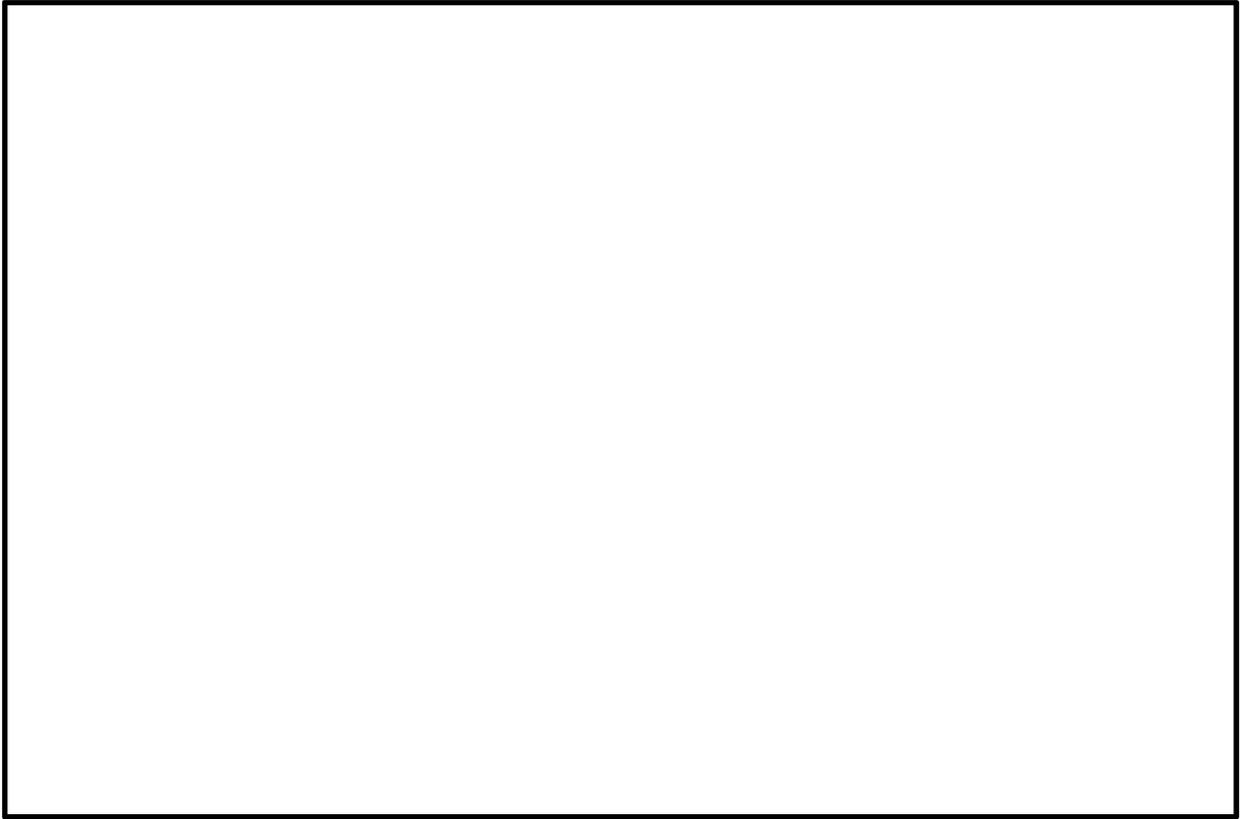


図 3-7 ビームシートの位置 (単位 : mm)

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

a. ドライウエル

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

b. サプレッション・チェンバ

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}

a. ドライウエル 255 kPa

b. サプレッション・チェンバ 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)

注記 * : 原子炉冷却材喪失事故時荷重と組み合わせる場合には、事象に応じた内圧を設定する。

(4) 死荷重

死荷重はドライウエル及びサプレッション・チェンバ容器の自重及びシェルに取付くアタッチメントの重量を考慮したものである。死荷重の値が大きく変化する代表的応力評価点に対して荷重の大きさを示す。

応力評価点 P3		N
応力評価点 P4		N
応力評価点 P5		N
応力評価点 P6		N

(5) 活荷重

内部機器支持ビームから加わる荷重 (燃料交換時以外)		N
内部機器支持ビームから加わる荷重 (燃料交換時)		N
イクイブメントハッチ床に加わる荷重		N
パーソネルエアロック床に加わる荷重		N
サプレッション・チェンバ内のキャットウォークに加わる荷重		N
溶接パッドの支持荷重		N

(6) 水荷重

ドライウェル下フランジ・シールプレートに加わる荷重（燃料交換時）

リングガーターにかかるサプレッション・チェンバ内保有水重量
 スプレイヘッダ内保有水重量

	N
	N
	N

重大事故等対処設備の評価に用いる水荷重として、下記の冠水水位による水頭圧を考慮する。

冠水水位 mm

(7) 地震力による荷重

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」において計算された計算結果を用いて設定する。

a. 原子炉格納容器胴

応力計算に用い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 4-1 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-2 に示す。また、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 4-3 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-4 に示す。

