

本資料のうち、枠囲みの内容は
商業機密の観点から公開できま
せん。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-工-B-19-0180_改3
提出年月日	2021年10月26日

VI-2-9-4-2 ベント管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 適用規格・基準等	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. 地震応答解析及び構造強度評価	7
4.1 地震応答解析及び構造強度評価方法	7
4.2 荷重の組合せ及び許容応力	7
4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態	7
4.2.2 許容応力	7
4.2.3 使用材料の許容応力評価条件	7
4.2.4 設計荷重	12
4.3 解析モデル及び諸元	14
4.4 固有周期	17
4.5 設計用地震力	28
4.6 計算方法	37
4.6.1 応力評価点	37
4.6.2 応力計算方法	38
4.7 計算条件	38
4.8 応力の評価	38
5. 評価結果	39
5.1 設計基準対象施設としての評価結果	39
5.2 重大事故等対処設備としての評価結果	43
6. 参照図書	47

1. 概要

本計算書は、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」及び「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」にて設定している構造強度の設計方針に基づき、ベント管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。

ベント管は、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。

なお、本計算書においては、新規制対応工認対象となる設計用地震力による荷重及び重大事故等時の荷重に対する評価について記載するものとし、前述の荷重を除く荷重によるベント管の評価は、平成 2 年 5 月 24 日付け元資庁第 14466 号にて認可された工事計画の添付書類（参照図書(1)）による（以下「既工認」という。）。

2. 一般事項

2.1 構造計画

ベント管の構造計画を表 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>ベント管は、ベントノズルを介してドライウェルに支持され、ベントヘッド及びダウンコマを支持する。</p> <p>鉛直方向荷重及び水平方向荷重は、ドライウェルを介して原子炉建屋に伝達される。</p> <p>ベント管は、サプレッションチェンバとベント管のベローズを介して接続されているが、ベローズにより振動が伝達しない構造であり、地震による揺れは、ドライウェルからベント管に入力される。</p>	<p>ベント管は、内径 <input type="text"/> mm、板厚 <input type="text"/> mm 及び <input type="text"/> mm の鋼製円筒構造物である。</p>	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	
		<p>ドライウェル <u>A-Aから見る</u></p> <p>ベントノズル</p> <p>ベント管</p> <p>A ↓</p> <p>C部</p> <p>サプレッションチェンバ</p>		<p><u>B部詳細</u></p> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p><u>C部詳細</u></p>
			(単位：mm)	

2.2 評価方針

ベント管の応力評価は、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」及び「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」にて設定した荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界に基づき、「3. 評価部位」にて設定する箇所に作用する設計用地震力による応力等が許容限界内に収まることを、「4. 地震応答解析及び構造強度評価」にて示す方法にて確認することを実施する。確認結果を「5. 評価結果」に示す。

ベント管の耐震評価フローを図 2-1 に示す。

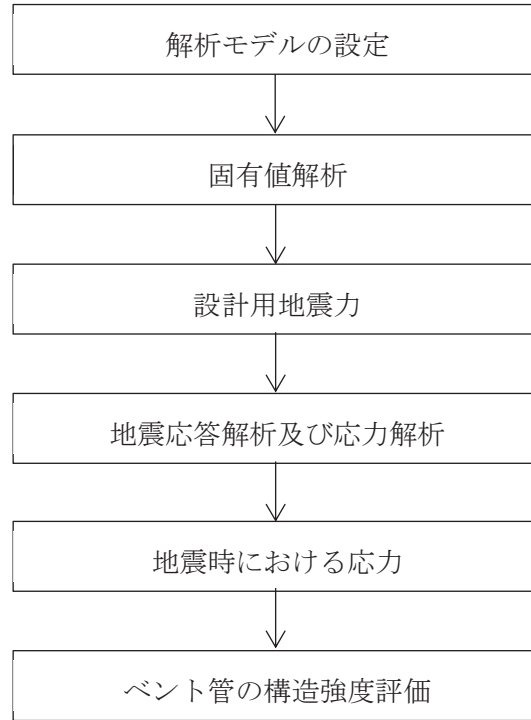


図 2-1 ベント管の耐震評価フロー

2.3 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 -1987）
- (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）
- (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）
- (4) J S M E S N C 1 -2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（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
C_i	地震層せん断力係数	—
C_v	鉛直方向設計震度	—
D	死荷重	—
D_i	直径 ($i = 1, 2, 3$)	mm
E	縦弾性係数	MPa
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	機械的荷重	—
M_L	地震と組み合わせる機械的荷重	—
M_{SAL}	機械的荷重 (SA 後長期 (L) 機械的荷重)	—
M_{SALL}	機械的荷重 (SA 後長期 (LL) 機械的荷重)	—
N_a	地震時の許容繰返し回数	—
N_c	地震時の実際の繰返し回数	—
P	圧力	—
P_L	地震と組み合わせる圧力	—
P_{SAL}	圧力 (SA 後長期 (L) 圧力)	kPa
P_{SALL}	圧力 (SA 後長期 (LL) 圧力)	kPa
S	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のいずれか大きい方の地震力	—
S_ℓ	繰返しピーク応力強さ	MPa
$S_{\ell'}$	補正繰返しピーク応力強さ	MPa
S_m	設計応力強さ	MPa
S_n	地震動による応力振幅	MPa
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_s	基準地震動 S_s により定まる地震力	—
S_u	設計引張強さ	MPa
S_y	設計降伏点	MPa
$S_y (RT)$	40℃における設計降伏点	MPa
t_i	厚さ ($i = 1, 2, 3$)	mm
T	温度	℃
T_{SAL}	温度 (SA 後長期 (L) 温度)	℃
T_{SALL}	温度 (SA 後長期 (LL) 温度)	℃
ν	ポアソン比	—
ASS	オーステナイト系ステンレス鋼	—
HNA	高ニッケル合金	—

2.5 計算精度と数値の丸め方

計算精度は、有効数字 6 桁以上を確保する。

表示する数値の丸め方は、表 2-2 に示すとおりである。

表 2-2 表示する数値の丸め方

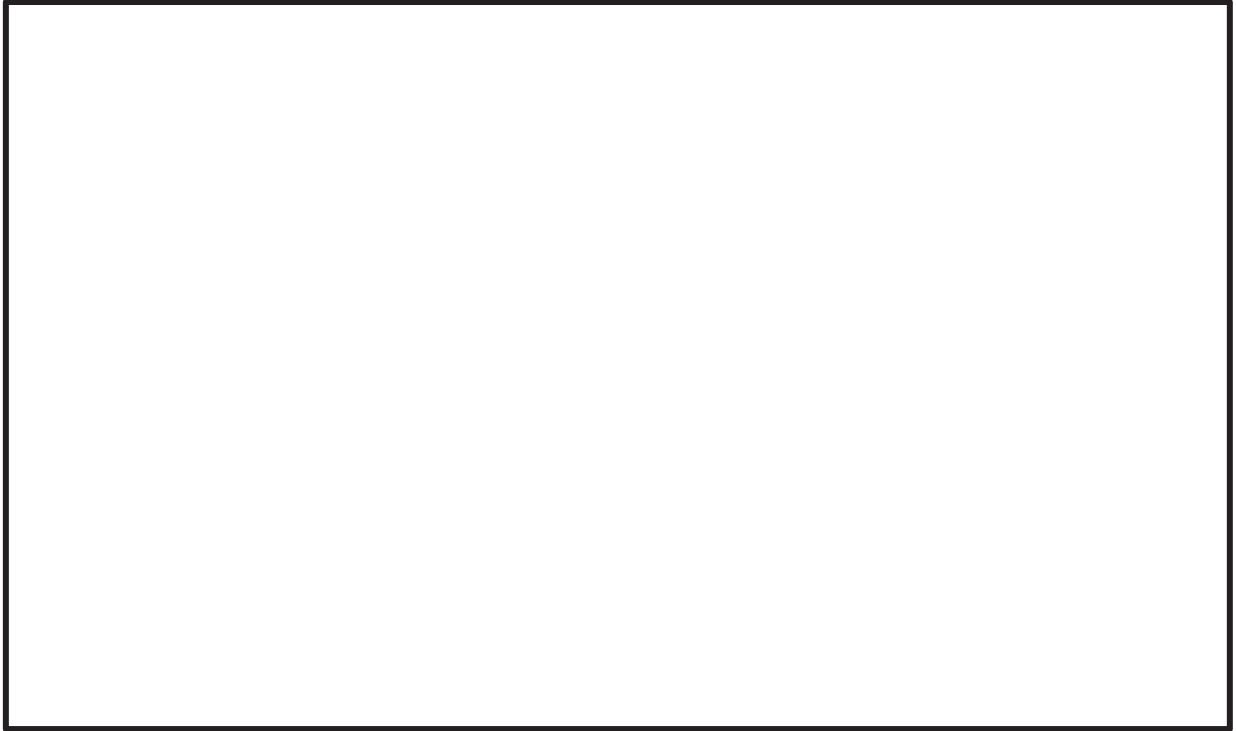
数値の種類	単位	処理桁	処理方法	表示桁
最高使用圧力	kPa	—	—	整数位 ^{*1}
温度	℃	—	—	整数位 ^{*1}
許容応力 ^{*2}	MPa	小数点以下第 1 位	切捨て	整数位
算出応力	MPa	小数点以下第 1 位	切上げ	整数位
長さ	mm	—	—	整数位
固有周期	s	小数点以下第 4 位	四捨五入	小数点以下第 3 位
震度	—	小数点以下第 3 位	切上げ	小数点以下第 2 位
縦弾性係数	MPa	有効数字 4 桁目	四捨五入	有効数字 3 桁
刺激係数	—	小数点以下第 4 位	四捨五入	小数点以下第 3 位
質量	kg	有効数字 4 桁目	四捨五入	有効数字 3 桁

