

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3
提出年月日	平成30年9月3日

V-2-3-4-3-1 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
3. 計算条件	5
3.1 形状及び主要寸法	5
3.2 材料	6
3.3 荷重の組み合わせ及び許容限界	6
4. 荷重条件	9
4.1 設計条件	9
5. 応力計算	11
5.1 応力評価点	11
5.2 応力計算方法	12
6. 評価結果	13

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耐震評価**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> <p>The diagram shows a cross-section of the reactor assembly. At the top is the reactor pressure vessel with a stabilizer. Below it is a support structure. The entire assembly is housed within a large, stepped rectangular shielding structure. Labels with leader lines point to the '原子炉圧力容器スタビライザ' (Reactor Pressure Vessel Stabilizer) and the '原子炉遮蔽' (Reactor Shielding). A small rectangular box in the text above the diagram indicates the location of the components shown in the schematic.</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、荷重の組合せ及び許容限界に基づき、「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「5.1 応力評価点」にて設定する箇所において、「4.1 設計条件」で算出した荷重に基づく応力等が許容限界内に収まることを、「5.2 応力計算方法」にて示す方法にて確認する。確認結果を「6. 評価結果」に示す。

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 ₀	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 _{yd}	最高使用温度における材料の設計降伏点	MPa
S _{yt}	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 _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	—