表 4-1 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）

応力評価点*	通常運転時			燃料交換時		
	鉛直荷重	地震荷重		鉛直荷重	地震荷重	
		S_d^*	S_s		S_d^*	S_s
P1						
P2						
P3						
P4						
P5						
P6						

注記 *：応力評価点の位置は図 3-1 及び図 3-2 参照。

表 4-2 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）

応力評価点* ¹	重大事故等時		
	鉛直荷重	地震荷重	
		S _d	S _s
P1			
P2			
P3			
P4			
P5			
P6			

注記 *1：応力評価点の位置は図 3-1 及び図 3-2 参照。

*2：座屈評価に用いる荷重。

表 4-3 水平方向地震荷重（設計基準対象施設）

応力評価点*	S _d *による地震荷重		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)
P1				
P2				
P3				
P4				
P5				
P6				

注記 *：応力評価点の位置は図 3-1 及び図 3-2 参照。

表 4-4 水平方向地震荷重（重大事故等対処設備）

応力評価点*1	S _d による地震荷重		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)
P1				
P2				
P3				
P4				
P5				
P6				

注記 *1：応力評価点の位置は図 3-1 及び図 3-2 参照。

*2：座屈評価に用いる荷重。

b. ビームシート

内部機器支持ビームからビームシートに加わる最大荷重を表 4-5 に示す。なお，下段ビームシートにおいて地震荷重の加わる 135°，315° の位置を下段 B としその他を下段 A とする。また，各取付位置における設計荷重を表 4-6 に示す。

表 4-5 最大荷重（設計基準対象施設）

取付位置	最大荷重 P (N)		荷重の組合せ
	S _d *	S _s	
上段			総荷重+活荷重
下段 A			総荷重
下段 B			総荷重+地震荷重
下段 B 補強板 取付部			下段 A に加わる最大荷重+ 下段 B に加わる最大荷重+ 2×地震荷重

表 4-6 各取付位置における設計荷重（設計基準対象施設）

取付位置	S_d^*			S_s		
	半径方向 分力 P_n (N)	軸方向 モーメント M_L (N・mm)	円周方向 モーメント M_c (N・mm)	半径方向 分力 P_n (N)	軸方向 モーメント M_L (N・mm)	円周方向 モーメント M_c (N・mm)
	上段					
下段A						
下段B						
下段B補強板 取付部						

c. ビームシートと原子炉格納容器の取付部

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を表 4-7 に示す。水平方向地震荷重を表 4-8 に示す。

表 4-7 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)

取付位置	通常運転時		燃料交換時			
	鉛直荷重	地震荷重		鉛直荷重	地震荷重	
		S_d^*	S_s		S_d^*	S_s
上段						
下段						

表 4-8 水平方向地震荷重（設計基準対象施設）

取付位置	S_d^* による地震荷重		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)
上段				
下段				

(8) 逃がし安全弁作動時荷重

最大正圧 kPa

最大負圧 kPa

(9) 原子炉冷却材喪失事故時荷重

最大正圧 kPa

最大負圧 kPa

4.2 材料及び許容限界

(1) 材料

応力計算に使用する材料を表 4-9 に示す。

表 4-9 使用材料表

使用部位	使用材料		備考
ドライウエル円錐部シェル	SGV49 相当	<input type="text"/>	SGV480*
サプレッション・チェンバ 円筒部シェル	SGV49 相当		SGV480*
ビームシート	SGV49 相当		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 4-10 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-11 に、許容応力状態に対する許容限界について表 4-12 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 4-13 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-14 に示す。

表4-10 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	原子炉格納容器胴及 びドライウエルビー ムシートと原子炉格 納容器胴との接合部	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4-11 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	原子炉格納容器胴	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_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の許容限界を用いる。)
					$D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d$ *2	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} 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4-12 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	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。 *4*5	0.6・S	S _y *6 (1.5・S _y)
IV _v 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。 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)
V _A S (V _A SとしてIV _A Sの許容限界を用いる。)						

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非又は1.5のいずれか小さい方の値（α）を用いる。

*3：3・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4-13 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	$P_L + P_b$	$P_L + P_b + Q$
SGV480	171	Ⅲ _A S	229*	344	393
		Ⅳ _A S	253*	380	393
	104.5	Ⅲ _A S	237	356	393
		Ⅳ _A S	258	387	393

注記 *：5.1項に示す一部の応力評価点は、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。

表4-14 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	$P_L + P_b$	$P_L + P_b + Q$
SGV480	150	V _A S	254	381	393
	171	V _A S	253	380	393

5. 応力計算

5.1 応力評価点

原子炉格納容器胴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 3-1～図 3-6 に示す。

表 5-1 応力評価点

応力評価点番号	応力評価点
P1	円筒部と円錐部の接合部
P2	円錐部の角度変化部
P3	円錐部の板厚変化部
P4	円錐部と円筒部の接合部
P5	円筒部（中央部）
P6	底部のフランジプレートとの接合部
P7	上段ビームシートとの接合部
P8	下段Aビームシート（補強板なし）との接合部
P9	下段Aビームシート（補強板あり）との接合部
P10	下段Bビームシートとの接合部