注記*1：設計上定める値が小数点以下第 1 位の場合は、小数点以下第 1 位表示とする。

*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

ベント管の形状及び主要寸法を図 3-1 に，評価部位及び使用材料を表 3-1 に示す。



- | | |
|------------------------------|------------------------------|
| ① ベント管 | ② ベントヘッド |
| ③ 真空破壊装置スリーブ | ④ 補強リブ |
| $D_1 =$ <input type="text"/> | $D_2 =$ <input type="text"/> |
| $t_1 =$ <input type="text"/> | $t_2 =$ <input type="text"/> |
| | $D_3 =$ <input type="text"/> |
| | $t_3 =$ <input type="text"/> |

(単位：mm)

図 3-1 ベント管の形状及び主要寸法

表 3-1 評価部位及び使用材料表

評価部位	使用材料
ベント管 真空破壊装置スリーブ	SGV480

4. 地震応答解析及び構造強度評価

4.1 地震応答解析及び構造強度評価方法

(1) ベント管は、ベントノズルを介してドライウエルに支持された構造であり、鉛直方向荷重及び水平方向荷重は、ドライウエルを介して原子炉建屋に伝達される。

ベント管に作用する地震力は、添付書類「VI-2-1-7 設計用床応答曲線の作成方針」から求められる水平及び鉛直の固有周期に応じた応答加速度に基づき、スペクトルモーダル解析を用いて算出する。ベント管の耐震評価として、上記の応答解析に基づき算出した地震力を用いて、構造強度評価を行う。

(2) 構造強度評価に用いる寸法は、公称値を用いる。

(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応力

4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態

ベント管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。

詳細な荷重の組合せは、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计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、組み合わ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 許容応力

ベント管の許容応力は、添付書類「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」に基づき表 4-3 に示すとおりとする。

4.2.3 使用材料の許容応力評価条件

ベント管の使用材料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。

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	圧力低減設備その他の安全設備	ベント管	S	クラスMC容器	D + P + M + S _d [*]	(9) (10) ^{*2} (13) (15)	Ⅲ _A S
						D + P + M + S _s	(11) (12) ^{*2} (14)
					D + P _L + M _L + S _d [*]	(16) ^{*3}	Ⅳ _A S

注記*1：()内は添付書類「VI-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3-6の荷重の組合せのNo.を示す。

*2：運転状態Ⅰによる燃料交換時の活荷重は、ベント管に作用しないことから、荷重の組合せとして考慮せず評価しない。

*3：冷却材喪失事故後の最大内圧を考慮する。

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	圧力低減設備その他の安全設備	ベント管	常設耐震／防止 常設／緩和	重大事故等 クラス2容器	$D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d$ ^{*3}	(V(L)-1)	V_{AS} ^{*4}
					$D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s$	(V(LL)-1)	V_{AS} ^{*4}

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「VI-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 3-7 の荷重の組合せの No. を示す。

*3：重大事故等後の最高内圧及び最高温度との組合せを考慮する。

*4： V_{AS} として IV_{AS} の許容限界を用いる。

表4-3 クラスMC容器及び重大事故等クラス2容器の許容応力

応力分類 許容 応力状態	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
III _A S	S _y と0.6・S _u の小さい方。ただし、ASS及びHNAについては、1.2・Sとする。	左欄のα倍の値 ^{*4}		
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。ただし、ASS及びHNA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α倍の値 ^{*4}	3・S ^{*1} 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。	*2, *3 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 ^{*5}				

注記*1：3・Sを超えるとき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。また、S_mはSと読み替える。）の簡易弾塑性解析を用いる。

*2：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。

*3：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。

*4：設計・建設規格 PVB-3111に基づき、純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比または1.5のいずれか小さい方の値（α）を用いる。

*5：V_ASとしてIV_ASの許容限界を用いる。

表 4-4 使用材料の許容応力評価条件 (設計基準対象施設)

評価部位 (応力評価対象)	材料	温度条件 (°C)		S (MPa)	S _y (MPa)	S _u (MPa)	S _y (R T) (MPa)
ベント管	SGV480	周囲環境 温度	171	131	229	423	—

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)

評価部位 (応力評価対象)	材料	温度条件 (°C)		S (MPa)	S _y (MPa)	S _u (MPa)	S _y (R T) (MPa)
ベント管	SGV480	周囲環境 温度	178 ^{*1}	131	228	422	—
		周囲環境 温度	111 ^{*2}	131	236	429	—

注記*1：SA 後長期 (L) のドライウエル温度を考慮する。

*2：SA 後長期 (LL) のドライウエル温度を考慮する。

4.2.4 設計荷重

(1) 設計基準対象施設としての設計荷重

設計基準対象施設としての設計荷重である，最高使用圧力及び最高使用温度は，既工認（参照図書(1)）からの変更はなく，**以下のとおりとする。**

a. 最高使用圧力及び最高使用温度

内圧	427kPa
外圧	13.7kPa
温度	171℃

b. 死荷重

ベント管，ベントヘッド，ダウンカメラ及び真空破壊装置等の自重を死荷重とする。

死荷重 kg

c. ベント管ベローズ反力

ベント管ベローズ反力は微少なため無視する。

d. 冷却材喪失事故時荷重

(a) 事故時圧力

事故時圧力は，冷却材喪失事故後の最大内圧とする。

サプレッションチェンバ内のベント管内圧	157kPa
サプレッションチェンバ外のベント管内圧	324kPa

e. サプレッションチェンバ水位

水位 O.P. -3800mm

(2) 重大事故等対処設備としての設計荷重

a. 重大事故対処設備としての評価圧力及び温度

重大事故等対処設備としての評価圧力及び評価温度は、添付書類「VI-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、以下のとおりとする。

内圧 P_{SAL}	640kPa (SA 後長期 (L))
内圧 P_{SALL}	427kPa (SA 後長期 (LL))
内圧 (差圧) P_{SAL}	35kPa (SA 後長期 (L))
内圧 (差圧) P_{SALL}	35kPa (SA 後長期 (LL))
温度 T_{SAL}	178°C (SA 後長期 (L))
温度 T_{SALL}	111°C (SA 後長期 (LL))

b. 死荷重

ベント管，ベントヘッド，ダウンコマ及び真空破壊装置等の自重を死荷重とし，設計基準対象施設としての荷重と同じであるため，「4.2.4 設計荷重」の(1)に示すとおりである。

c. ベント管ベローズ反力

ベント管ベローズ反力は微少なため無視する。

d. サプレッションチェンバ水位

重大事故等対処設備におけるサプレッションチェンバ水位は，以下のとおりとする。

水位	O.P.	-1514mm
----	------	---------

4.3 解析モデル及び諸元

(1) 設計基準対象施設としての解析モデル及び諸元

設計基準対象施設としての評価は、ベント管、ベントヘッド及びダウンカマ質量並びにサブプレッションチェンバ内部水の影響を考慮して固有値解析及び地震応答解析（スペクトルモーダル解析）を実施する。

