

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-708 改6
提出年月日	平成30年9月26日

V-2-9-2-1 原子炉格納容器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	3
2.4 記号の説明	4
2.5 計算精度と数値の丸め方	5
3. 評価部位	6
4. 構造強度評価	13
4.1 構造強度評価方法	13
4.2 荷重の組合せ及び許容限界	13
4.3 設計用地震力	25
4.4 計算方法	26
4.5 計算条件	36
4.6 応力の評価	36
5. 評価結果	37
5.1 設計基準対象施設としての評価結果	37
5.2 重大事故等対処設備としての評価結果	45

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。

原子炉格納容器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>水平地震力はシアラグを介して原子炉建屋に伝達され、下端は原子炉建屋基礎盤に支持される。</p>	<p>原子炉格納容器は、円錐形の鋼製のドライウエル及び円筒環形の鋼製のサプレッション・チェンバから成る、胴部内径約 <input type="text"/> m、全高約 <input type="text"/> m、板厚 <input type="text"/> mm の压力容器である。</p>	m and a horizontal width of approximately <input type="text"/> m. The unit is specified as (単位: m)." data-bbox="460 320 915 805"/> <p>(単位: m)</p>

2.2 評価方針

原子炉格納容器の応力評価は、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」にて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。

原子炉格納容器の耐震評価フローを図 2-1 に示す。

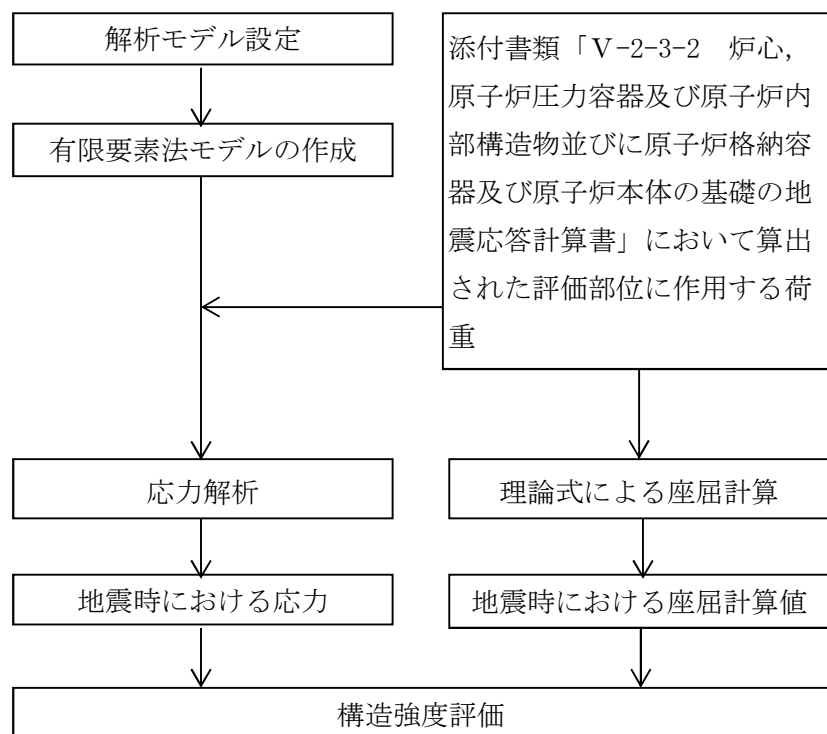


図 2-1 原子炉格納容器の耐震評価フロー

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
A	断面積	mm ²
E	縦弾性係数	MPa
F	基準応力（設計・建設規格 SSB-3121.1 において定める F の値）	MPa
f _b	曲げモーメントに対する座屈応力	MPa
f _c	軸圧縮荷重に対する座屈応力	MPa
g	重力加速度	mm/s ²
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	—
M	曲げモーメント	N・mm
M _c	円周方向モーメント	N・mm
M _L	軸方向モーメント	N・mm
m ₀	質量	kg
N _a	地震時の許容繰返し回数	—
N _c	地震時の等価繰返し回数	—
P	ビームシートに加わる荷重, 軸圧縮荷重	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
P _n	半径方向分力	N
Q	二次応力	MPa
R	円筒の平均半径	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 _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	MPa
S _ℓ	繰返しピーク応力強さ	MPa
S _ℓ '	補正繰返しピーク応力強さ	MPa
S _n	一次応力と二次応力を加えて求めた応力解析による応力強さのサイクルにおいて、その最大値と最小値との差	MPa
S _u	材料の設計引張強さ	MPa
S _y	材料の設計降伏点	MPa

記号	記号の説明	単位
T	温度	℃
T _D	最高使用温度	℃
T _{SAL}	温度（SA後長期温度）	℃
T _{SALL}	温度（SA後長々期温度）	℃
t	板厚	mm
Z	断面係数	mm ³
α	安全率	—
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
温度*1	℃	—	—	整数位
長さ*1	mm	—	—	整数位
面積	mm ²	有効数字5桁目	四捨五入	有効数字4桁*2
モーメント	N・mm	有効数字4桁目	四捨五入	有効数字3桁*2
力	N	有効数字4桁目	四捨五入	有効数字3桁*2
算出応力	MPa	小数点以下第1位	切上げ	整数位
座屈計算値	—	小数点以下第3位	切上げ	小数点以下第2位
疲労累積係数	—	小数点以下第4位	切上げ	小数点以下第3位
許容応力*3	MPa	小数点以下第1位	切捨て	整数位

注記 *1：設計上定める値が小数点以下の場合は、小数点以下表示とする。

*2：絶対値が1000以上のときは、べき数表示とする。

*3：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，原子炉格納容器のビームシートの形状及び主要寸法を図 3-3～図 3-7 に，使用材料及び使用部位を表 3-1 に示す。