5.2 解析方針

各荷重により原子炉格納容器胴に生じる応力は、解析コードMSC NASTRANを使用して解析する。原子炉格納容器の解析モデルを図 5-1～5-5 に、解析モデルの諸元を表 5-2 に示す。

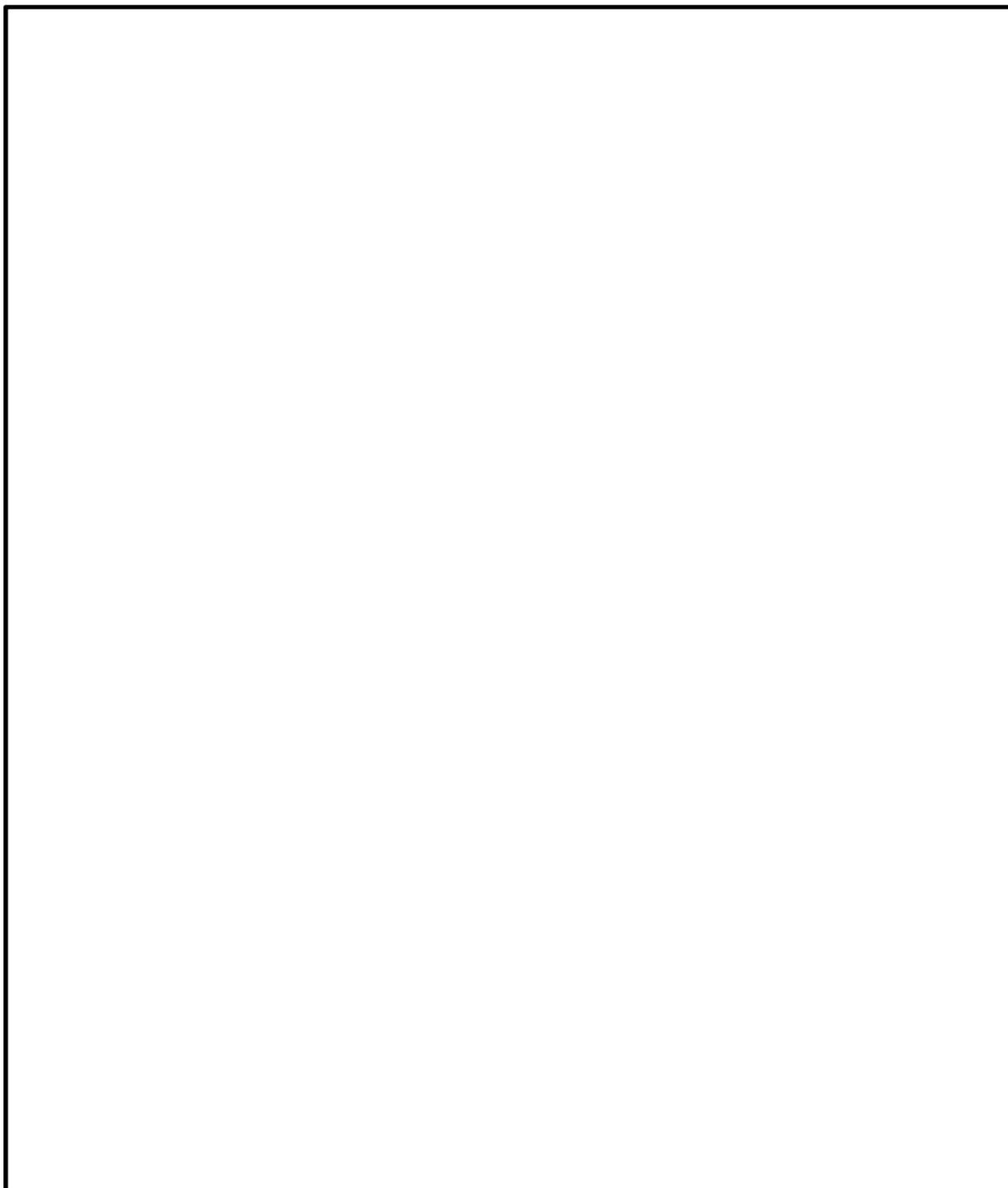