解析モデルの概要を以下に示す。

- a. ベント管、ベントヘッド及びダウンカマは、その径に対して板厚が比較的薄く、また、各機器の挙動が相互に影響し合うことを考慮し、各部位の発生応力を詳細にみるため、ベント系全体をシェル要素でモデル化した FEM モデルを用いる。また、各所の補強部材のうち、ベント管ガセット、ベントヘッドリング及びダウンカマリング等の板材はシェル要素によりモデル化し、筋交い、下部支持サポート及びベントヘッドサポート等の棒材は、はり要素によりモデル化する。解析モデルを図 4-1 に、機器の諸元を表 4-6 に示す。
- b. 拘束条件は、ベントヘッドサポートとサブプレッションチェンバ強め輪の結合部の
 なお、ベントヘッドサポートとサブプレッションチェンバ強め輪は また、ベント管とドライウエルの結合部の
 各結合部のばね定数は、結合部の形状に応じて算出する。算出したばね定数を表 4-7 及び表 4-8 に示す。
- c. サブプレッションチェンバ内部水の影響を考慮するため、ダウンカマの内包する水の質量及び水中振動に伴い各部に作用する付加質量を没水部範囲に付加する。水中振動に伴い各部に作用する付加質量は、没水する各部の形状を考慮して算出する。なお、ベント系に蒸気が流入した際、ダウンカマ水位は低下するものの、水位低下を考慮せず、保守的にサブプレッションチェンバの水位をダウンカマ内水位として設定する。
- d. 解析コードは「ANSYS」を使用する。なお、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「VI-5 計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(2) 重大事故等対処設備としての解析モデル及び諸元

重大事故等対処設備としての評価は、ベント管、ベントヘッド及びダウンカマ質量並びにサブプレッションチェンバ内部水の影響を考慮して固有値解析及び地震応答解析（スペクトルモーダル解析）を実施する。重大事故等時の解析モデルは、設計基準対象施設と同じとする。機器の諸元を表 4-6 に示す。

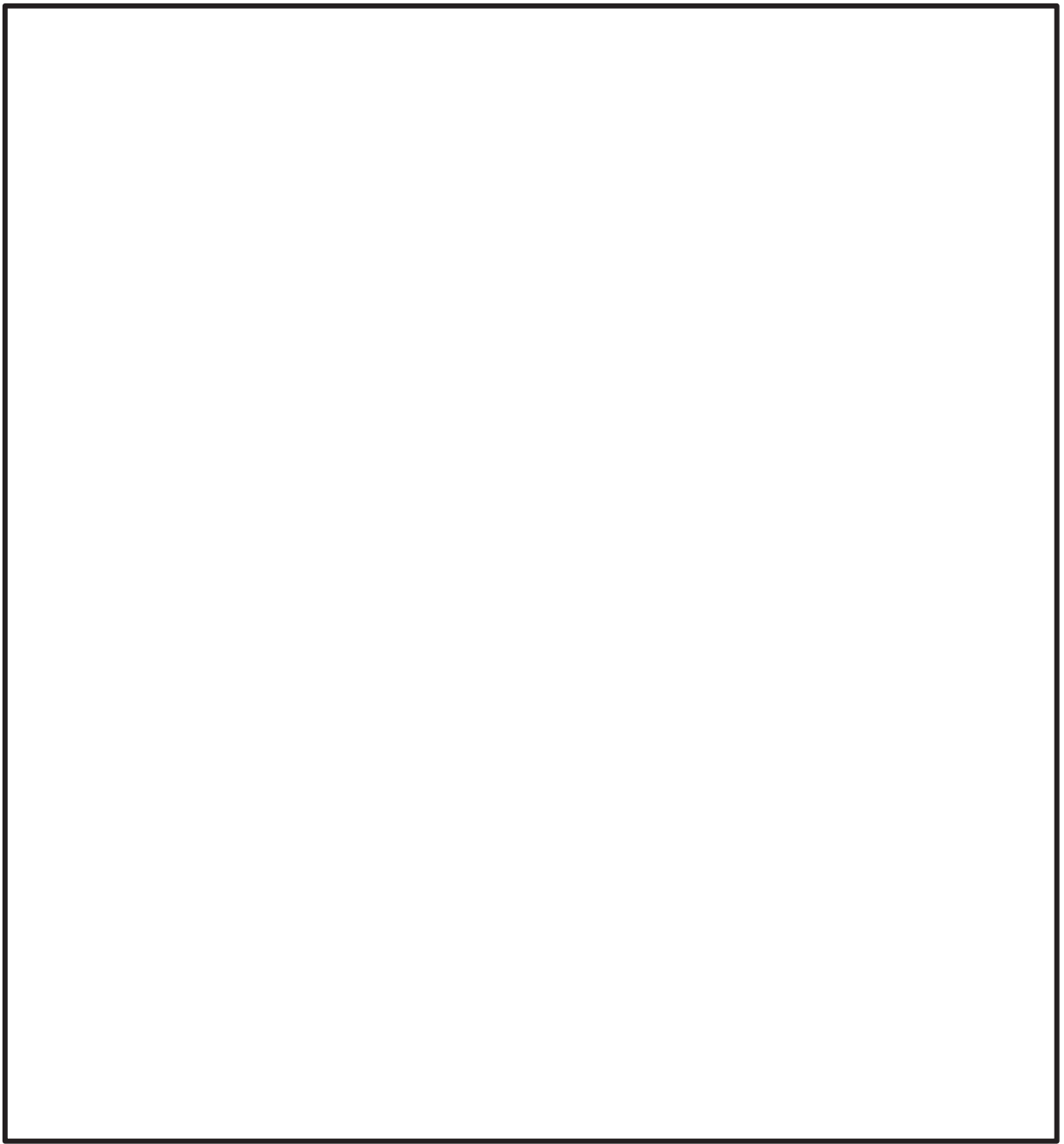


図 4-1 解析モデル

表 4-6 機器諸元

項目	記号	単位	入力値	
			設計基準対象施設	重大事故等対処設備
材質	—	—	SGV480	
機器質量 ^{*1}	—	kg		
水密度	—	ton/m ³		
水位 ^{*2}	—	mm	0. P. -3800	0. P. -1514
温度条件 ^{*3}	T	℃		
縦弾性係数	E	MPa		
ポアソン比	ν	—		
要素数	—	—		
節点数	—	—		

注記*1：解析モデルでは質量密度として考慮する。

*2：サプレッションチェンバ水位を示す。

*3：ドライウェルの通常運転時温度と評価温度の平均値を示す。

表 4-7 結合部のばね定数 (ベントノズル)

	半径 (R) 方向 並進ばね定数 (N/mm)	周 (θ) 方向周り 回転ばね定数 (N・mm/rad)	鉛直 (Z) 方向周り 回転ばね定数 (N・mm/rad)
設計基準対象施設			
重大事故等対処設備			

表 4-8 結合部のばね定数 (ベントヘッドサポート)

	位置	各軸方向並進ばね定数 (N/mm)			各軸回り回転ばね定数 (N・mm/rad)	
		R	Z	θ	R	Z
設計基準 対象施設	下部内側					
	下部外側					
	上部内側					
	上部外側					
重大事故等 対処設備	下部内側					
	下部外側					
	上部内側					
	上部外側					

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4.4 固有周期

(1) 設計基準対象施設としての固有周期

設計基準対象施設の固有周期は、「4.2.4 評価荷重」に示す最高使用温度及びサブプレッションチェンバ内部水の影響を考慮し、図 4-1 に示す解析モデルにより算出する。固有周期を表 4-9 に、振動モード図を 3 次まで代表して図 4-2 にそれぞれ示す。固有周期は 0.05 秒を超えており、柔構造であることを確認した。

表 4-9 固有周期 (設計基準対象施設) (その 1)