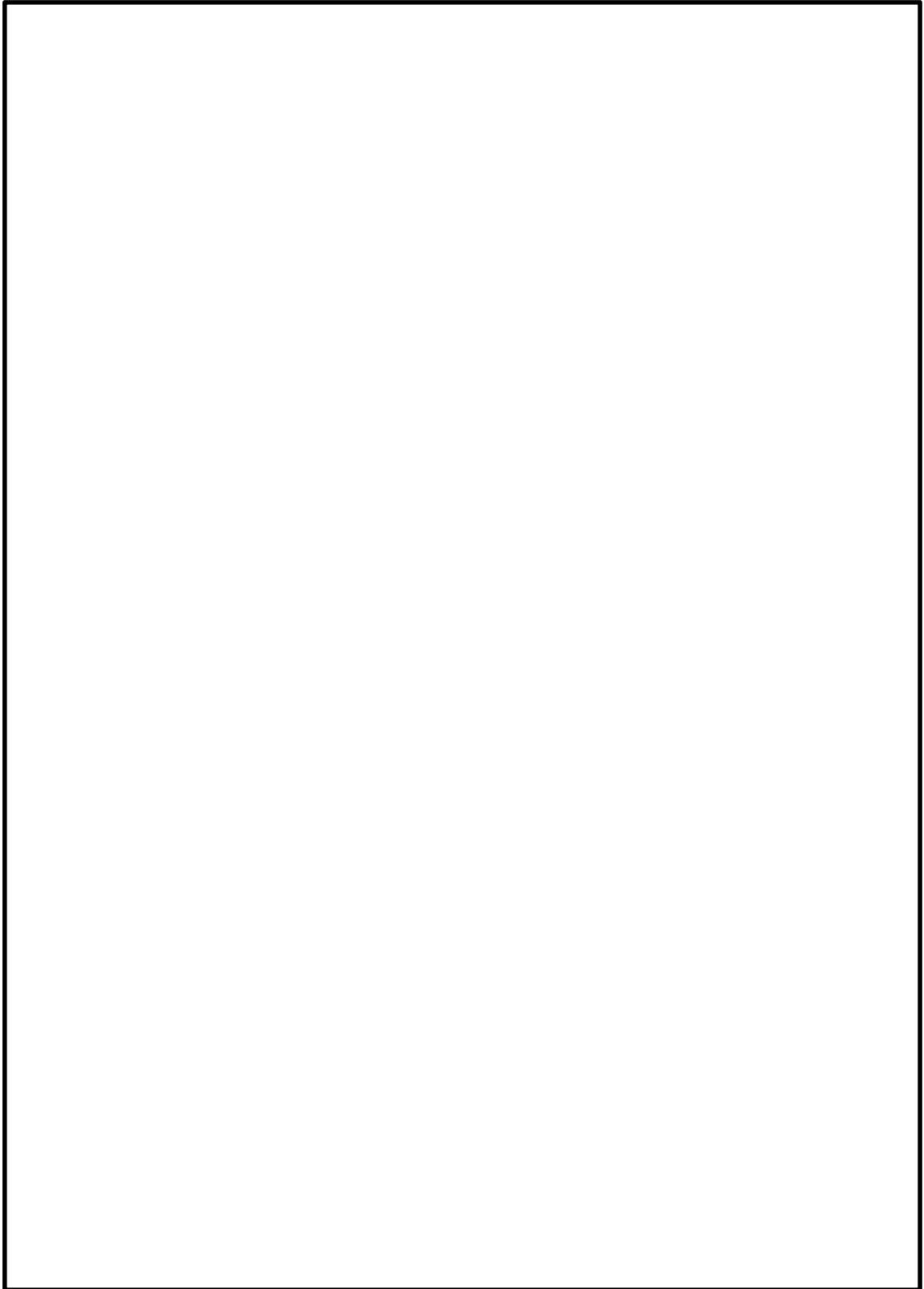


図 3-1 ドライウェル円錐部，サプレッション・チェンバ円筒部の形状及び主要寸法（単位：mm）

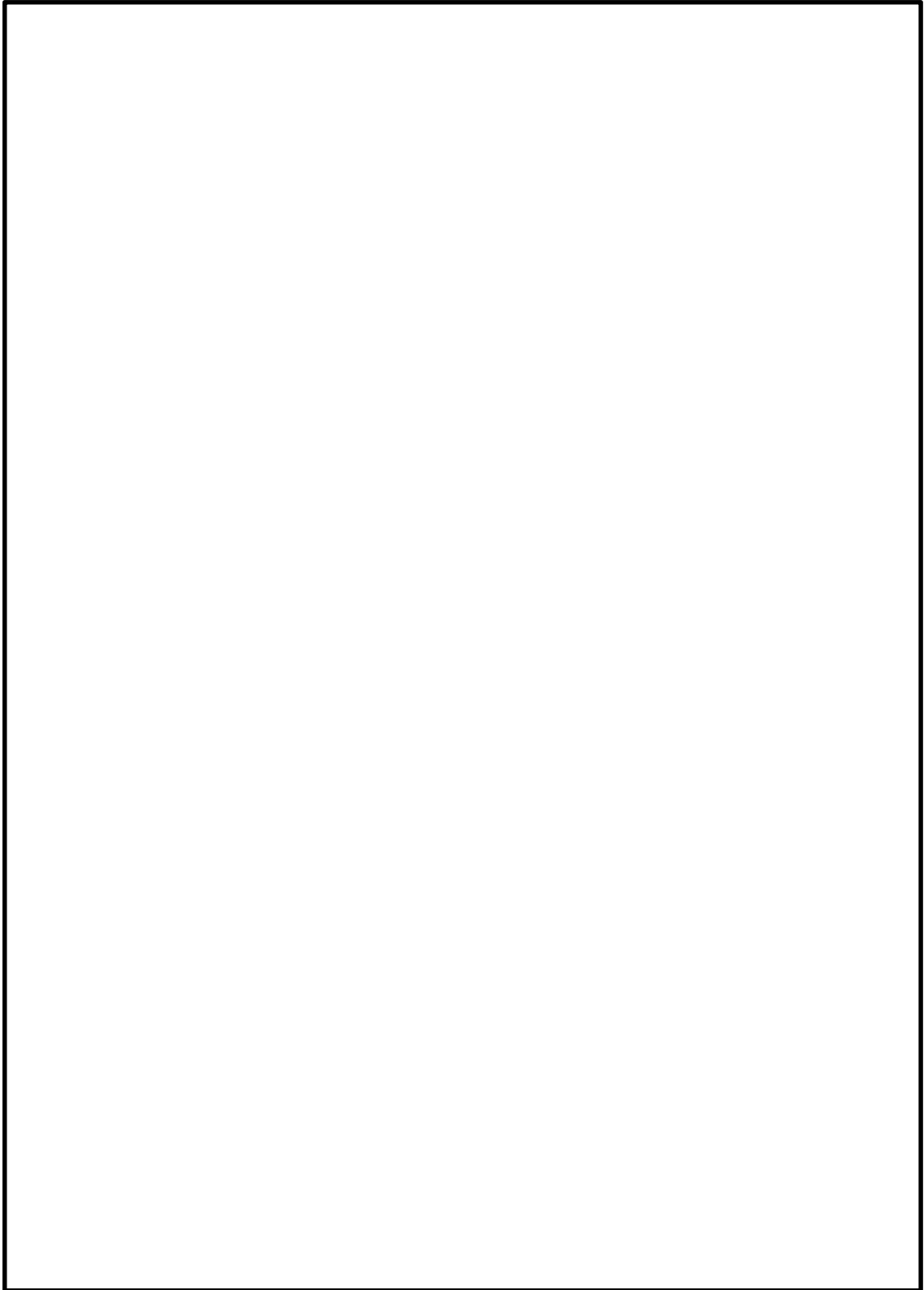


図 3-2 サプレッション・チェンバ円筒部，サンドクッション部の形状及び主要寸法（単位：mm）

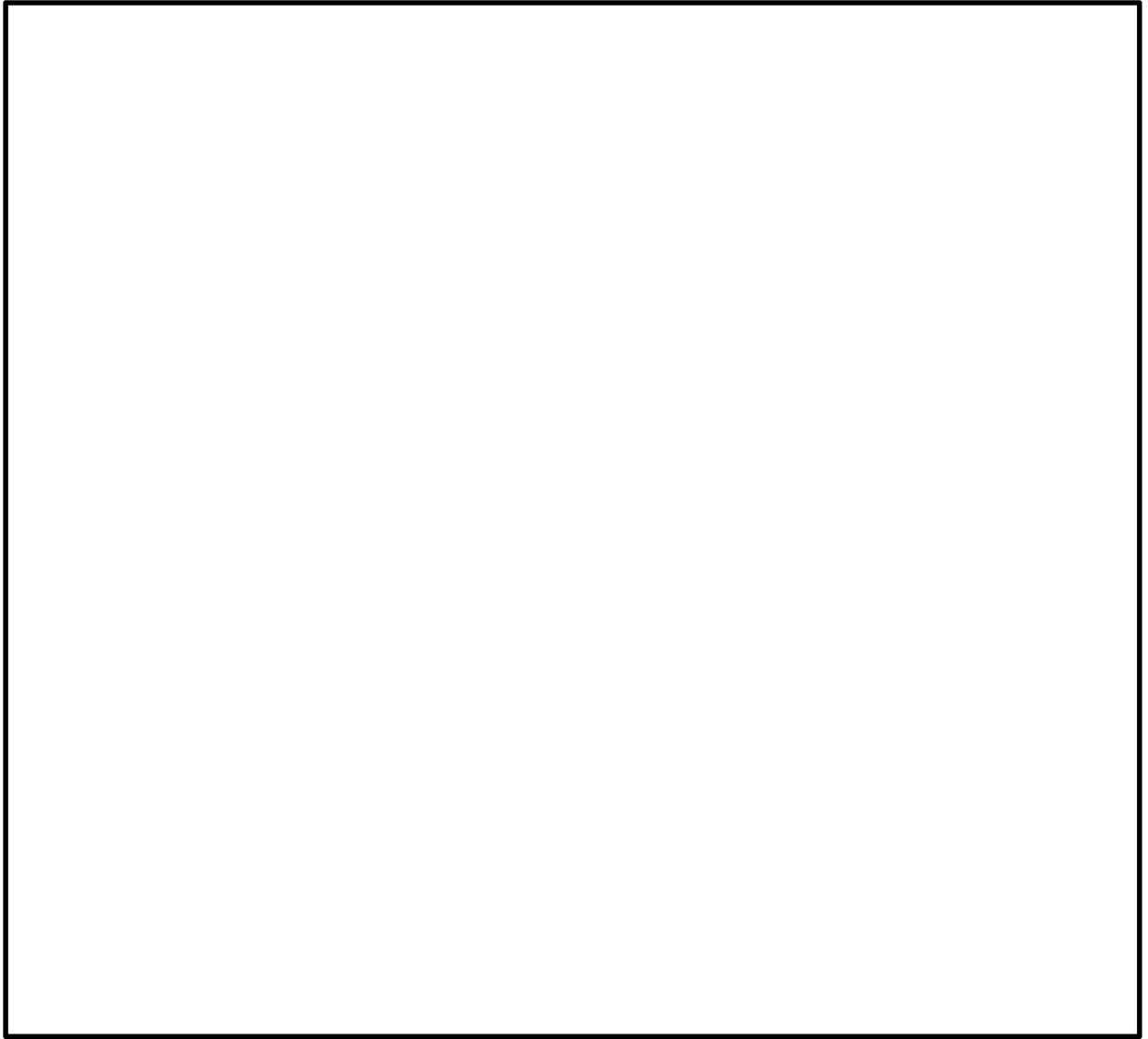


図 3-3 上段ビームシートの寸法及び名称 (単位 : mm)