図 5-1 解析モデル

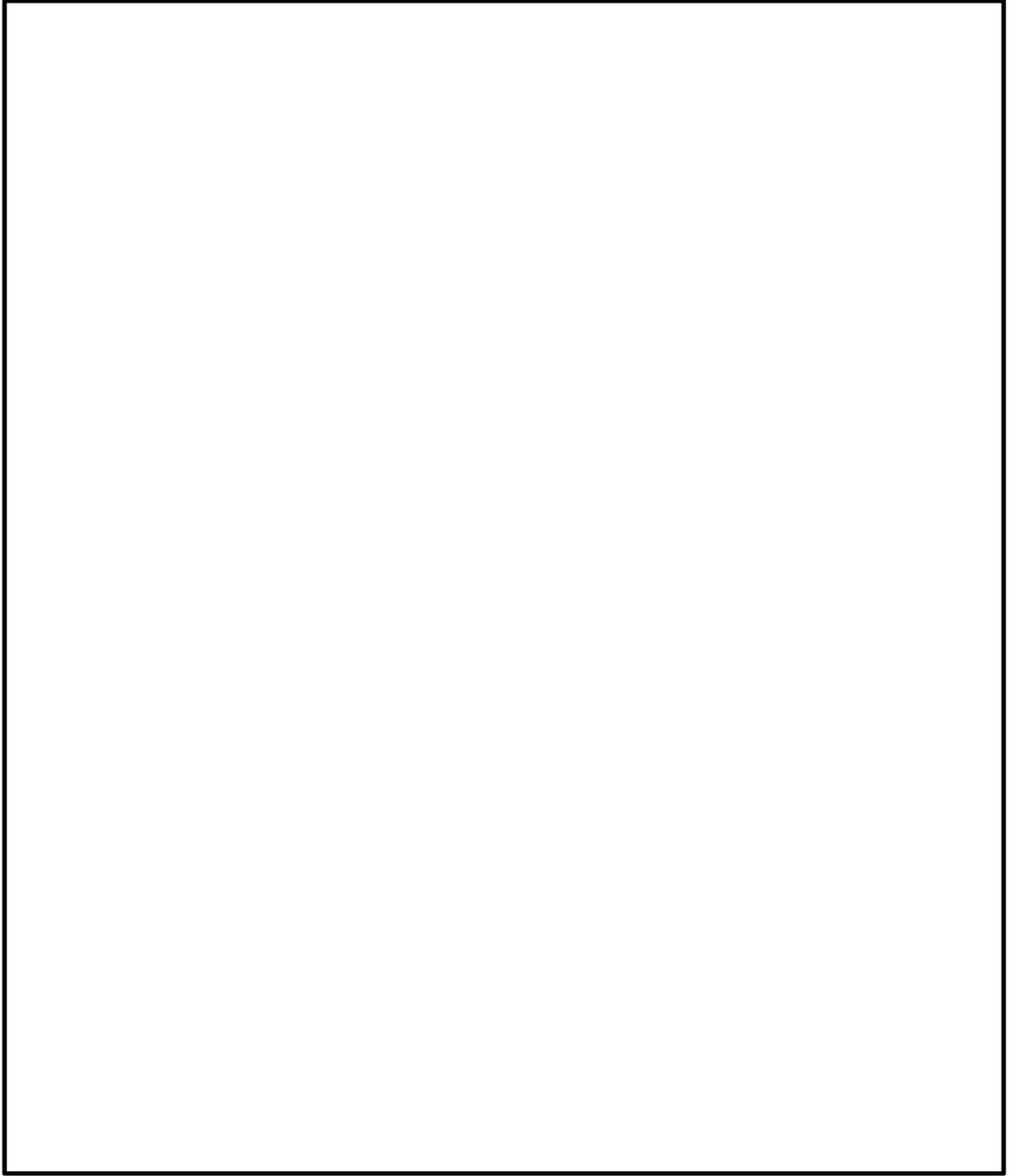


図 5-2 上段ビームシートの解析モデル

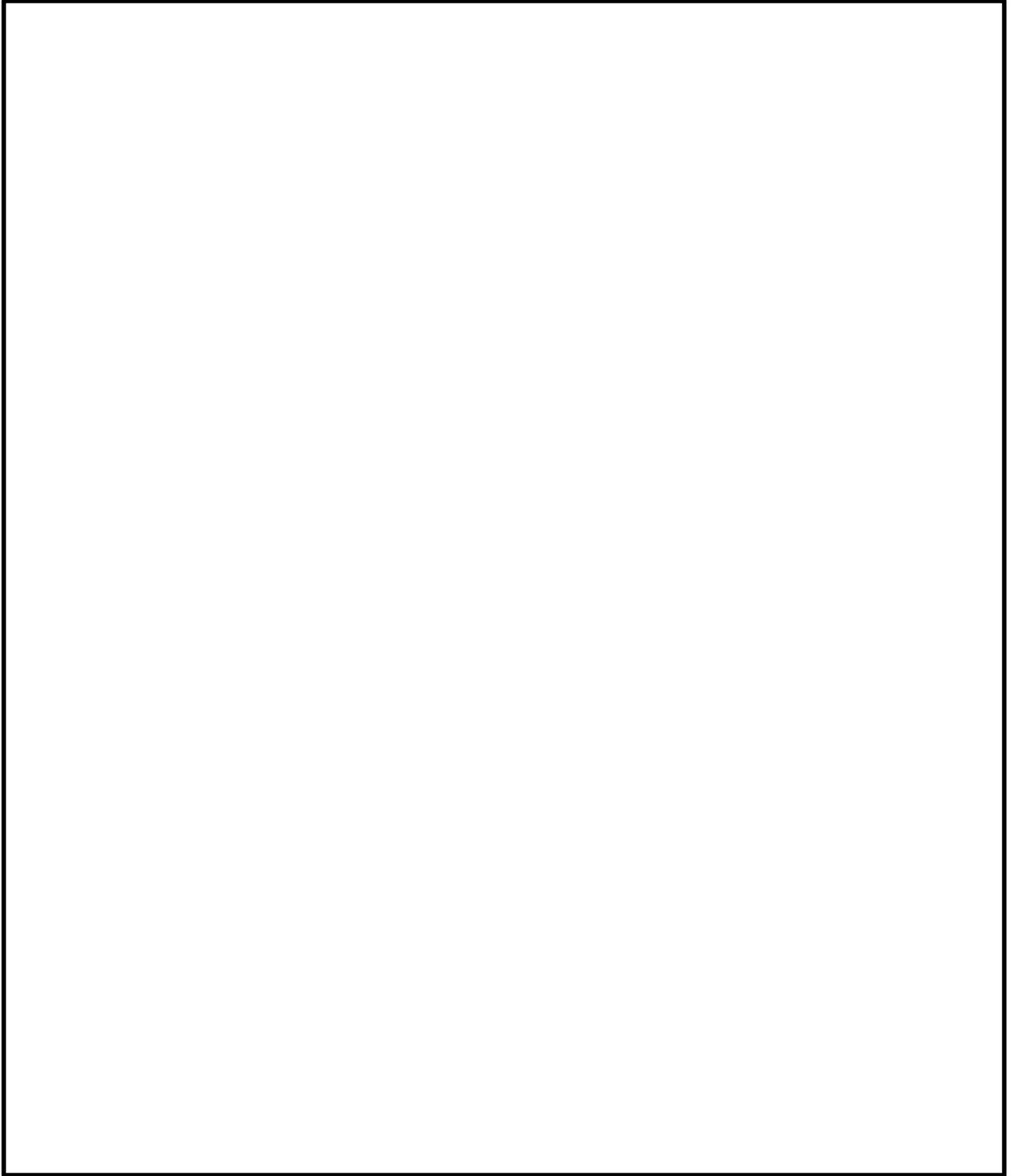


