

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-778 改4
提出年月日	平成30年9月13日

V-2-3-4-2-1 原子炉压力容器スタビライザ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	7
4.1 構造強度評価方法	7
4.2 荷重の組合せ及び許容限界	7
4.3 設計用地震力	14
4.4 計算方法	14
4.5 計算条件	17
4.6 応力の評価	17
5. 評価結果	17
5.1 設計基準対象施設としての評価結果	17

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、原子炉压力容器スタビライザ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。

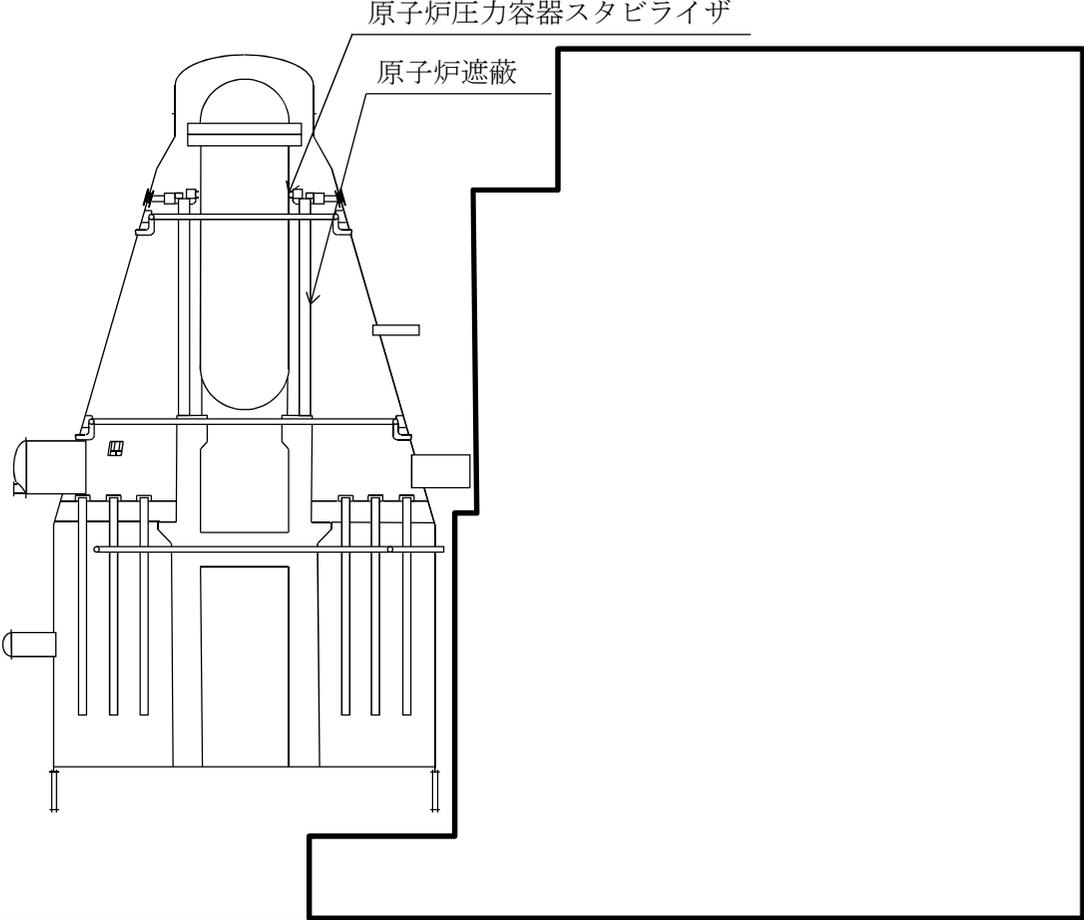
原子炉压力容器スタビライザは設計基準対象施設においてはSクラス施設に分類される。以下、設計基準対象施設としての**構造強度**評価を示す。

2. 一般事項

2.1 構造計画

原子炉压力容器スタビライザの構造計画を表 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	
原子炉遮蔽に設置されたベースプレート上に溶接される。	原子炉圧力容器外周に 等間隔に配置されている。	 <p>原子炉圧力容器スタビライザ</p> <p>原子炉遮蔽</p>