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）

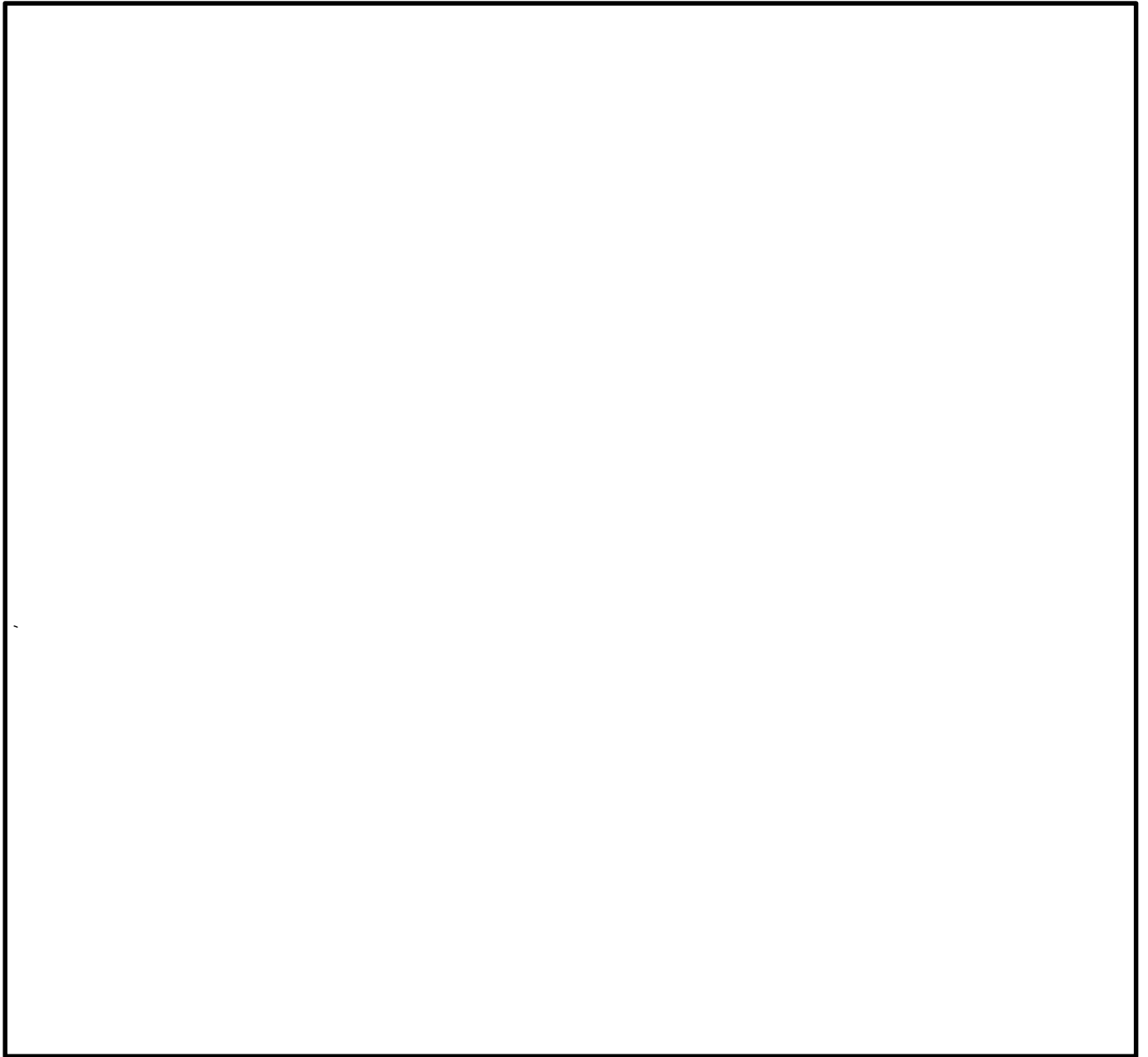


図 3-5 下段A ビームシート及び補強板 (単位 : mm)

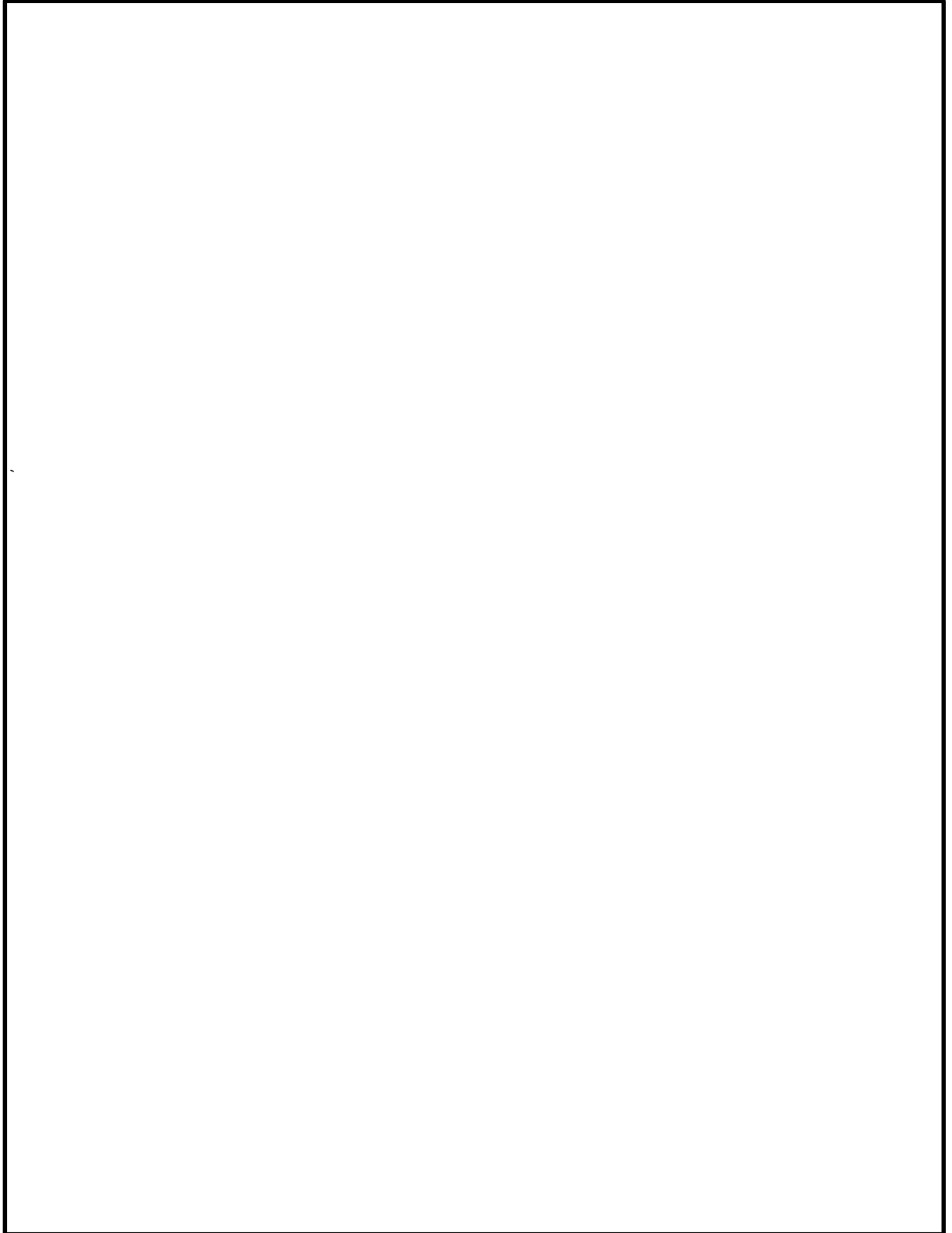


図 3-6 下段B ビームシート及び補強板 (単位 : mm)