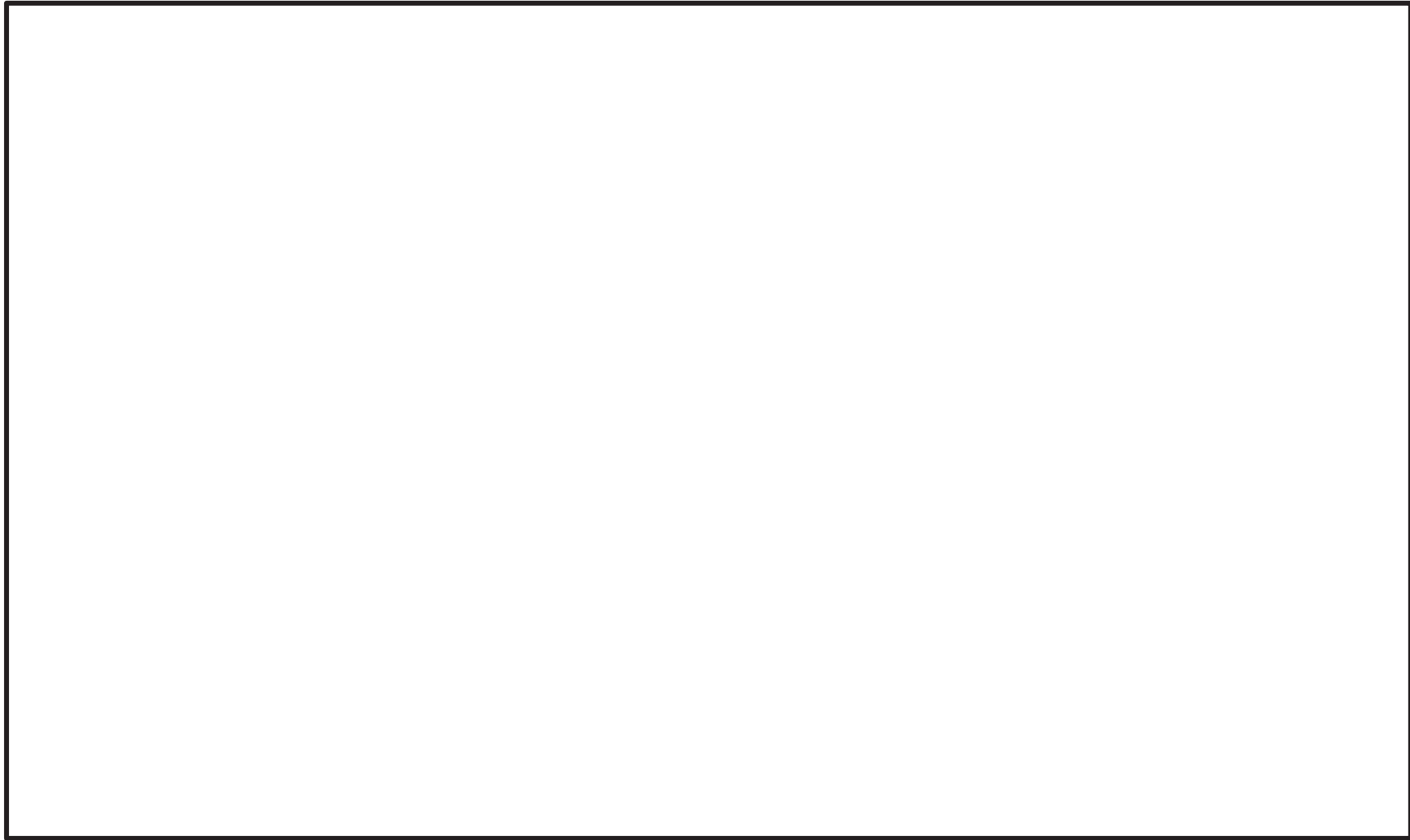
モード	固有周期 (s)	刺激係数*		
		X方向	Y方向	Z方向
1次				
2次				
3次				
9次				
13次				
14次				
17次				
18次				
21次				
29次				
30次				
31次				
32次				
39次				
40次				
45次				
46次				
53次				
54次				
55次				
62次				
63次				
64次				
70次				
71次				

注記*：刺激係数は、モード質量を正規化し、固有ベクトルと質量マトリックスの積から算出した値を示す。刺激係数が全方向 0 のものは記載を省略する。

表 4-9 固有周期 (設計基準対象施設) (その 2)

モード	固有周期 (s)	刺激係数*		
		X方向	Y方向	Z方向
72 次				
78 次				
79 次				
80 次				
81 次				
82 次				
83 次				
85 次				
86 次				
87 次				
88 次				
89 次				
90 次				
97 次				
98 次				
99 次				
100 次				
101 次				
102 次				
115 次				
116 次				
117 次				
118 次				
119 次				
120 次				
131 次				
132 次				
133 次				
136 次				

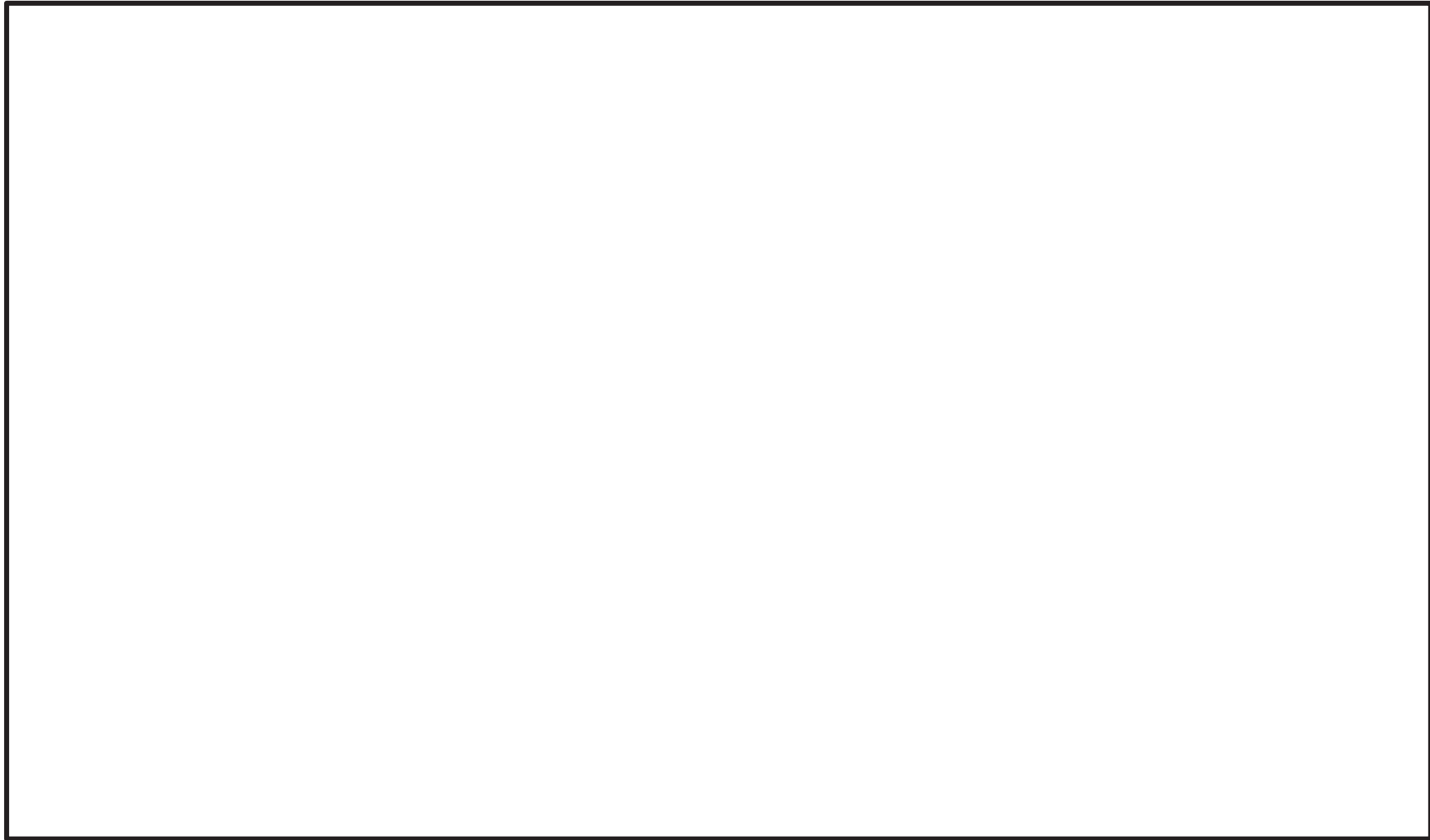
注記* : 刺激係数は、モード質量を正規化し、固有ベクトルと質量マトリックスの積から算出した値を示す。刺激係数が全方向 0 のものは記載を省略する。