2.2 評価方針

原子炉圧力容器スタビライザの応力評価は、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合せ並びに許容限界に基づき、「2.1 構造計画」にて示す原子炉圧力容器スタビライザの部位を踏まえた「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。

原子炉圧力容器スタビライザの耐震評価フローを図 2-1 に示す。

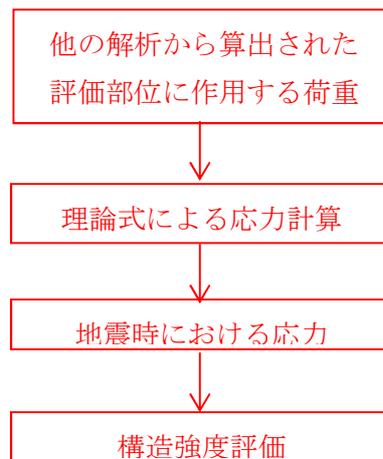


図 2-1 原子炉圧力容器スタビライザの耐震評価フロー

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
d	直径	mm
F	基準応力	MPa
F _o	スタビライザ初期締付荷重	N
F _H	スタビライザブラケットに加わる水平地震荷重	N
f _b	許容曲げ応力	MPa
f _c	許容圧縮応力	MPa
f _p	許容支圧応力	MPa
f _s	許容せん断応力	MPa
f _t	許容引張応力, 許容組合せ応力	MPa
l	長さ	mm
M	曲げモーメント	N・mm
q	分布荷重	N/mm ²
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 _w	ワッシャーの側面積	mm ²
S _{y d}	最高使用温度における材料の設計降伏点	MPa
S _{y t}	試験温度における材料の設計降伏点	MPa
T _D	最高使用温度	°C
T _L	荷重試験により支持構造物が破損するおそれのある荷重	N
W	荷重	N
W _A	スプリング支持板に加わる荷重	N
W _H	水平方向地震荷重	N
W _R	ロッドに加わる荷重	N
σ	曲げ応力	MPa
σ _t	引張応力	MPa
τ	せん断応力	MPa
σ _τ	組合せ応力	MPa
γ	係数	—
δ	係数	—

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
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
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中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