3. 計算条件

3.1 形状及び主要寸法

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。

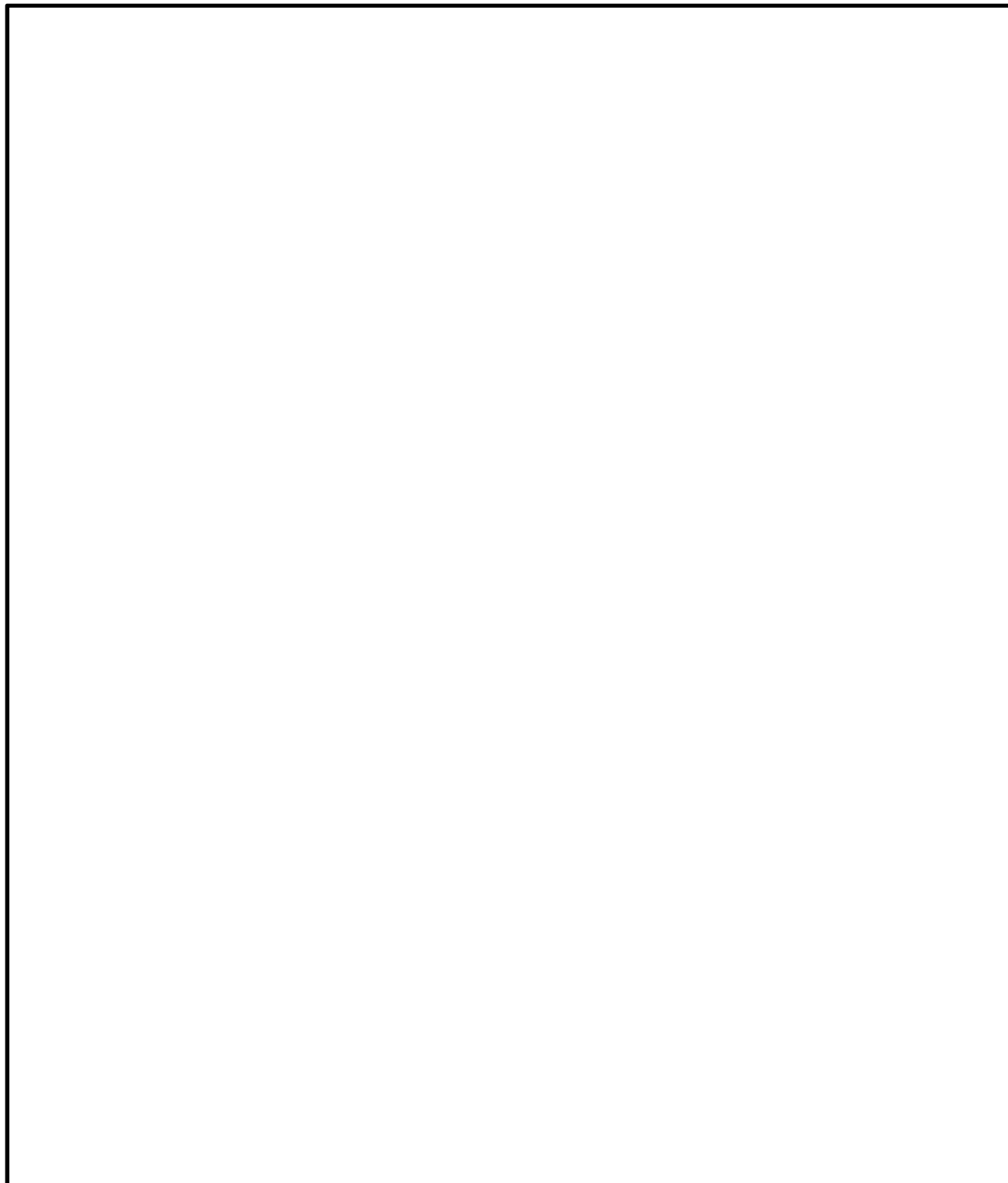


図3-1 原子炉压力容器スタビライザの形状及び主要寸法

3.2 材料

使用材料及び使用部位を表 3-1 に示す。

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。

3.3 荷重の組合せ及び許容限界

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を表 3-2 に示す。許容応力状態に対する許容限界について表 3-3 に、各材料の許容応力状態に対する許容限界を表 3-4 に示す。

表 3-2 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	—*	$D + P + M + S_d^*$	III _A S
					$D + P + M + S_s$	IV _A S

[記号の説明]

P : 各許容応力状態における外圧

D : 死荷重

M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態（地震との組合せが独立な運転状態IV, Vは除く）で設備に作用している機械的荷重

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

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3-3 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		
	引張	せん断	圧縮	曲げ	支圧	引張 圧縮	せん断	曲げ	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}	$1.5 \cdot f_s$ 又は $1.5 \cdot f_c$	$1.5 \cdot f_t^*$	$1.5 \cdot f_s^*$	$T_L \cdot 0.6 \cdot \frac{S_{y,d}}{S_{y,t}}$

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3-4 許容限界

(単位：MPa)

材料	許容応力 状態	基準応力 F	許容限界 (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

4. 荷重条件

4.1 設計条件

- (1) 最高使用温度

温度 T_D 302 °C

- (2) 原子炉压力容器スタビライザ 1 本の初期締付荷重

$F_o = 1.69 \times 10^6$ N

- (3) 地震荷重

原子炉压力容器スタビライザ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。弾性設計用地震動 S_d 及び基準地震動 S_s による水平方向地震荷重を表 4-1 に示す。

また，原子炉压力容器スタビライザ各部における初期締め付け荷重と外力との力の釣合関係を図 4-1 に示す。

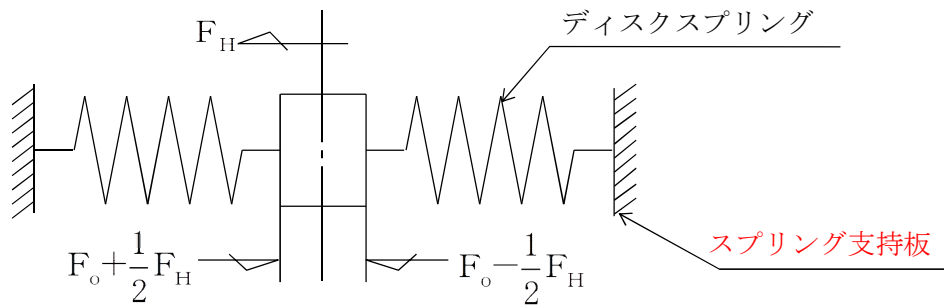


図 4-1 スタビライザに加わる荷重

表 4-1 弾性設計用地震動 S_d 及び基準地震動 S_s による水平方向地震荷重

(単位：N)

地震荷重	S_d^*	S_s
水平方向地震荷重 W_H		

- (4) スタビライザ各部に加わる荷重

- a. スタビライザブラケットに加わる荷重

原子炉压力容器スタビライザと水平方向地震荷重の作用方向の関係を図 4-2 に示す。水平方向地震荷重が加わる場合の荷重の分配は次式で示される。

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

- 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 4-2 に示す。



図 4-2 水平荷重の分配

表 4-2 原子炉压力容器スタビライザ各部に加わる設計荷重 (1 本分)

(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		
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		