1次モード

図 4-2 振動モード図（設計基準対象施設）（その 1）

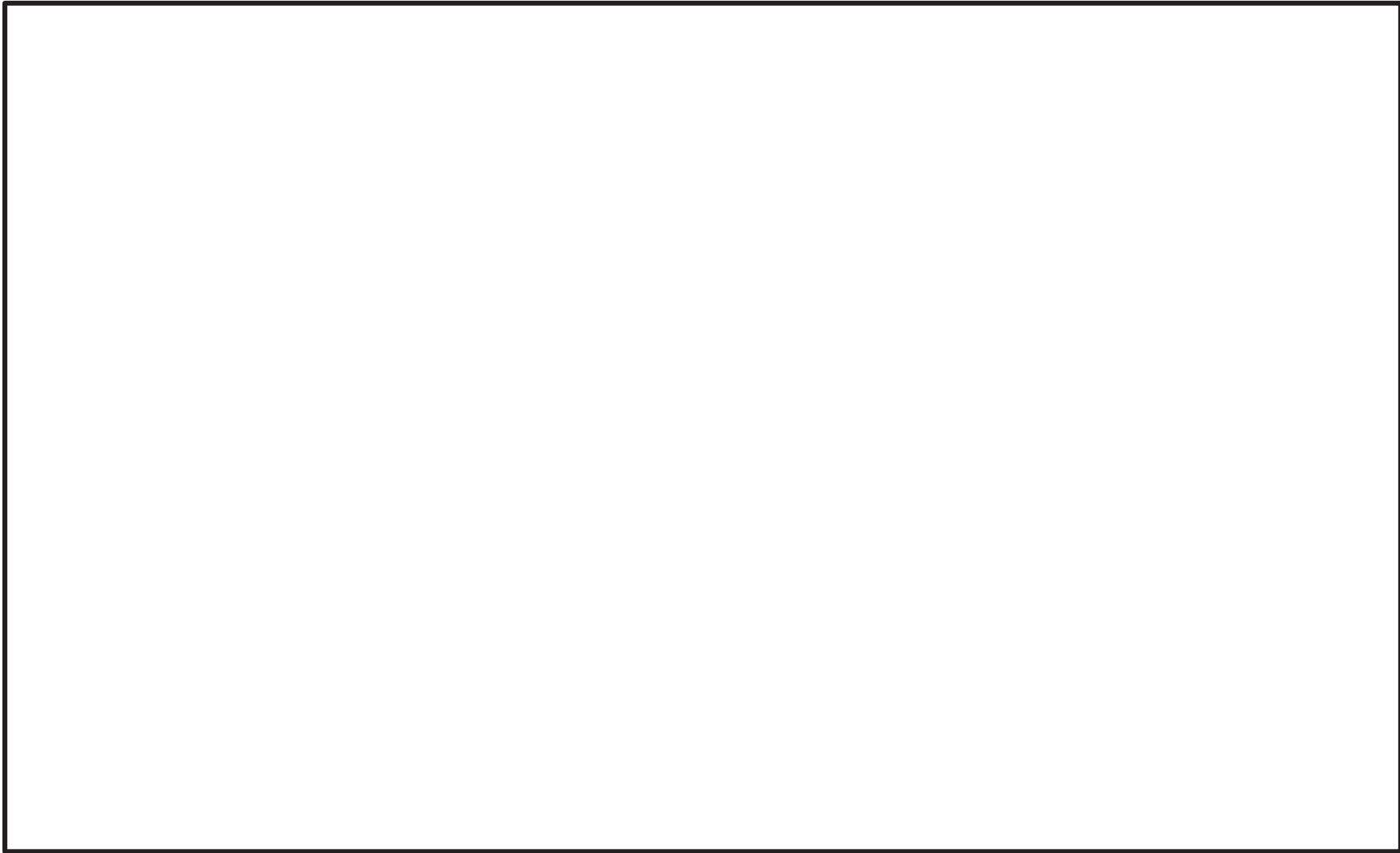
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



2次モード

図 4-2 振動モード図（設計基準対象施設）（その 2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



3次モード

図 4-2 振動モード図（設計基準対象施設）（その 3）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 重大事故等対処設備としての固有周期

重大事故等対処設備の固有周期は、「4.2.4 評価荷重」に示す評価温度及びサプレッションチェンバ内部水の影響を考慮し、図 4-1 に示す解析モデルにより算出する。固有周期を表 4-10 に、振動モード図を 3 次まで代表して図 4-3 にそれぞれ示す。固有周期は 0.05 秒を超えており、柔構造であることを確認した。

表 4-10 固有周期（重大事故等対処設備）（その 1）

モード	固有周期 (s)	刺激係数*		
		X方向	Y方向	Z方向
1 次				
2 次				
3 次				
9 次				
13 次				
14 次				
17 次				
18 次				
21 次				
22 次				
29 次				
30 次				
31 次				
32 次				
33 次				
34 次				
41 次				
42 次				
49 次				
50 次				
53 次				
62 次				
63 次				
64 次				
65 次				

注記*：刺激係数は、モード質量を正規化し、固有ベクトルと質量マトリックスの積から算出した値を示す。刺激係数が全方向 0 のものは記載を省略する。

表 4-10 固有周期（重大事故等対処設備）（その 2）

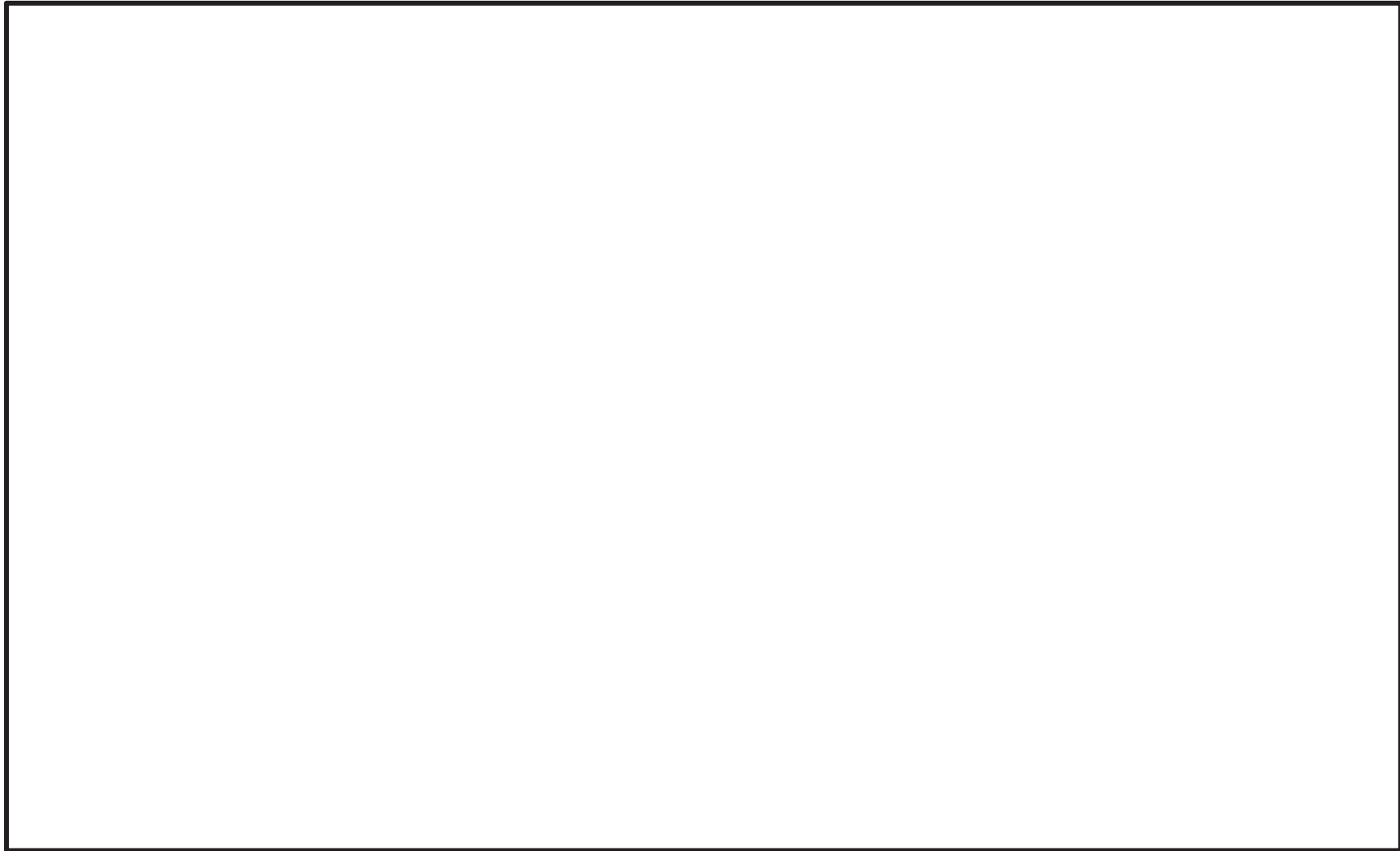
モード	固有周期 (s)	刺激係数*		
		X方向	Y方向	Z方向
66 次				
72 次				
73 次				
74 次				
80 次				
81 次				
82 次				
83 次				
85 次				
86 次				
87 次				
88 次				
97 次				
98 次				
99 次				
102 次				
103 次				
104 次				
115 次				
116 次				
117 次				
120 次				
122 次				
123 次				
131 次				
132 次				
133 次				
137 次				
138 次				
139 次				