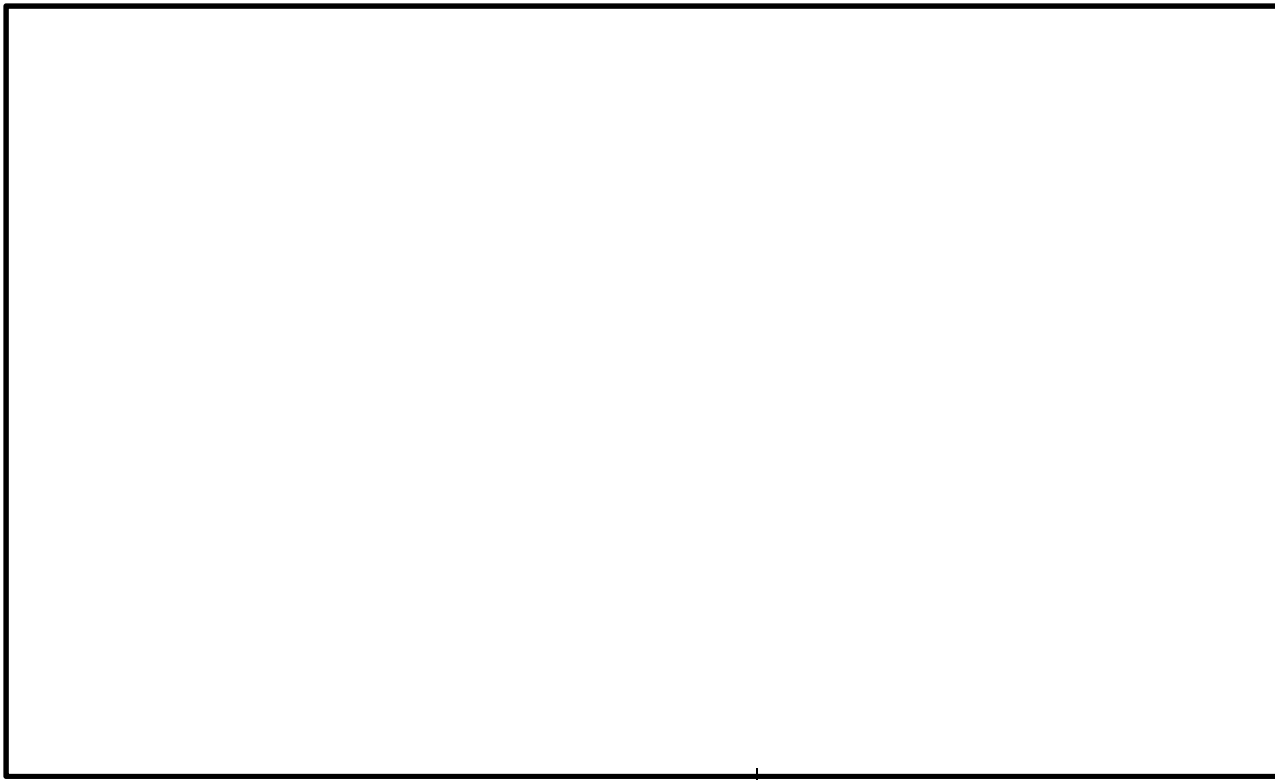


図 3-7 ビームシートの位置 (単位 : mm)

表 3-1 使用材料表

使用部位	使用材料		備考
ドライウェル円錐部	SGV49 相当		SGV480*
サプレッション・チェンバ 円筒部	SGV49 相当		SGV480*
ビームシート	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) 原子炉格納容器の水平地震荷重は、シアラグを介して原子炉建屋に伝達され、鉛直地震荷重はアンカー部を介して原子炉建屋基礎盤に支持される。原子炉格納容器の耐震評価として、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荷重を用いて構造強度評価を行う。
- (2) 構造強度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

原子炉格納容器の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 4-1 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。表で 사용되는記号は添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針」に従うものとする。

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4-1 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	原子炉格納容器胴	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	$D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s$	(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, SA7)	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 レス鋼及び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 _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。	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。)	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。					

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・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	171	131	229	423	-
	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	$P_L + P_b$	$P_L + P_b + Q$
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 *：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となため、一次一般膜応力の評価結果の記載については省略する。

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

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

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ダ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
機器搬入用ハッチ床に加わる荷重		N
所員用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) 逃がし安全弁作動時荷重

最大正圧 kPa
最大負圧 kPa

(8) 原子炉冷却材喪失事故時荷重

最大正圧 kPa
最大負圧 kPa

(9) 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る。

a. 原子炉格納容器胴の地震荷重

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 4-8 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。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 4-10 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-11 に示す。

表 4-8 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 4-9 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 4-10 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 4-11 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. ビームシートの地震荷重

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のうち、設計基準対象施設の評価に用いるものを表 4-12 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-13 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のうち、設計基準対象施設の評価に用いるものを表 4-14 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-15 に示す。

表 4-12 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 4-13 最大荷重（重大事故等対処設備）

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 4-14 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						

表 4-15 各取付位置における設計荷重（重大事故等対処設備）

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結合部の地震荷重

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 4-16 に，重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-17 に示す。また，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 4-18 に，重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-19 に示す。

表 4-16 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 4-17 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)

取付位置	重大事故等時		
	鉛直荷重	地震荷重	
		S _d	S _s
上段			
下段			

表 4-18 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				

表 4-19 水平方向地震荷重（重大事故等対処設備）

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				

4.3 設計用地震力

「4.2.4 (9) 地震荷重」に示す添付書類「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

原子炉格納容器胴の応力評価点は、原子炉格納容器胴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 4-20 及び図 3-1～図 3-6 に示す。

表 4-20 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結合部
P8	下段Aビームシート（補強板なし）との結合部
P9	下段Aビームシート（補強板あり）との結合部
P10	下段Bビームシートとの結合部

4.4.2 応力計算方法

荷重により原子炉格納容器に生じる応力の算出には、シェルモデルによる有限要素解析手法を適用する。また座屈評価は応力評価点 P5 及び P6 に対して行うこととし、「4.4.2.2 原子炉格納容器胴（応力評価点 P5 及び P6）の座屈評価」に記す方法を適用する。

4.4.2.1 原子炉格納容器胴（応力評価点 P1～P6）及びビームシートと原子炉格納容器胴の結合部（応力評価点 P7～P10）に生じる応力の算出

(1) 原子炉格納容器胴に作用する荷重による応力

原子炉格納容器胴に作用する各荷重による応力は、図 4-1 に示す原子炉格納容器胴の解析モデルを用いて算出する。機器の諸元を表 4-21 に示す。地震荷重による応力は、「4.2.4 (9) a. 原子炉格納容器胴の地震荷重」に基づく地震荷重を入力して算出する。

(2) ビームシートに作用する荷重による応力

ビームシートに作用する死荷重、地震荷重による応力は、ビームシートの解析モデルを用いて算出する。上段ビームシートの解析モデルを図 4-2 に、下段Aビームシート（補強板なし）の解析モデルを図 4-3 に、下段Aビームシート（補強板あり）の解析モデルを図 4-4 に、下段Bビームシート（補強板あり）の解析モデルを図 4-5 に示し、機器の諸元を表 4-21 に示す。地震荷重による応力は、「4.2.4 (9) b. ビームシートの地震荷重」に基づく地震荷重を入力して算出する。

(3) ビームシートとの結合部における原子炉格納容器胴に作用する荷重による応力

ビームシートとの結合部における原子炉格納容器胴に作用する圧力、死荷重及び地震荷重による応力は、図 4-1 に示す原子炉格納容器胴の解析モデルを用いて算出する。機器の諸元を表 4-21 に示す。地震荷重による応力は、「4.2.4 (9) c. ビームシートと原子炉格納容器の結合部の地震荷重」に基づく地震荷重を入力して算出する。

(4) 応力の足し合わせ

表 4-20 及び図 3-1～図 3-6 で示した応力評価点のうち原子炉格納容器胴（応力評価点 P1～P6）については、(1)で求めた応力を用いることとし、ビームシートと原子炉格納容器胴の結合部（応力評価点 P7～P10）については、(2)で求めたビームシートに作用する荷重による応力と、(3)で求めた原子炉格納容器胴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。