原子炉压力容器スタビライザの形状及び主要寸法を図 3-1 に、使用材料及び使用部位を表 3-1 に示す。

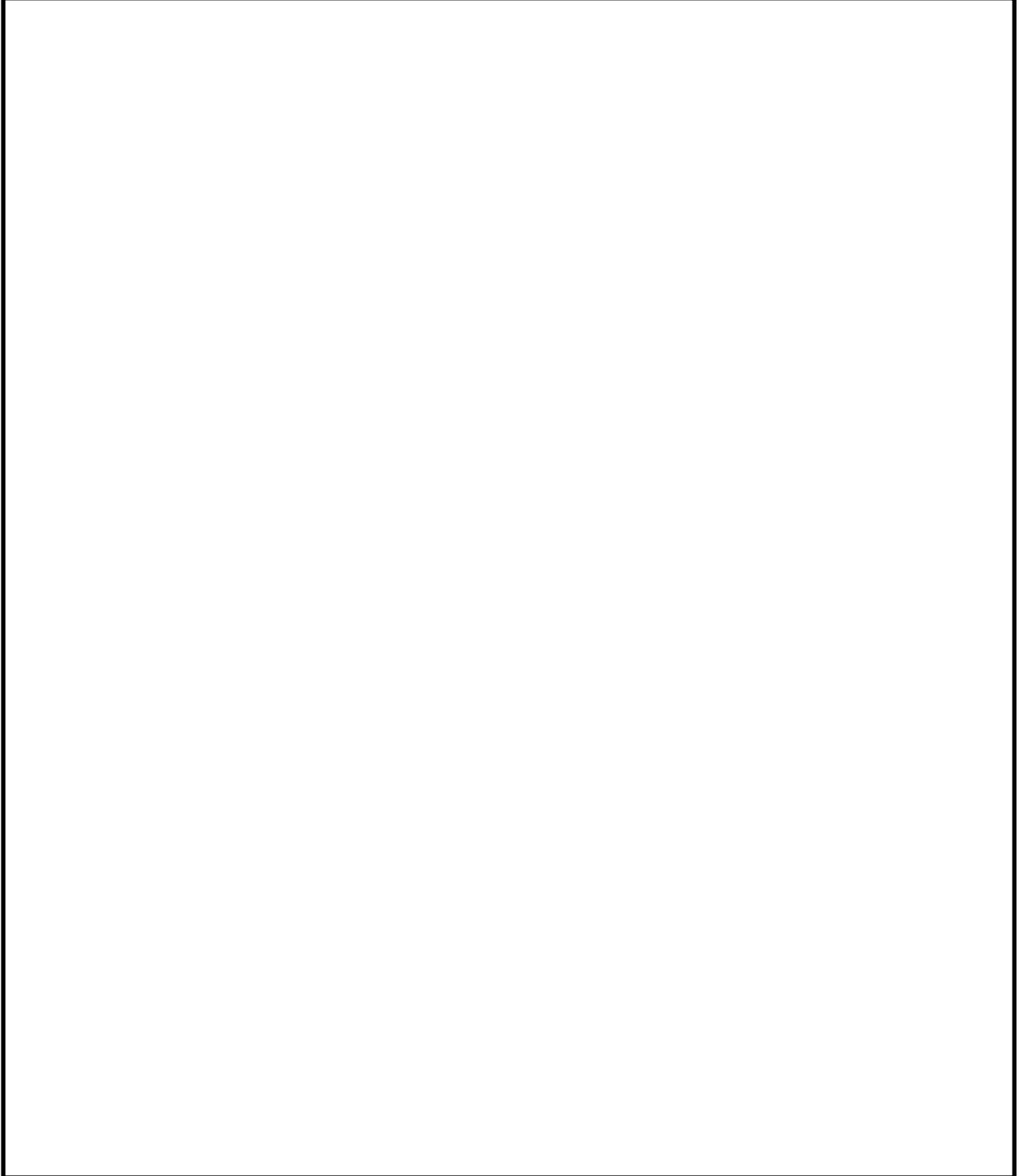


図 3-1 原子炉压力容器スタビライザの形状及び主要寸法

表 3-1 使用材料表

使用部位	使用材料	備考
ロッド	SNCM8	SNCM439*
スプリング支持板	SM41A	SM400A*

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) 原子炉圧力容器スタビライザは、原子炉遮蔽に設置されたベースプレート上に溶接され、原子炉圧力容器の水平地震荷重を原子炉遮蔽に伝達させる構造である。また、鉛直方向地震荷重は負担しない構造である。原子炉圧力容器スタビライザの耐震評価として、添付書類「V-2-3-2 炉心、原子炉圧力容器及び圧力容器内部構造物並びに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原子炉圧力容器の水平地震荷重を用いて、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

原子炉圧力容器スタビライザの荷重の組合せ及び許容応力状態を表 4-1 に示す。表で使用される記号は添付書類「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。

4.2.2 許容限界

原子炉圧力容器スタビライザの許容限界を表 4-2 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

原子炉圧力容器スタビライザの許容応力評価条件を表 4-3 に示す。また、使用材料の許容応力を表 4-4 に示す。

表4-1 荷重の組合せ及び許容応力状態

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 本体	原子炉圧力容器付属構造物	原子炉 圧力容器 スタビライザ	S	—*	$D + P_D + M_D + S_d^*$	Ⅲ _A S
					$D + P_D + M_D + S_s$	Ⅳ _A S