注記*：刺激係数は、モード質量を正規化し、固有ベクトルと質量マトリックスの積から算出した値を示す。刺激係数が全方向 0 のものは記載を省略する。

表 4-10 固有周期（重大事故等対処設備）（その 3）

モード	固有周期 (s)	刺激係数*		
		X方向	Y方向	Z方向
145 次				
146 次				
147 次				
148 次				
149 次				

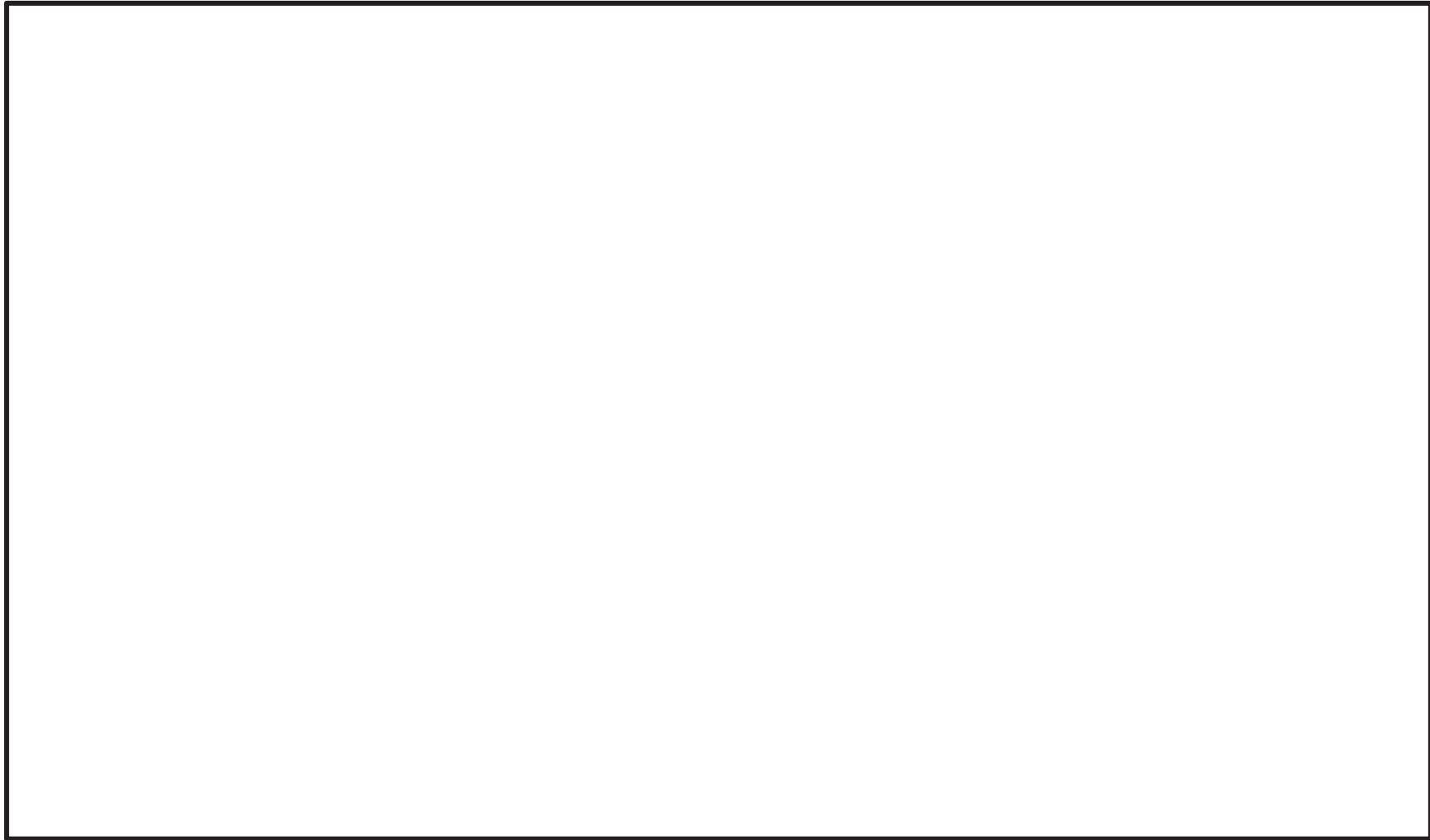
注記*：刺激係数は、モード質量を正規化し、固有ベクトルと質量マトリックスの積から算出した値を示す。刺激係数が全方向 0 のものは記載を省略する。



1次モード

図 4-3 振動モード図（重大事故等対処設備）（その 1）

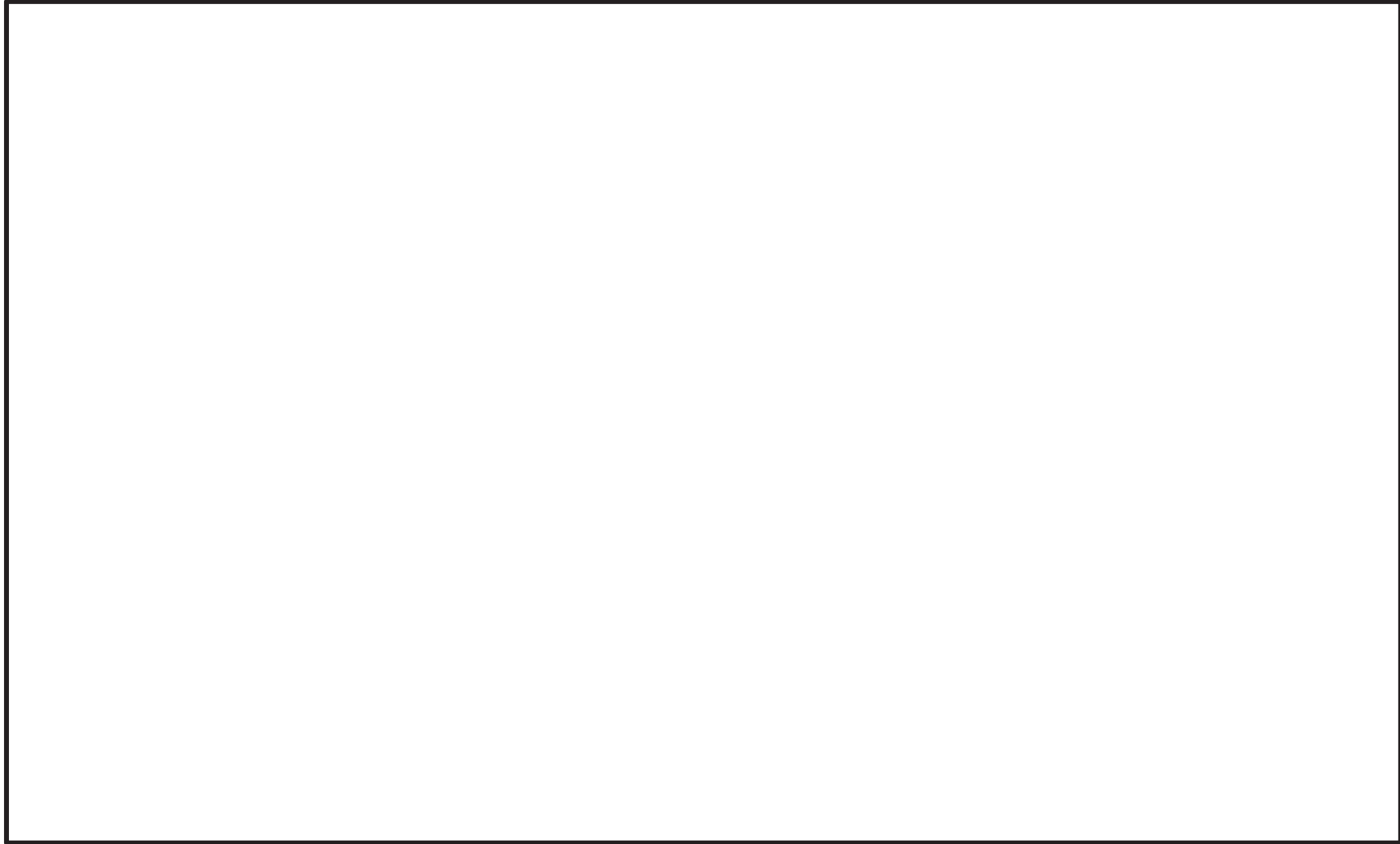
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



2次モード

図 4-3 振動モード図（重大事故等対処設備）（その 2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