図 5-3 下段Aビームシート（補強板なし）の解析モデル

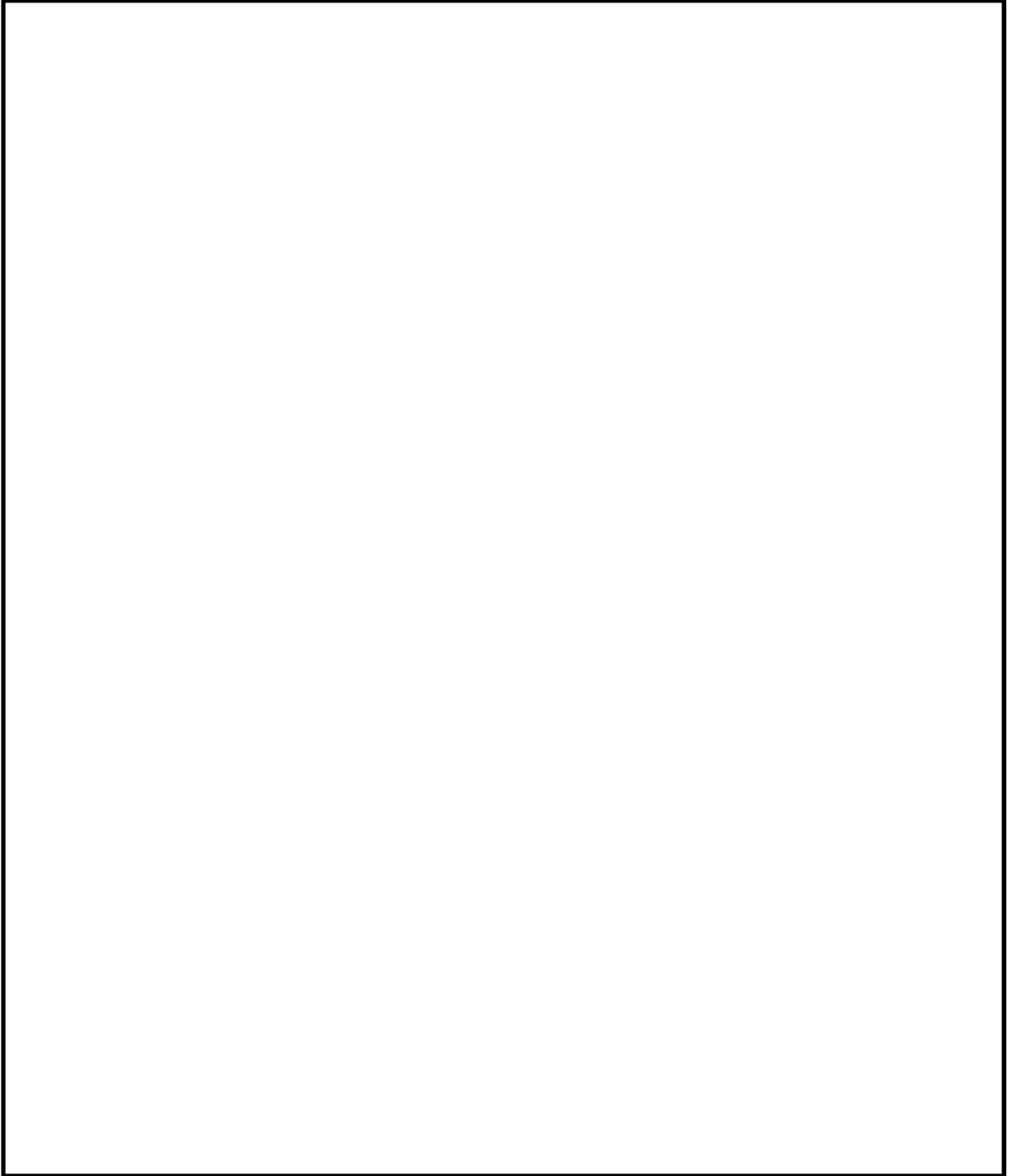


図 5-4 下段Aビームシート（補強板あり）の解析モデル

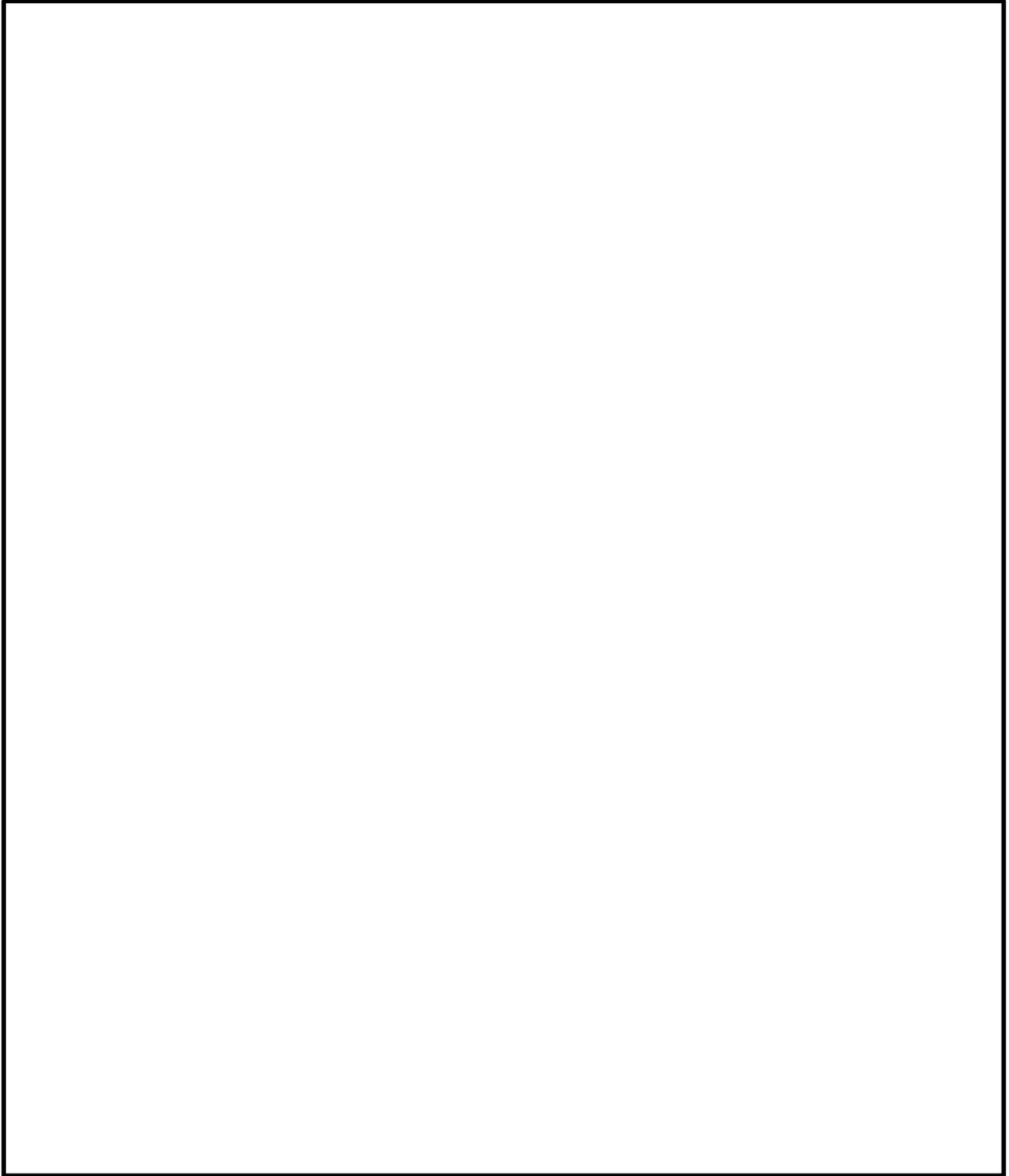


図 5-5 下段B ビームシート（補強板あり）の解析モデル

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5-1～図5-5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。