注記 * : 耐震Sクラス設備の直接支持構造物として、その他の支持構造物の荷重の組合せ及び許容限界を適用する。

表4-2 許容限界（その他の支持構造物）

（設計基準対象施設）

許容応力 状 態	許容限界 ^{*1, *2, *3} (ボルト等以外)										許容限界 ^{*2, *4} (ボルト等)		形式試験に よる場合
	一次応力					一次+二次応力					一次応力		許容荷重
	引張	せん断	圧縮	曲げ	支圧	引張 圧縮	せん断 ^{*6}	曲げ ^{*7}	支圧	座屈 ^{*5}	引張	せん断	
Ⅲ _A S	$1.5 \cdot f_t$	$1.5 \cdot f_s$	$1.5 \cdot f_c$	$1.5 \cdot f_b$	$1.5 \cdot f_p$	$3 \cdot f_t$	$3 \cdot f_s$ ^{*6}	$3 \cdot f_b$ ^{*7}	$1.5 \cdot f_p$ ^{*8}	$1.5 \cdot f_b$ ^{*7, *8}	$1.5 \cdot f_t$	$1.5 \cdot f_s$	$T_L \cdot \frac{1}{2} \cdot \frac{S_{y d}}{S_{y t}}$
Ⅳ _A S	$1.5 \cdot f_t^*$	$1.5 \cdot f_s^*$	$1.5 \cdot f_c^*$	$1.5 \cdot f_b^*$	$1.5 \cdot f_p^*$	$\left[\begin{array}{l} S_d \text{ 又は } S_s \text{ 地震動のみに} \\ \text{よる応力振幅について評価} \\ \text{する。} \end{array} \right]$			$1.5 \cdot f_p^*$ ^{*8}	$1.5 \cdot f_c$ 又は $1.5 \cdot f_c$	$1.5 \cdot f_t^*$	$1.5 \cdot f_s^*$	$T_L \cdot 0.6 \cdot \frac{S_{y d}}{S_{y t}}$

- 6 注記*1：「鋼構造設計規準 SI 単位版」（2002年日本建築学会）等の幅厚比の制限を満足させる。
 *2：応力の組合せが考えられる場合には、組合せ応力に対しても評価を行う。
 *3：耐圧部に溶接等により直接取り付けられる支持構造物であって耐圧部と一体の応力解析を行うものについては、耐圧部と同じ許容応力とする。
 *4：コンクリートに埋め込まれるアンカボルトで地震応力の占める割合が支配的なものであって、トルク管理、材料の照合等を行わないものについては、材料の品質、据付状態等のゆらぎ等を考慮して、Ⅲ_ASの許容応力を一次引張応力に対しては f_t 、一次せん断応力に対しては f_s として、またⅣ_AS→Ⅲ_ASとして応力評価を行う。
 *5：薄肉円筒形状のもの座屈の評価にあつては、クラスMC容器の座屈に対する評価式による。
 *6：すみ肉溶接部にあつては最大応力に対して $1.5 \cdot f_s$ とする。
 *7：設計・建設規格 SSB-3121.1(4)により求めた f_b とする。
 *8：自重、熱膨張等により常時作用する荷重に、地震動による荷重を重ね合わせて得られる応力の圧縮最大値について評価する。

表 4-3 使用材料の許容応力評価条件（設計基準対象施設）

評価部材	材料	温度条件 (°C)		S (MPa)	S _y (MPa)	S _u (MPa)	S _y (R T) (MPa)
		最高使用 温度					
ロッド	SNCM439	最高使用 温度	302	—	679	839	—
スプリング支持板	SM400A	最高使用 温度	302	—	149	373	—

表4-4 許容応力

(単位：MPa)

材料	許容応力 状態	基準応力 F	許容応力 (一次応力)			
			引張り	曲げ	せん断	組合せ
SNCM439	Ⅲ _A S	587	440	—	—	—
	Ⅳ _A S	587	440	—	—	—
SM400A	Ⅲ _A S	149	—	172	86	149
	Ⅳ _A S	179	—	207	103	179

$$W_2 = W_1 \cos \alpha \text{ ゆえに,}$$

$$W_H = 2 \cdot W_1 (1 + 2 \cdot W_2 \cos^2 \alpha) = 2 \cdot W_1 (1 + 2 \cdot W_2 \cos^2 45^\circ) = 4 \cdot W_1$$