3次モード

図 4-3 振動モード図（重大事故等対処設備）（その 3）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4.5 設計用地震力

評価に用いる設計用地震力を表 4-11 及び表 4-12 に示す。

「弾性設計用地震動 S_d 又は静的震度」及び「基準地震動 S_s 」による地震力は、添付書類「VI-2-1-7 設計用床応答曲線の作成方針」に基づき設定する。また、減衰定数は添付書類「VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針」に記載の減衰定数を用いる。

表 4-11 設計用地震力（設計基準対象施設）（その 1）

据付場所及び 設置高さ (m)		原子炉格納容器 0.P.2.60 ^{*1}					
減衰定数 (%)		水平：1.0 ^{*2} 鉛直：1.0 ^{*2}					
地震力		弾性設計用地震動 S _d 又は静的震度			基準地震動 S _s		
モード	固有周期 (s)	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}
		X方向	Y方向	Z方向	X方向	Y方向	Z方向
1次	0.293						
2次	0.145						
3次	0.145						
9次	0.113						
13次	0.086						
14次	0.086						
17次	0.079						
18次	0.079						
21次	0.079						
29次	0.079						
30次	0.079						
31次	0.079						
32次	0.079						
39次	0.079						
40次	0.079						

注記*1：ドライウェルと取合うドライウェルベント開口部が設置される原子炉格納容器
0.P.2.60mの床応答スペクトルを適用する。

*2：ベント管，ベントヘッド及びダウンカマは溶接構造物に区分されるため，添付書類
「VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針」に記載の溶接構造物の減衰定数を用いる。

*3：各モードの固有周期に対し，設計用床応答スペクトルより得られる震度を示す。

表 4-11 設計用地震力（設計基準対象施設）（その 2）

据付場所及び 設置高さ (m)		原子炉格納容器 0.P.2.60 ^{*1}					
減衰定数 (%)		水平：1.0 ^{*2} 鉛直：1.0 ^{*2}					
地震力		弾性設計用地震動 S _d 又は静的震度			基準地震動 S _s		
モード	固有周期 (s)	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}
		X方向	Y方向	Z方向	X方向	Y方向	Z方向
45次	0.078						
46次	0.078						
53次	0.074						
54次	0.074						
55次	0.074						
62次	0.074						
63次	0.074						
64次	0.074						
70次	0.074						
71次	0.074						
72次	0.074						
78次	0.073						
79次	0.073						
80次	0.073						
81次	0.070						

注記*1：ドライウェルと取合うドライウェルベント開口部が設置される原子炉格納容器
0.P.2.60mの床応答スペクトルを適用する。

*2：ベント管，ベントヘッド及びダウンカマは溶接構造物に区分されるため，添付書類
「VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針」に記載の溶接構造物の減衰定数を用いる。

*3：各モードの固有周期に対し，設計用床応答スペクトルより得られる震度を示す。

表 4-11 設計用地震力（設計基準対象施設）（その 3）

据付場所及び 設置高さ (m)		原子炉格納容器 0. P. 2. 60 ^{*1}					
減衰定数 (%)		水平 : 1.0 ^{*2} 鉛直 : 1.0 ^{*2}					
地震力		弾性設計用地震動 S _d 又は静的震度			基準地震動 S _s		
モード	固有周期 (s)	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}
		X方向	Y方向	Z方向	X方向	Y方向	Z方向
82次	0.070						
83次	0.068						
85次	0.064						
86次	0.064						
87次	0.064						
88次	0.064						
89次	0.064						
90次	0.064						
97次	0.064						
98次	0.064						
99次	0.064						
100次	0.063						
101次	0.063						
102次	0.063						
115次	0.061						

注記*1 : ドライウェルと取合うドライウェルベント開口部が設置される原子炉格納容器
0. P. 2. 60m の床応答スペクトルを適用する。

*2 : ベント管, ベントヘッド及びダウンカマは溶接構造物に区分されるため, 添付書類
「VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針」に記載の溶接構造物の減衰定数を用いる。

*3 : 各モードの固有周期に対し, 設計用床応答スペクトルより得られる震度を示す。

表 4-11 設計用地震力（設計基準対象施設）（その 4）

据付場所及び 設置高さ (m)		原子炉格納容器 O.P. 2. 60 ^{*1}					
減衰定数 (%)		水平：1.0 ^{*2} 鉛直：1.0 ^{*2}					
地震力		弾性設計用地震動 S _d 又は静的震度			基準地震動 S _s		
モード	固有周期 (s)	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}
		X方向	Y方向	Z方向	X方向	Y方向	Z方向
116次	0.061						
117次	0.060						
118次	0.058						
119次	0.058						
120次	0.058						
131次	0.054						
132次	0.054						
133次	0.053						
136次 ^{*4}	0.049	—	—	—	—	—	—
動的地震力 ^{*5}		0.49	0.49	0.37	1.13	1.13	0.63
静的地震力 ^{*6}		0.57	0.57	0.24	—	—	—

注記*1：ドライウエルと取合うドライウエルベント開口部が設置される原子炉格納容器
O.P. 2. 60mの床応答スペクトルを適用する。

*2：ベント管，ベントヘッダ及びダウンカマは溶接構造物に区分されるため，添付書類
「VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針」に記載の溶接構造物の減衰定数を用いる。

*3：各モードの固有周期に対し，設計用床応答スペクトルより得られる震度を示す。

*4：135次までは固有周期が0.050sより長いモード，136次は固有周期0.050s以下のモー
ドを示す。

*5：S_d又はS_s地震動に基づく設計用最大応答加速度より定めた震度を示す。

*6：静的震度（3.0・C_i及び1.0・C_v）を示す。

表 4-12 設計用地震力（重大事故等対処設備）（その 1）

据付場所及び 設置高さ (m)		原子炉格納容器 0.P.2.60 ^{*1}					
減衰定数 (%)		水平：1.0 ^{*2} 鉛直：1.0 ^{*2}					
地震力		弾性設計用地震動 S _d			基準地震動 S _s		
モード	固有周期 (s)	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}
		X方向	Y方向	Z方向	X方向	Y方向	Z方向
1次	0.364						
2次	0.173						
3次	0.173						
9次	0.125						
13次	0.098						
14次	0.098						
17次	0.086						
18次	0.086						
21次	0.086						
22次	0.086						
29次	0.085						
30次	0.085						
31次	0.085						
32次	0.085						
33次	0.085						

注記*1：ドライウェルと取合うドライウェルベント開口部が設置される原子炉格納容器
0.P.2.60mの床応答スペクトルを適用する。

*2：ベント管，ベントヘッド及びダウンカマは溶接構造物に区分されるため，添付書類
「VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針」に記載の溶接構造物の減衰定数を用いる。

*3：各モードの固有周期に対し，設計用床応答スペクトルより得られる震度を示す。

表 4-12 設計用地震力（重大事故等対処設備）（その 2）

据付場所及び 設置高さ (m)		原子炉格納容器 0.P.2.60 ^{*1}					
減衰定数 (%)		水平：1.0 ^{*2} 鉛直：1.0 ^{*2}					
地震力		弾性設計用地震動 S _d			基準地震動 S _s		
モード	固有周期 (s)	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}
		X方向	Y方向	Z方向	X方向	Y方向	Z方向
34次	0.085						
41次	0.085						
42次	0.085						
49次	0.081						
50次	0.081						
53次	0.080						
62次	0.080						
63次	0.080						
64次	0.080						
65次	0.080						
66次	0.080						
72次	0.080						
73次	0.080						
74次	0.080						
80次	0.079						

注記*1：ドライウェルと取合うドライウェルベント開口部が設置される原子炉格納容器
0.P.2.60mの床応答スペクトルを適用する。

*2：ベント管，ベントヘッド及びダウンカマは溶接構造物に区分されるため，添付書類
「VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針」に記載の溶接構造物の減衰定数を用いる。

*3：各モードの固有周期に対し，設計用床応答スペクトルより得られる震度を示す。

表 4-12 設計用地震力（重大事故等対処設備）（その 3）

据付場所及び 設置高さ (m)		原子炉格納容器 0.P.2.60 ^{*1}					
減衰定数 (%)		水平：1.0 ^{*2} 鉛直：1.0 ^{*2}					
地震力		弾性設計用地震動 S _d			基準地震動 S _s		
モード	固有周期 (s)	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}
		X方向	Y方向	Z方向	X方向	Y方向	Z方向
81次	0.079						
82次	0.079						
83次	0.079						
85次	0.074						
86次	0.074						
87次	0.074						
88次	0.074						
97次	0.074						
98次	0.074						
99次	0.074						
102次	0.072						
103次	0.072						
104次	0.072						
115次	0.070						
116次	0.070						