(5) 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。

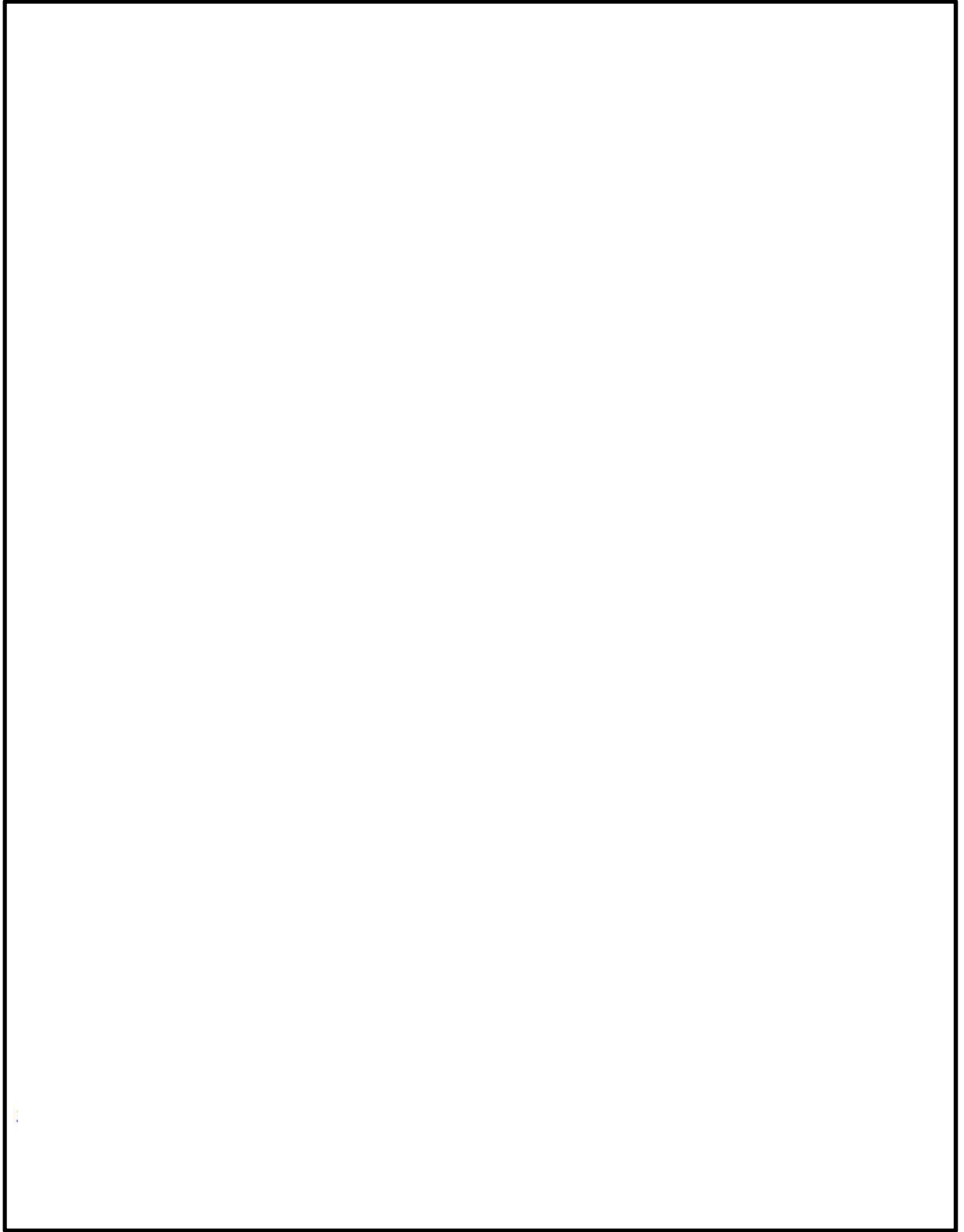


図 4-1(1) 原子炉格納容器胴の解析モデル (180 度モデル, 軸力, モーメント)

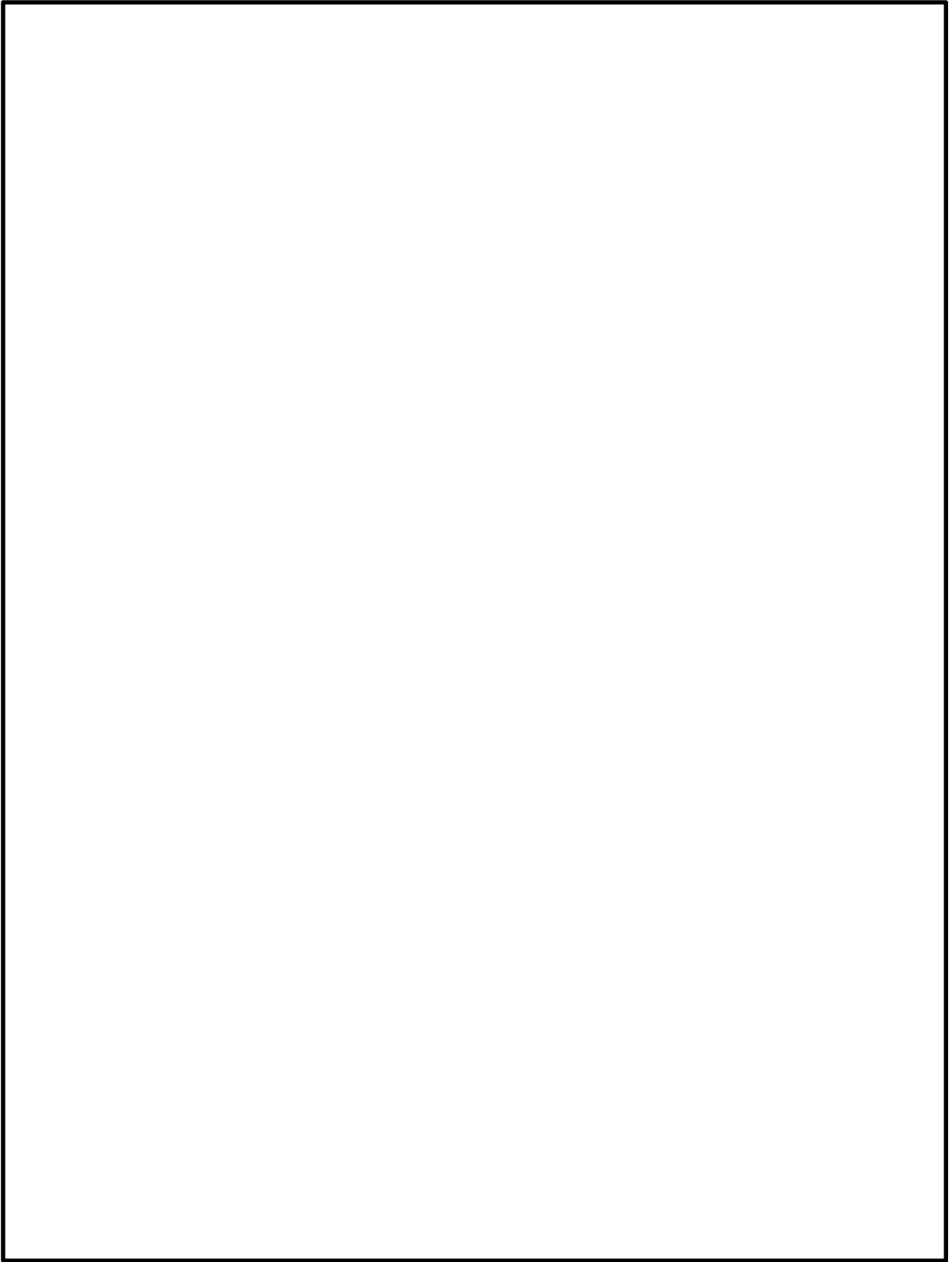


図 4-1(2) 原子炉格納容器胴の解析モデル
(90 度モデル, 圧力, 水頭圧, 逃がし安全弁作動時荷重)