$$\therefore F_H = W_1 = \frac{1}{4} \cdot W_H$$

b. ロッドに加わる荷重

構造上ロッドには初期締付荷重による引張荷重と水平荷重の 1/2 が加わる。

$$W_R = F_o + \frac{1}{2} \cdot F_H$$

c. スプリング支持板に加わる荷重

構造上スプリング支持板には最大で次の荷重が加わる。

$$W_A = F_o + \frac{1}{2} \cdot F_H$$

荷重の計算結果を表 4-6 に示す。

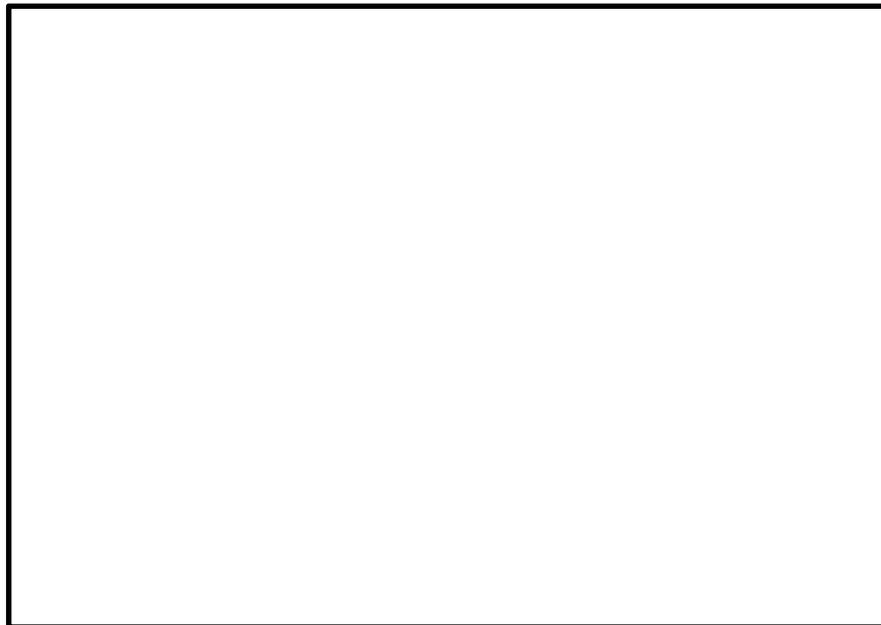


図 4-2 水平荷重の分配

表 4-6 原子炉圧力容器スタビライザ各部に加わる設計荷重 (1 箇所当たり)

(単位 : N)

設計荷重	S_d^*	S_s
スタビライザブラケットに加わる荷重 F_H	<div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	<div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>
ロッドに加わる荷重 W_R		
スプリング支持板に加わる荷重 W_A		

4.3 設計用地震力

「4.2.4 (3) 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」において計算された計算結果を用いる。