5.3 座屈評価

(1) 評価荷重

応力評価点 P6 の座屈評価に用いる地震荷重を以下に示す。

a. 設計基準対象施設としての評価荷重

$$\begin{aligned} \text{軸圧縮荷重} \quad P &= \boxed{} \quad (\text{N}) \\ \text{曲げモーメント} \quad M &= \boxed{} \quad (\text{N}\cdot\text{mm}) \end{aligned}$$

b. 重大事故等対処設備としての評価荷重

$$\begin{aligned} \text{軸圧縮荷重} \quad P &= \boxed{} \quad (\text{N}) \\ \text{曲げモーメント} \quad M &= \boxed{} \quad (\text{N}\cdot\text{mm}) \end{aligned}$$

(2) 評価式

応力評価点 P6 に対する地震時における評価は、以下の評価式を用いて行う。

$$\frac{\alpha \cdot (P/A)}{f_c} + \frac{\alpha \cdot (M/Z)}{f_b} \leq 1.0$$

ここで、

A : 断面積 (mm²)

Z : 断面係数 (mm³)

f_c : 軸圧縮荷重に対する座屈応力で、次の計算式により計算した値 (MPa)

$$f_c = \begin{cases} F & (\eta \leq \eta_1) \\ F \left\{ 1 - \frac{1}{6800g} (F - \Phi_c\{\eta_2\})(\eta - \eta_1) \right\} & (\eta_1 < \eta < \eta_2) \\ \Phi_c\{\eta\} & (\eta_2 \leq \eta \leq 800) \end{cases}$$

ここで、

$$\Phi_c\{\eta\} = 0.6 \frac{E}{\eta} \left[1 - 0.901 \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{1}{16} \sqrt{\eta}\right) \right\} \right]$$

f_b : 曲げモーメントに対する座屈応力で、次の計算式により計算した値 (MPa)

$$f_b = \begin{cases} F & (\eta \leq \eta_1) \\ F \left\{ 1 - \frac{1}{8400g} (F - \Phi_b\{\eta_3\})(\eta - \eta_1) \right\} & (\eta_1 < \eta < \eta_3) \\ \Phi_b\{\eta\} & (\eta_3 \leq \eta \leq 800) \end{cases}$$

ここで、

$$\Phi_b\{\eta\} = 0.6 \frac{E}{\eta} \left[1 - 0.731 \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{1}{16} \sqrt{\eta}\right) \right\} \right]$$

α : 安全率で次に規定する値。許容応力状態ⅢAS及びⅣASに対して、

$$\alpha = \begin{cases} 1.0 & (\eta \leq \eta_1) \\ 1.0 + \frac{F}{13600g} (\eta - \eta_1) & (\eta_1 < \eta < \eta_2) \\ 1.5 & (\eta_2 \leq \eta) \end{cases}$$

E : 材料の縦弾性係数 (MPa)

t : 円筒の板厚 (mm)

R : 円筒の平均半径(mm)

η : R / t

η_1 : 1200 g / F

η_2 : 8000 g / F

η_3 : 9600 g / F

g : 重力加速度

F : 設計・建設規格 SSB-3121.1 において定める F の値(MPa)

6. 評価結果

6.1 設計基準対象施設としての評価結果

原子炉格納容器胴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 4-10 に示す荷重の組合せのうち、 $D + P + M + S_S$ 及び $D + P_L + M_L + S_d^*$ 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。

また、許容応力状態Ⅳ_AS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_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 6-3 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_ASに対する評価結果 (D + P + M + S_S又はD + P_L + M_L + S_d*) (その1)

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		
原子炉格納容器胴	P1	円筒部と円錐部の接合部	一次膜応力強さ+一次曲げ応力強さ	131	380	○	②*1
			一次+二次応力強さ	144	393	○	①*1
	P2	円錐部の角度変化部	一次膜応力強さ+一次曲げ応力強さ	73	380	○	①*1
			一次+二次応力強さ	156	393	○	①*1
	P3	円錐部の板厚変化部	一次膜応力強さ+一次曲げ応力強さ	86	380	○	②*1
			一次+二次応力強さ	90	393	○	①*1
	P4	円錐部と円筒部の接合部	一次膜応力強さ+一次曲げ応力強さ	112	387	○	①*1
			一次+二次応力強さ	284	393	○	①*1
	P5	円筒部 (中央部)	一次一般膜応力強さ	82	258	○	②*1
			一次膜応力強さ+一次曲げ応力強さ	82	387	○	②*1
			一次+二次応力強さ	98	393	○	①*1
	P6	底部のフランジプレートとの接合部	一次膜応力強さ+一次曲げ応力強さ	66	387	○	①*1
			一次+二次応力強さ	186	393	○	①*1
			座屈	0.59	1	○	①*1 単位なし