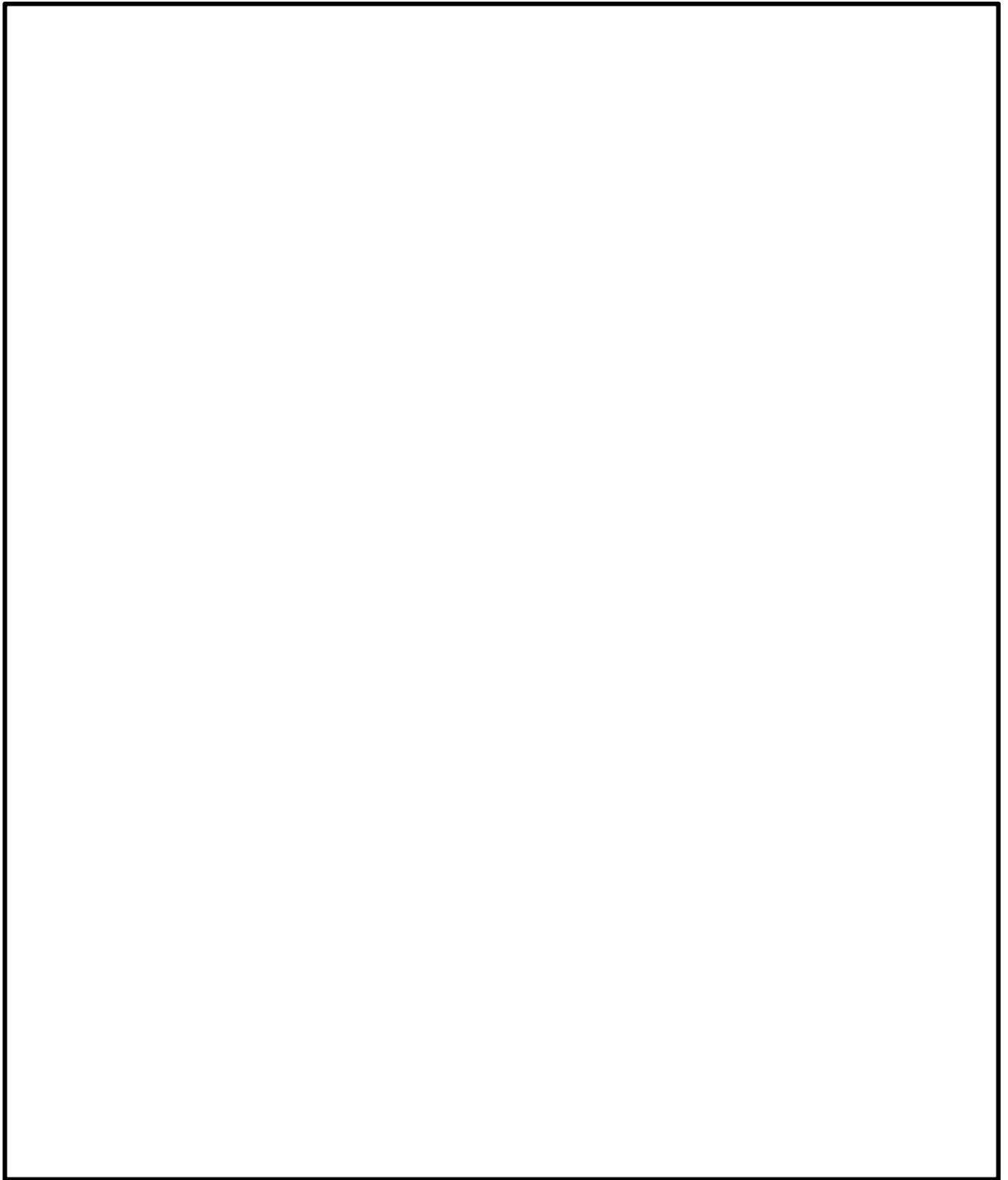


図 4-2 上段ビームシートの解析モデル

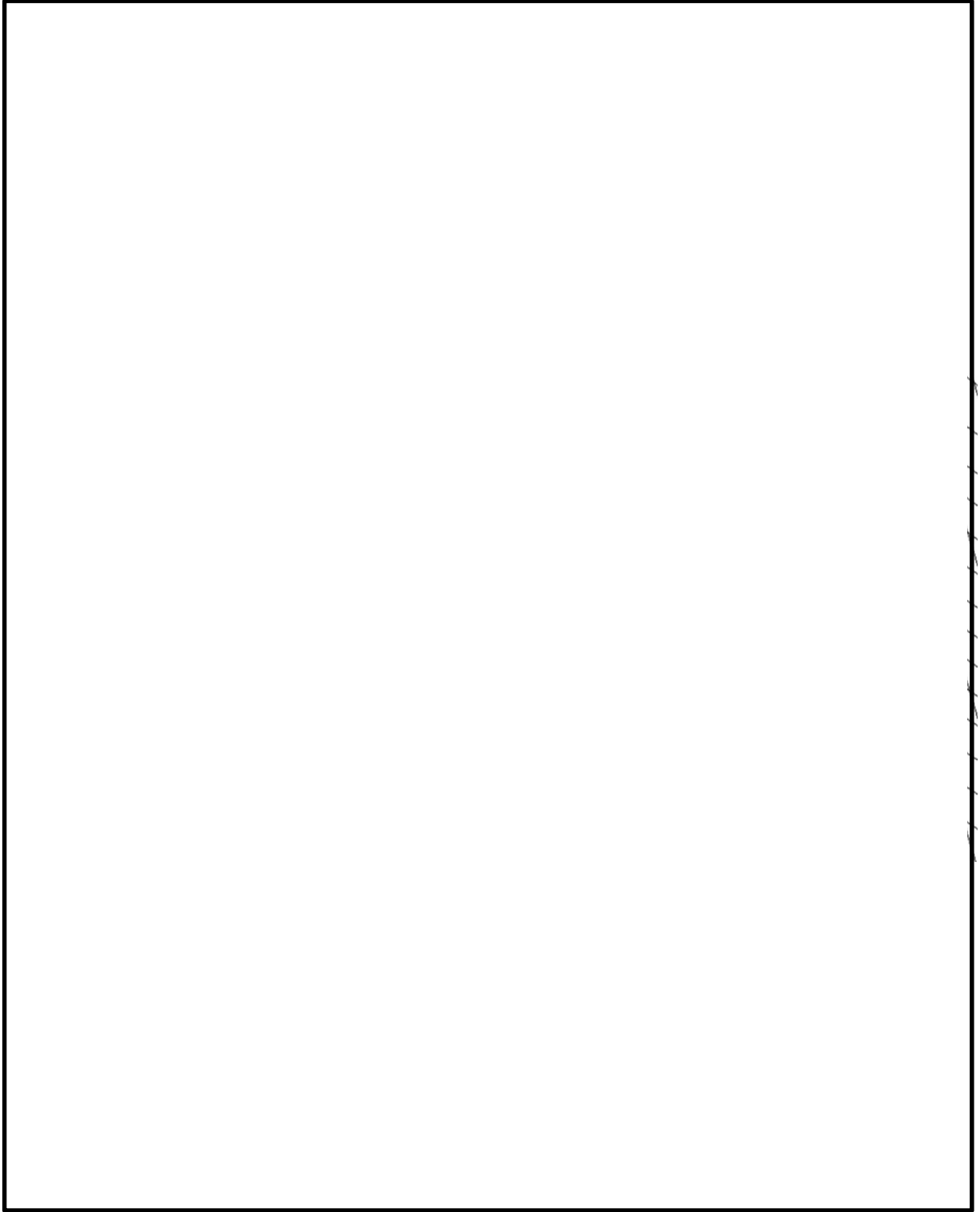


図 4-3 下段Aビームシート（補強板なし）の解析モデル

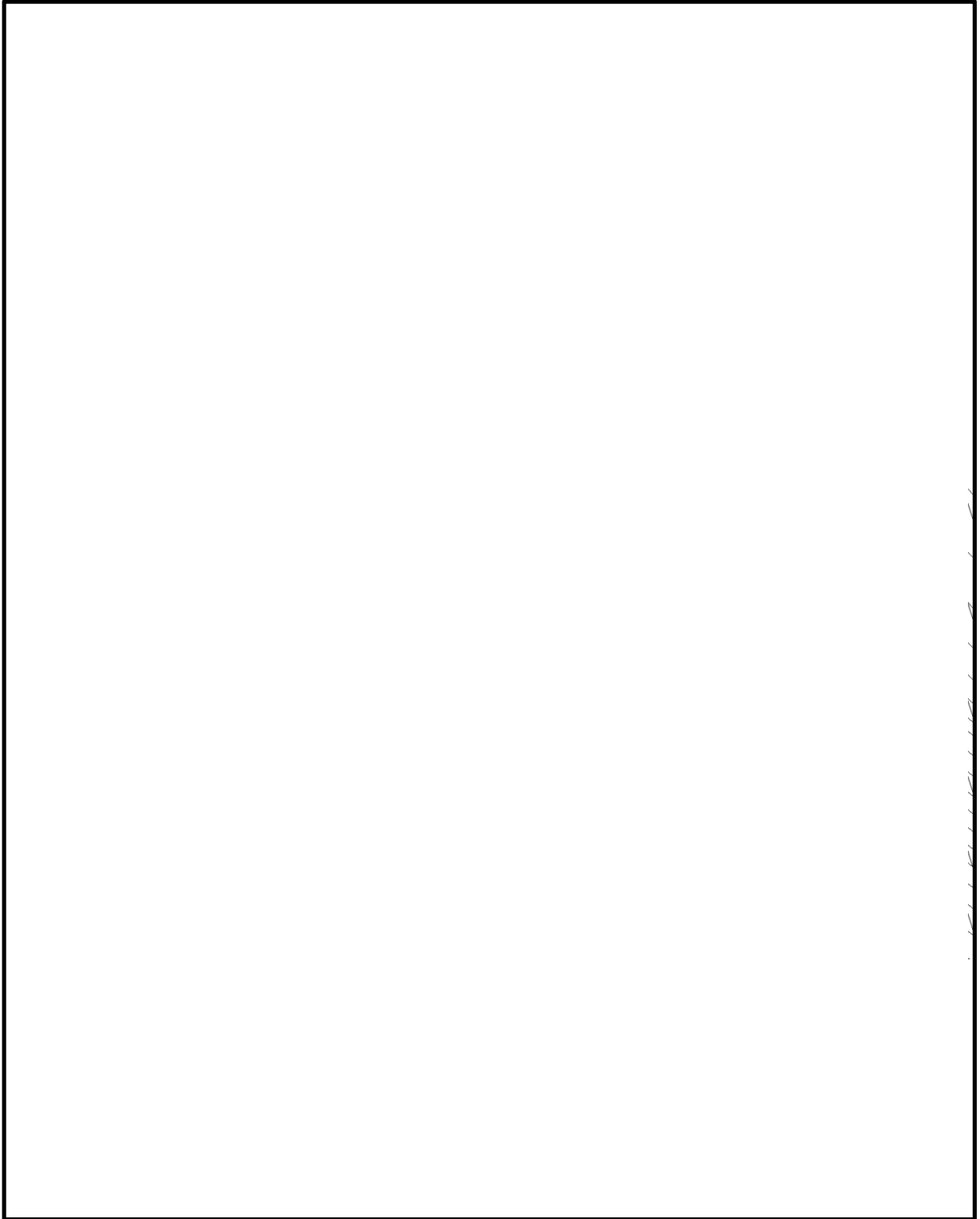


図 4-4 下段Aビームシート（補強板あり）の解析モデル

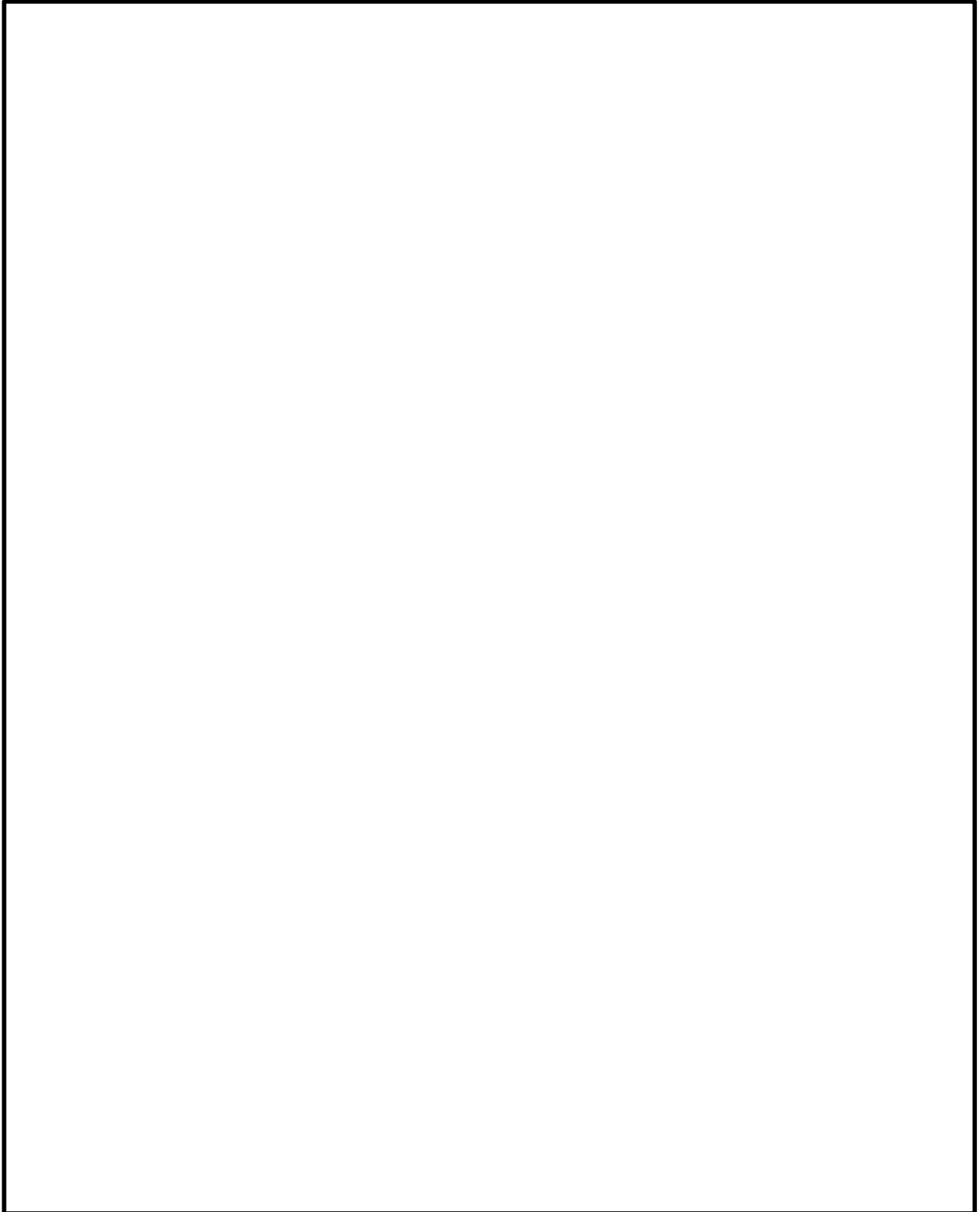


図 4-5 下段Bビームシート（補強板あり）の解析モデル

表 4-21 機器諸元

項目	記号	単位	入力値
材質	—	—	SGV480
質量	m _o	kg	—*1
温度条件*2	T	℃	66(ドライウエル 通常運転温度) 171(ドライウエル 最高使用温度) 32(サプレッション・チェンバ 通常運転温度) 104(サプレッション・チェンバ 最高使用温度)
縦弾性係数*2	E	MPa	200000(ドライウエル 通常運転温度) 193000(ドライウエル 最高使用温度) 202000(サプレッション・チェンバ 通常運転温度) 198000(サプレッション・チェンバ 最高使用温度)
ポアソン比	ν	—	0.3
要素数	—	個	図4-1～図4-5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：冷却材喪失事故後の最大内圧による解析は最高使用温度にて、その他の荷重による解析は通常運転温度にて行った。

4.4.2.2 原子炉格納容器胴（応力評価点 P5 及び P6）の座屈評価

(1) 評価荷重

応力評価点 P5 及び 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 (S_s)

・ 応力評価点 P5

軸圧縮荷重 P = N
 曲げモーメント M = N・mm

・ 応力評価点 P6

軸圧縮荷重 P = N
 曲げモーメント M = N・mm

b. 重大事故等対処設備としての評価荷重 (S_s)

・ 応力評価点 P5

軸圧縮荷重 P = N
 曲げモーメント M = N・mm

・ 応力評価点 P6

軸圧縮荷重 P = N
 曲げモーメント M = N・mm

(2) 評価式

応力評価点 P5 及び 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 : mm² (応力評価点 P5) mm² (応力評価点 P6)
 Z : mm³ (応力評価点 P5) mm³ (応力評価点 P6)

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、

$$\Phi_c \{\eta\} = 0.6 \frac{E}{\eta} \left[1 - 0.90k \left\{ 1 - \exp \left(-\frac{1}{16} \sqrt{\eta} \right) \right\} \right]$$

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,

$$\Phi_b\{\eta\} = 0.6 \frac{E}{\eta} \left[1 - 0.73 \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{1}{16}\sqrt{\eta}\right) \right\} \right]$$

α : 安全率で次に規定する値。許容応力状態Ⅲ_AS及びⅣ_AS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 : 1.98 × 10⁵ MPa 設計基準対象施設

1.93 × 10⁵ MPa 重大事故等対処設備

t :  mm (応力評価点 P5)  mm (応力評価点 P6)

R :  mm (応力評価点 P5)  mm (応力評価点 P6)

η : R / t

η_1 : 1200 g / F

η_2 : 8000 g / F

η_3 : 9600 g / F

F : 237 MPa 設計基準対象施設

229 MPa 重大事故等対処設備

4.5 計算条件