4.4 計算方法

4.4.1 応力評価点

原子炉圧力容器スタビライザの応力評価点は，耐震評価上厳しくなるロッド，スプリング支持板を選定する。選定した応力評価点を表 4-7 及び図 4-3 に示す。

表 4-7 応力評価点

応力評価点番号	応力評価点
P 1	ロッド
P 2	スプリング支持板

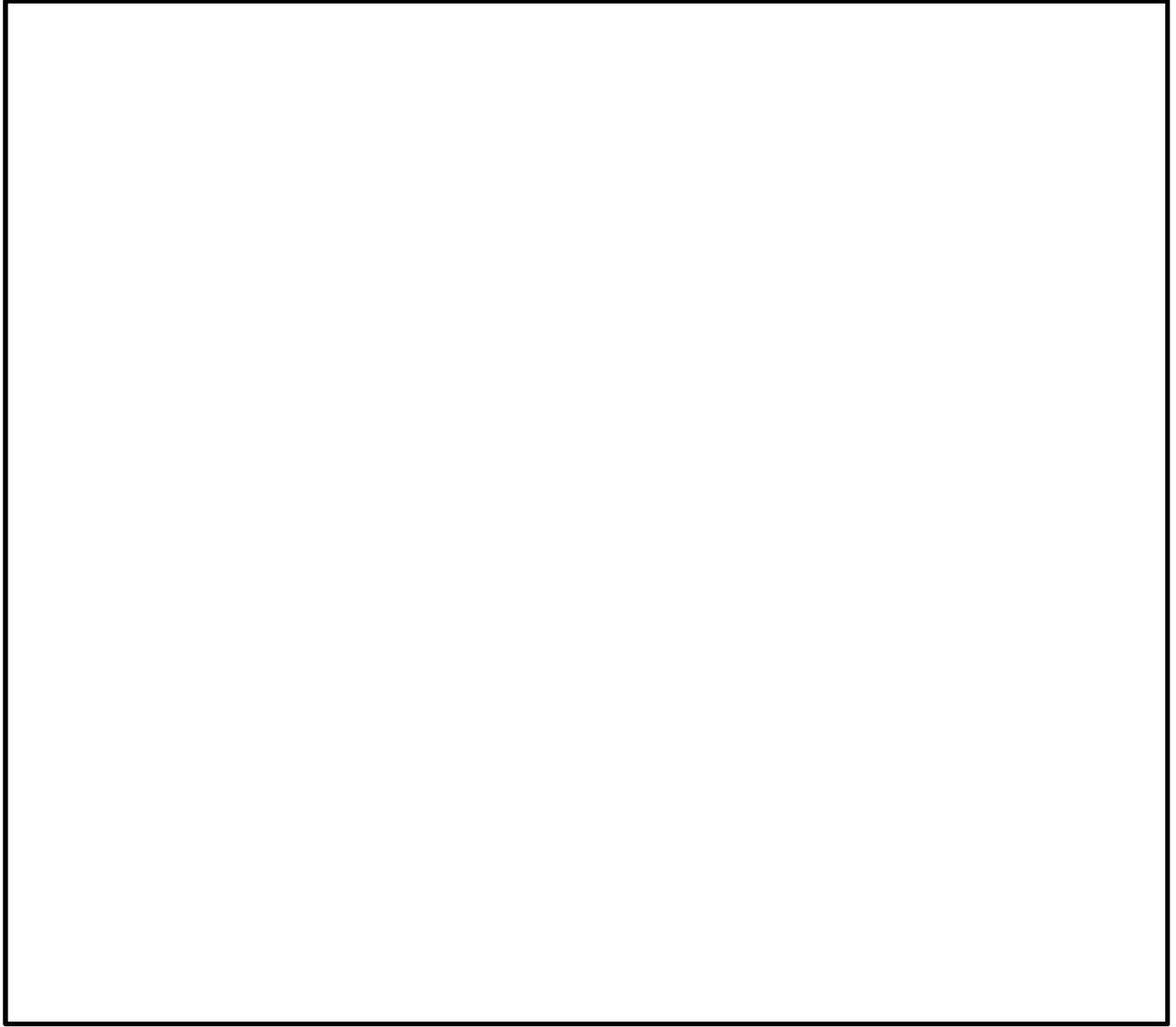


図 4-3 応力評価点

4.4.2 応力計算方法

4.4.2.1 ロッド (応力評価点 P 1)

①点における引張応力

$$\sigma_t = \frac{W_R}{A}$$

ここで,

$$A = \boxed{}$$



4.4.2.2 スプリング支持板 (応力評価点 P 2)