注記*1：ドライウェルと取合うドライウェルベント開口部が設置される原子炉格納容器
0.P.2.60mの床応答スペクトルを適用する。

*2：ベント管，ベントヘッド及びダウンカマは溶接構造物に区分されるため，添付書類
「VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針」に記載の溶接構造物の減衰定数を用いる。

*3：各モードの固有周期に対し，設計用床応答スペクトルより得られる震度を示す。

表 4-12 設計用地震力（重大事故等対処設備）（その 4）

据付場所及び 設置高さ (m)		原子炉格納容器 0.P.2.60 ^{*1}					
減衰定数 (%)		水平：1.0 ^{*2} 鉛直：1.0 ^{*2}					
地震力		弾性設計用地震動 S d			基準地震動 S s		
モード	固有周期 (s)	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}	応答水平震度 ^{*3}		応答鉛直 震度 ^{*3}
		X方向	Y方向	Z方向	X方向	Y方向	Z方向
117 次	0.070						
120 次	0.067						
122 次	0.067						
123 次	0.067						
131 次	0.064						
132 次	0.064						
133 次	0.063						
137 次	0.058						
138 次	0.057						
139 次	0.057						
145 次	0.052						
146 次	0.051						
147 次	0.051						
148 次	0.050						
149 次 ^{*4}	0.049	—	—	—	—	—	—
動的地震力 ^{*5}		0.49	0.49	0.37	1.13	1.13	0.63

注記*1：ドライウェルと取合うドライウェルベント開口部が設置される原子炉格納容器

0.P.2.60m の床応答スペクトルを適用する。

*2：ベント管，ベントヘッド及びダウンカマは溶接構造物に区分されるため，添付書類

「VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針」に記載の溶接構造物の減衰定数を用いる。

*3：各モードの固有周期に対し，設計用床応答スペクトルより得られる震度を示す。

*4：148 次までは固有周期が 0.050s より長いモード，149 次は固有周期 0.050s 以下のモードを示す。

*5：S d 又は S s 地震動に基づく設計用最大応答加速度より定めた震度を示す。

4.6 計算方法

4.6.1 応力評価点

ベント管の応力評価点を表 4-13 及び図 4-4 に示す。各応力評価点の応力は、図 4-1 に示す解析モデルを用いて計算する。

表 4-13 応力評価点

応力評価点番号	応力評価点
P1	ベント管（一般部）
P2 [*]	ベント管（一般部以外）
P3	真空破壊装置スリーブ

注記*：既工認の応力評価点 P1～P10 を包絡する。ベント管頂部，ベント管底部，ベント管 T 継手部，ベント管とベントヘッダの接続部，ベント管と真空破壊装置の接続部及びベント管と補強リブの接続部を含む範囲の最大応力を評価する。



図 4-4 ベント管の応力評価点

4.6.2 応力計算方法

ベント管の応力計算方法について以下に示す。

(1) 設計基準対象施設としての応力計算

設計基準対象施設としての応力は、応力評価点 P1～P3 に対し、「4.3 解析モデル及び諸元」に示す解析モデルにより算出する。

(2) 重大事故等対処設備としての応力計算

重大事故等対処設備としての応力は、応力評価点 P1～P3 に対し、「4.3 解析モデル及び諸元」に示す解析モデルにより算出する。

4.7 計算条件

応力解析に用いる荷重を、「4.2 荷重の組合せ及び許容応力」及び「4.5 設計用地震力」に示す。

4.8 応力の評価

「4.6 計算方法」で求めた各応力が、表 4-3 で定める許容応力以下であること。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 (PVB-3313 を除く。また、 S_m はSと読み替える。)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

ベント管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。発生値は許容限界を満足しており、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確認した。

なお、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の3.1.23項「繰り返し荷重に対する解析」に記載のとおり、地震を含む機械的荷重の繰り返しに対する規定である設計・建設規格 PVB-3140(6)を満足しているため、各許容応力状態における一次＋二次＋ピーク応力強さの評価は不要である。

(1) 構造強度評価結果

構造強度評価の結果を表5-1から表5-3に示す。

表中の「荷重の組合せ」欄には、添付書類「VI-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3-6の荷重の組合せのNo.を記載する。

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	応力評価点		応力分類	Ⅲ _A S		判定	荷重の 組合せ	備考
				算出応力	許容応力			
				MPa	MPa			
ベント管	P1	ベント管 (一般部)	一次一般膜応力	76	229	○	(9)	
			一次膜+一次曲げ応力	76	344	○	(9)	
			一次+二次応力	158	393	○	(9)	
	P2	ベント管 (一般部以外)	一次膜+一次曲げ応力	117	344	○	(9)	
			一次+二次応力	251	393	○	(9)	
	P3	真空破壊装置スリーブ	一次膜+一次曲げ応力	44	344	○	(9)	
一次+二次応力			186	393	○	(9)		

表 5-2 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	応力評価点		応力分類	IV _A S		判定	荷重の 組合せ	備考
				算出応力	許容応力			
				MPa	MPa			
ベント管	P1	ベント管 (一般部)	一次一般膜応力	111	253	○	(11)	
			一次膜+一次曲げ応力	111	380	○	(11)	
			一次+二次応力	233	393	○	(11)	
	P2	ベント管 (一般部以外)	一次膜+一次曲げ応力	172	380	○	(11)	
			一次+二次応力	371	393	○	(11)	
	P3	真空破壊装置スリーブ	一次膜+一次曲げ応力	64	380	○	(11)	
一次+二次応力			275	393	○	(11)		

表 5-3 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	応力評価点		応力分類	IV _A S		判定	荷重の 組合せ	備考
				算出応力	許容応力			
				MPa	MPa			
ベント管	P1	ベント管 (一般部)	一次一般膜応力	92	253	○	(16)	
			一次膜+一次曲げ応力	92	380	○	(16)	
			一次+二次応力	158	393	○	(16)	
	P2	ベント管 (一般部以外)	一次膜+一次曲げ応力	127	380	○	(16)	
			一次+二次応力	251	393	○	(16)	
	P3	真空破壊装置スリーブ	一次膜+一次曲げ応力	55	380	○	(16)	
一次+二次応力			186	393	○	(16)		

5.2 重大事故等対処設備としての評価結果

ベント管の重大事故等時の状態を考慮した場合の耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容限界を満足しており、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確認した。

なお、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の3.1.23項「繰り返し荷重に対する解析」に記載のとおり、地震を含む機械的荷重の繰り返しに対する規定である設計・建設規格 PVB-3140(6)を満足しているため、各許容応力状態における一次+二次+ピーク応力強さの評価は不要である。

(1) 構造強度評価結果

構造強度評価の結果を表 5-4 及び表 5-5 に示す。

(2) 疲労評価結果

表 5-5 の応力評価点 P2 の一次+二次応力が許容値である $3 \cdot S$ を超えたため、簡易弾塑性解析による疲労評価を実施した結果を表 5-6 に示す。

表 5-4 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	応力評価点		応力分類	V_{AS}		判定	備考
				算出応力	許容応力		
				MPa	MPa		
ベント管	P1	ベント管 (一般部)	一次一般膜応力	66	253	○	
			一次膜+一次曲げ応力	66	380	○	
			一次+二次応力	124	393	○	
	P2	ベント管 (一般部以外)	一次膜+一次曲げ応力	144	380	○	
			一次+二次応力	194	393	○	
	P3	真空破壊装置スリーブ	一次膜+一次曲げ応力	35	380	○	
			一次+二次応力	144	393	○	

表 5-5 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	応力評価点		応力分類	V_{AS}		判定	備考
				算出応力	許容応力		
				MPa	MPa		
ベント管	P1	ベント管 (一般部)	一次一般膜応力	128	257	○	
			一次膜+一次曲げ応力	128	386	○	
			一次+二次応力	265	393	○	
	P2	ベント管 (一般部以外)	一次膜+一次曲げ応力	193	386	○	
			一次+二次応力	417	393	×*	
	P3	真空破壊装置スリーブ	一次膜+一次曲げ応力	72	386	○	
一次+二次応力			309	393	○		

注記* : P2 の一次+二次応力評価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、十分な構造強度を有していることを確認した。

表 5-6 許容応力状態 V_AS に対する疲労評価結果

応力評価点	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
P2							340	0.483

注記* : S_ℓに (/ E) を乗じた値である。

E = MPa

6. 参照図書

- (1) 女川原子力発電所第2号機 第2回工事計画認可申請書
添付書類「IV-3-1-1-14 ベント管の強度計算書」