応力解析に用いる自重及び荷重は、「4.2 荷重の組合せ及び許容限界」及び「4.3 設計用地震力」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とともに、座屈評価で求めた値が 1.0 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、 $D + P + M + S_s$ 及び $D + P_L + M_L + S_d^*$ の評価を記載している。

(3) 疲労評価

許容応力状態Ⅳ_ASに対する疲労評価結果を表 5-2 及び表 5-3 に示す。

なお、添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」において疲労解析は不要であることを確認しており、地震動のみによる疲労累積係数が 1.0 以下であることを確認している。

表 5-1(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*1	備考
				発生値	許容値			
				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＋一次曲げ応力強さ	47	344	○	10	
			一次＋二次応力強さ	88	393	○	10	
	P2	円錐部の角度変化部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	54	344	○	10	
			一次＋二次応力強さ	96	393	○	10	
	P3	円錐部の板厚変化部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	31	344	○	9, 13	
			一次＋二次応力強さ	42	393	○	9, 13	
	P4	円錐部と円筒部の接合部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	70	356	○	13	
			一次＋二次応力強さ	140	393	○	10	
	P5	円筒部 (中央部)	一次一般膜応力強さ	37	237	○	13	
			一次膜＋一次曲げ応力強さ	37	356	○	13	
			一次＋二次応力強さ	52	393	○	10	
			座屈	0.65*2	1.0	○	—	単位なし
	P6	底部のフランジプレート との接合部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	42	356	○	13	
			一次＋二次応力強さ	102	393	○	10	
			座屈	0.59*	1.0	○	—	単位なし

注記 *1: 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计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: 保守的に D + P + M + S_s の評価結果を記載する。

表 5-1(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	荷重の 組合せ*	備考
				発生値	許容値			
				MPa	MPa			
原子炉格納容器胴	P7	上段ビームシートとの結 合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	61	344	○	10	
			一次+二次応力強さ	216	393	○	10	
	P8	下段Aビームシート（補 強板なし）との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	50	344	○	9	
			一次+二次応力強さ	218	393	○	9	
	P9	下段Aビームシート（補 強板あり）との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	47	344	○	9	
			一次+二次応力強さ	130	393	○	9	
	P10	下段Bビームシートとの 結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	61	344	○	9	
			一次+二次応力強さ	370	393	○	9	