表 6-1 許容応力状態IVAS に対する評価結果 (D + P + M + S_s 又は D + P_L + M_L + S_d*) (その 2)

評価対象設備	評価部位		応力分類	IVAS		判定	備考
				発生値	評価基準値		
				MPa	MPa		
原子炉格納容器胴	P7	上段ビームシートとの接合部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	116	380	○	②*1
			一次 + 二次応力強さ	286	393	○	①*1
	P8	下段Aビームシート (補強板なし) との接合部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	112	380	○	②*1
			一次 + 二次応力強さ	324	393	○	①*1
	P9	下段Aビームシート (補強板あり) との接合部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	106	380	○	②*1
			一次 + 二次応力強さ	210	393	○	①*1
	P10	下段Bビームシートとの接合部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	128	380	○	②*1
			一次 + 二次応力強さ	544	393	×*2	①*1
			疲労評価	0.821	1	○	単位なし

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

*2 : P10 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_AS に対する疲労評価結果

評価部位	S _n (MPa)	K _e	S _p (MPa)	S ₁ (MPa)	S ₁ ' (MPa)	N _a (回)	N _c (回)	累積疲労係数 N _c /N _a	備考
P10	544							0.821	

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

S₁ : 繰返しピーク応力強さ

S₁' : 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

E₀ : 縦弾性係数

E : 運転温度の縦弾性係数

注記 * : S₁に (E₀/E) を乗じた値である

$$E_0 = 2.07 \times 10^5 \text{ MPa} \quad E = 1.93 \times 10^5 \text{ MPa}$$

表 6-3 許容応力状態Ⅲ_AS に対する評価結果 (D + P + M + S_d*) (その 1)

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		
原子炉格納容器胴	P1	円筒部と円錐部の接合部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	47	344	○	
			一次 + 二次応力強さ	88	393	○	
	P2	円錐部の角度変化部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	54	344	○	
			一次 + 二次応力強さ	96	393	○	
	P3	円錐部の板厚変化部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	31	344	○	
			一次 + 二次応力強さ	42	393	○	
	P4	円錐部と円筒部の接合部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	70	356	○	
			一次 + 二次応力強さ	140	393	○	
	P5	円筒部 (中央部)	一次一般膜応力強さ	37	237	○	
			一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	37	356	○	
			一次 + 二次応力強さ	52	393	○	
	P6	底部のフランジプレートとの接合部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	42	356	○	
			一次 + 二次応力強さ	102	393	○	
			座屈	0.59*	1	○	単位なし

表 6-3 許容応力状態Ⅲ_AS に対する評価結果 (D + P + M + S_d*) (その 2)

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		
原子炉格納容器胴	P7	上段ビームシートとの接合部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	61	344	○	
			一次 + 二次応力強さ	216	393	○	
	P8	下段Aビームシート (補強板なし) との接合部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	50	344	○	
			一次 + 二次応力強さ	218	393	○	
	P9	下段Aビームシート (補強板あり) との接合部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	47	344	○	
			一次 + 二次応力強さ	130	393	○	
	P10	下段Bビームシートとの接合部	一次膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ	61	344	○	
			一次 + 二次応力強さ	370	393	○	

注記 * : 保守的に (D + P + M + S_s) の評価結果を記載する。

6.2 重大事故等対処設備としての評価結果

原子炉格納容器胴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 4-11 に示す荷重の組合せのうち、 $D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_S$ 及び $D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d$ 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 6-4 許容応力状態 V_{AS} 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_{AS}		判定	備考
				発生値	評価基準値		
				MPa	MPa		
原子炉格納容器胴	P1	円筒部と円錐部の接合部	一次膜応力強さ+一次曲げ応力強さ	232	380	○	②*
			一次+二次応力強さ	92	393	○	①*
	P2	円錐部の角度変化部	一次膜応力強さ+一次曲げ応力強さ	71	380	○	②*
			一次+二次応力強さ	120	393	○	①*
	P3	円錐部の板厚変化部	一次膜応力強さ+一次曲げ応力強さ	156	380	○	②*
			一次+二次応力強さ	88	393	○	①*
	P4	円錐部と円筒部の接合部	一次膜応力強さ+一次曲げ応力強さ	157	380	○	②*
			一次+二次応力強さ	278	393	○	①*
	P5	円筒部 (中央部)	一次一般膜応力強さ	227	253	○	②*
			一次膜応力強さ+一次曲げ応力強さ	227	380	○	②*
			一次+二次応力強さ	146	393	○	①*
	P6	底部のフランジプレートとの接合部	一次膜応力強さ+一次曲げ応力強さ	94	380	○	②*
			一次+二次応力強さ	304	393	○	①*
			座屈	0.98	1	○	①* 単位なし

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。