(1) 曲げ応力

①, ②点における曲げ応力

$$\sigma \text{ ①} = \frac{6 \cdot M \text{ ①}}{l_4 \cdot l_7^2}$$

$$\sigma \text{ ②} = \frac{6 \cdot M \text{ ②}}{l_2 \cdot l_7^2}$$

ここで,

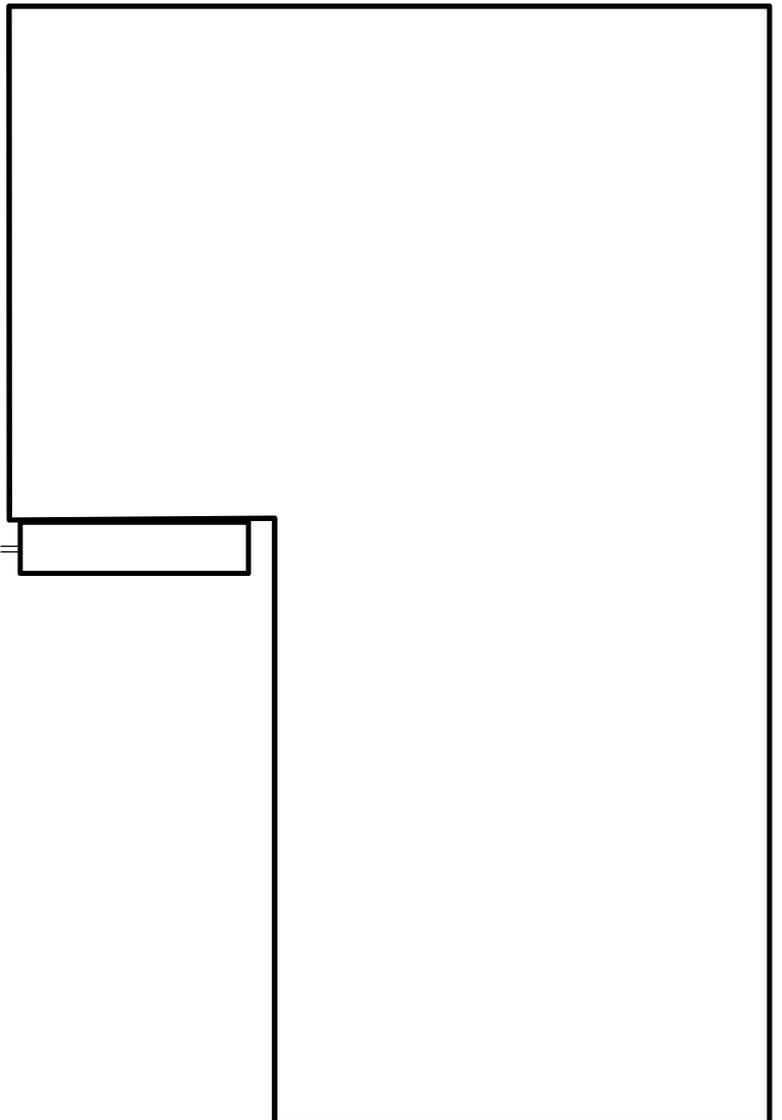
$$M \text{ ①} = \gamma \text{ ①} \cdot q \cdot l_2^2$$

$$M \text{ ②} = \delta \text{ ②} \cdot q \cdot l_2^2$$

$$\gamma \text{ ①} = -0.0818$$

$$\delta \text{ ②} = -0.0567$$

$$q = \frac{W_A}{S_w}$$

 S_w : ワッシャーの側面積 = $\boxed{}$


(2) せん断応力

$$\tau = \frac{W_A}{A}$$

ここで,

$$A = \boxed{}$$

(3) 組合せ応力

$$\sigma_\tau = \sqrt{\sigma \text{ ①}^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

$$\sigma_\tau = \sqrt{\sigma \text{ ②}^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

4.5 計算条件

計算方法に用いる荷重は、4.2.4項に示す。

4.6 応力の評価

4.4項で求めた応力は表4-4に記載される値以下であること。

5. 評価結果

5.1 設計基準対象施設としての評価結果

原子炉压力容器スタビライザ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、 $D + P_D + M + S_d^*$ の評価について記載している。

(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、 $D + P_D + M + S_s$ の評価について記載している。

表 5-1 許容応力状態Ⅲ_AS に対する評価結果 (D + P_D + 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	許容値		
				(MPa)	(MPa)		
原子炉圧力容器 スタビライザ	P 1	ロッド	引張応力強さ	404	440	○	
	P 2	スプリング支持板	曲げ応力強さ	1	172	○	
			せん断応力強さ	23	86	○	
			組合せ応力強さ	40	149	○	

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

評価対象設備	評価部位		応力分類	IV _A S		判定	備考
				発生値	許容値		
				(MPa)	(MPa)		
原子炉圧力容器 スタビライザ	P 1	ロッド	引張応力強さ	410	440	○	
	P 2	スプリング支持板	曲げ応力強さ	1	207	○	
			せん断応力強さ	23	103	○	
			組合せ応力強さ	40	179	○	