注記 * : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计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*1	備考
				発生値	許容値			
				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+一次曲げ応力強さ	131	380	○	16	
			一次+二次応力強さ	60	393	○	16	
	P2	円錐部の角度変化部	一次膜+一次曲げ応力強さ	43	380	○	16	
			一次+二次応力強さ	76	393	○	16	
	P3	円錐部の板厚変化部	一次膜+一次曲げ応力強さ	86	380	○	16	
			一次+二次応力強さ	42	393	○	16	
	P4	円錐部と円筒部の接合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	107	387	○	16	
			一次+二次応力強さ	138	393	○	16	
	P5	円筒部 (中央部)	一次一般膜応力強さ	82	258	○	16	
			一次膜+一次曲げ応力強さ	82	387	○	16	
			一次+二次応力強さ	50	393	○	16	
			座屈	0.65*2	1.0	○	—	単位なし
	P6	底部のフランジプレート との接合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	65	387	○	16	
			一次+二次応力強さ	100	393	○	16	
			座屈	0.59*	1.0	○	—	単位なし

注記 *1: 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: 保守的に D + P + M + S_s の評価結果を記載する。

表 5-2(2) 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			
原子炉格納容器胴	P7	上段ビームシートとの結 合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	116	380	○	16	
			一次+二次応力強さ	214	393	○	16	
	P8	下段Aビームシート（補 強板なし）との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	112	380	○	16	
			一次+二次応力強さ	216	393	○	16	
	P9	下段Aビームシート（補 強板あり）との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	106	380	○	16	
			一次+二次応力強さ	128	393	○	16	
	P10	下段Bビームシートとの 結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	128	380	○	16	
			一次+二次応力強さ	370	393	○	16	

注記 * : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计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(3) 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			
原子炉格納容器胴	P1	円筒部と円錐部の接合部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	64	380	○	12	
			一次＋二次応力強さ	144	393	○	12	
	P2	円錐部の角度変化部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	73	380	○	12	
			一次＋二次応力強さ	156	393	○	12	
	P3	円錐部の板厚変化部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	53	380	○	11	
			一次＋二次応力強さ	90	393	○	11	
	P4	円錐部と円筒部の接合部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	112	387	○	14	
			一次＋二次応力強さ	284	393	○	12	
	P5	円筒部 (中央部)	一次一般膜応力強さ	60	258	○	14	
			一次膜＋一次曲げ応力強さ	60	387	○	14	
			一次＋二次応力強さ	98	393	○	12	
			座屈	0.65	1.0	○	—	単位なし
	P6	底部のフランジプレート との接合部	一次膜＋一次曲げ応力強さ	66	387	○	14	
			一次＋二次応力強さ	186	393	○	12	
			座屈	0.59	1.0	○	—	単位なし

注記 * : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计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(4) 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*1	備考
				発生値	許容値			
				MPa	MPa			
原子炉格納容器胴	P7	上段ビームシートとの結 合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	89	380	○	12	
			一次+二次応力強さ	286	393	○	12	
	P8	下段Aビームシート（補 強板なし）との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	79	380	○	11	
			一次+二次応力強さ	324	393	○	11	
	P9	下段Aビームシート（補 強板あり）との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	75	380	○	11	
			一次+二次応力強さ	210	393	○	11	
	P10	下段Bビームシートとの 結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	99	380	○	12	
			一次+二次応力強さ	544	393	×*2	12	
			疲労評価	0.821	1.0	○	—	単位なし

注記 *1：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：P10 の一次+二次応力評価結果は許容値を満足しないが、設計・建設規格 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 5-3 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 _ℓ (MPa)	S _ℓ '* (MPa)	N _a (回)	N _c (回)	疲労累積係数 N _c /N _a	備考
P10	544							0.821	

注記 * : S_ℓに (E_o/E) を乗じた値である。

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

E_o : 縦弾性係数

E : 運転温度の縦弾性係数

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 5-4 に示す。

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

(2) 疲労評価

許容応力状態 $V_A S$ に対する疲労評価結果を表 5-4 及び表 5-5 に示す。

なお、添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」において疲労解析は不要であることを確認しており、地震動のみによる疲労累積係数が 1.0 以下であることを確認している。

表 5-4(1) 許容応力状態 V_{AS} 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_{AS}		判定	荷重の 組合せ*1	備考
				発生値	許容値			
				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+一次曲げ応力強さ	232	380	○	SA6	
			一次+二次応力強さ	60	393	○	SA6	
	P2	円錐部の角度変化部	一次膜+一次曲げ応力強さ	71	380	○	SA6	
			一次+二次応力強さ	76	393	○	SA6	
	P3	円錐部の板厚変化部	一次膜+一次曲げ応力強さ	156	380	○	SA6	
			一次+二次応力強さ	42	393	○	SA6	
	P4	円錐部と円筒部の接合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	157	380	○	SA6	
			一次+二次応力強さ	138	393	○	SA6	
	P5	円筒部 (中央部)	一次一般膜応力強さ	227	253	○	SA6	
			一次膜+一次曲げ応力強さ	227	380	○	SA6	
			一次+二次応力強さ	80	393	○	SA6	
			座屈	0.65*2	1.0	○	—	単位なし
	P6	底部のフランジプレート との接合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	94	380	○	SA6	
			一次+二次応力強さ	168	393	○	SA6	
			座屈	0.98*	1.0	○	—	単位なし

注記 *1: 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。

*2: 保守的に $D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_S$ の評価結果を記載する。

表 5-4(2) 許容応力状態 V_{AS} 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_{AS}		判定	荷重の 組合せ*	備考
				発生値	許容値			
				MPa	MPa			
原子炉格納容器胴	P7	上段ビームシートとの結 合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	183	380	○	SA6	
			一次+二次応力強さ	214	393	○	SA6	
	P8	下段Aビームシート（補 強板なし）との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	189	380	○	SA6	
			一次+二次応力強さ	216	393	○	SA6	
	P9	下段Aビームシート（補 強板あり）との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	182	380	○	SA6	
			一次+二次応力強さ	128	393	○	SA6	
	P10	下段Bビームシートとの 結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	205	380	○	SA6	
			一次+二次応力強さ	370	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 5-4(3) 許容応力状態 V_AS 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			
原子炉格納容器胴	P1	円筒部と円錐部の接合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	116	381	○	SA8	
			一次+二次応力強さ	92	393	○	SA8	
	P2	円錐部の角度変化部	一次膜+一次曲げ応力強さ	52	381	○	SA8	
			一次+二次応力強さ	120	393	○	SA8	
	P3	円錐部の板厚変化部	一次膜+一次曲げ応力強さ	82	381	○	SA8	
			一次+二次応力強さ	88	393	○	SA8	
	P4	円錐部と円筒部の接合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	125	381	○	SA8	
			一次+二次応力強さ	278	393	○	SA8	
	P5	円筒部 (中央部)	一次一般膜応力強さ	143	254	○	SA8	
			一次膜+一次曲げ応力強さ	143	381	○	SA8	
			一次+二次応力強さ	146	393	○	SA8	
			座屈	0.65	1.0	○	—	単位なし
	P6	底部のフランジプレート との接合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	86	381	○	SA8	
			一次+二次応力強さ	304	393	○	SA8	
			座屈	0.98	1.0	○	—	単位なし

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 5-4(4) 許容応力状態 V_{AS} 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_{AS}		判定	荷重の 組合せ*1	備考
				発生値	許容値			
				MPa	MPa			
原子炉格納容器胴	P7	上段ビームシートとの結 合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	116	381	○	SA8	
			一次+二次応力強さ	284	393	○	SA8	
	P8	下段Aビームシート（補 強板なし）との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	109	381	○	SA8	
			一次+二次応力強さ	322	393	○	SA8	
	P9	下段Aビームシート（補 強板あり）との結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	107	381	○	SA8	
			一次+二次応力強さ	208	393	○	SA8	
	P10	下段Bビームシートとの 結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	132	381	○	SA8	
			一次+二次応力強さ	544	393	×*2	SA8	
			疲労評価	0.800	1.0	○	—	単位なし

注記 *1：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。

*2：P10 の一次+二次応力評価結果は許容値を満足しないが、設計・建設規格 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 5-5 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)	$S_\ell'^*$ (MPa)	N_a (回)	N_c (回)	疲労累積係数 N_c / N_a	備考
P10	544							0.800	

注記 * : S_ℓ に (E_o / E) を乗じた値である。

$$E_o = 2.07 \times 10^5 \text{ MPa} \quad E = 1.95 \times 10^5 \text{ MPa}$$

E_o : 縦弾性係数

E : 運転温度の縦弾性係数