5. 応力計算

5.1 応力評価点

原子炉圧力容器スタビライザの耐震評価は、「5.2 応力計算方法」に示す条件に基づき、耐震評価上厳しくなるロッド、スプリング支持板について実施する。

応力評価点を表 5-1 及び図 5-1 に示す。

表 5-1 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

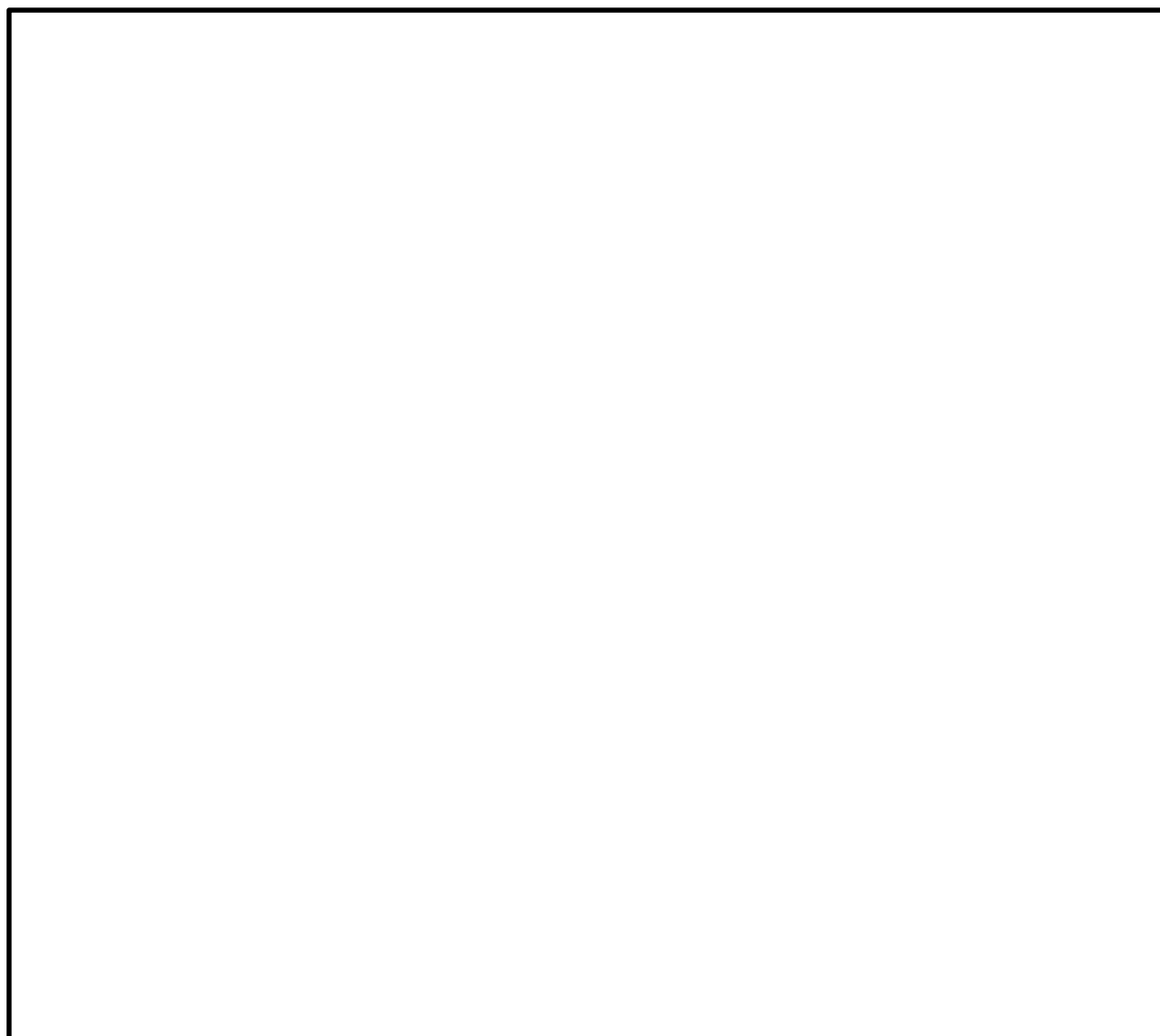


図 5-1 応力評価点

5.2 応力計算方法

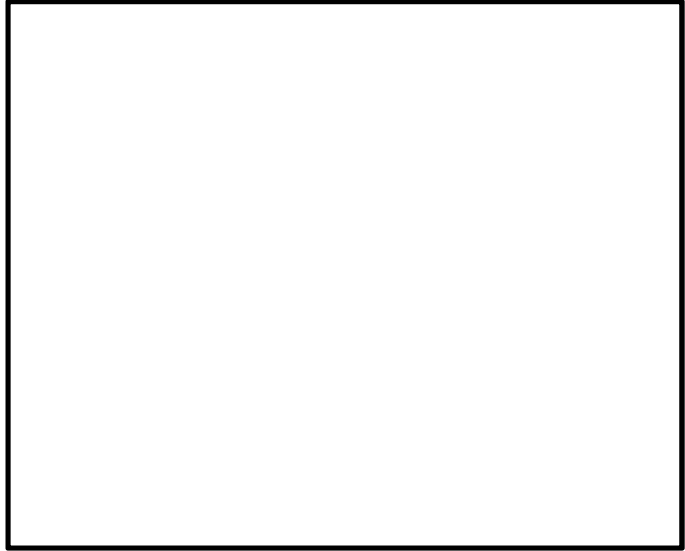
(1) ロッド (応力評価点 P 1)

①点における引張応力

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

ここで,

A =



(2) スプリング支持板 (応力評価点 P 2)

a. 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,

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

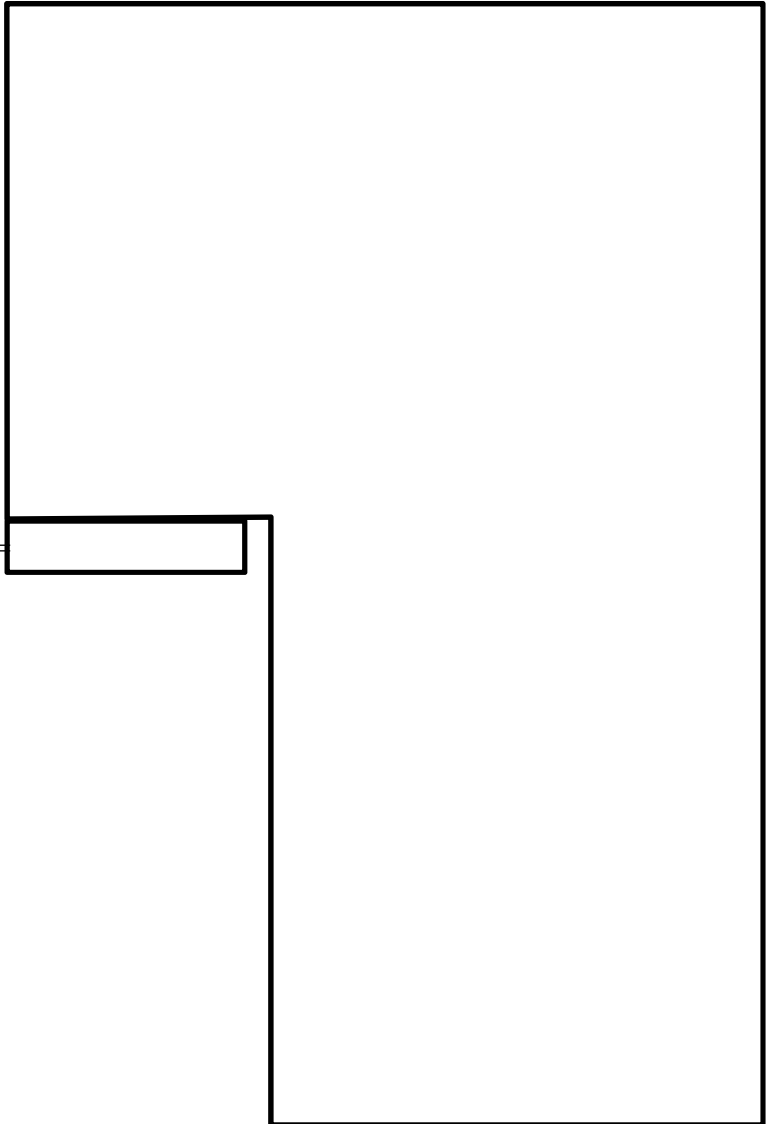
$$M \text{ ②} = \delta \text{ ②} \cdot q \cdot l_2^2$$

$$\gamma \text{ ①} = -0.0818$$

$$\delta \text{ ②} = -0.0567$$

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

S_W : ワッシャーの側面積 =



b. せん断応力

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

ここで,

A =

c. 組合せ応力

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

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

6. 評価結果

原子炉圧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 3-2 に示す荷重の組合せのうち、D + P + M + S_sの評価について記載している。

(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 6-2 に示す。

表 3-2 に示す荷重の組合せのうち、D + P + M + S_d*の評価について記載している。

表 6-1 許容応力状態IV_ASに対する評価結果 (D + P + M + S_s)

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	○	

表 6-2 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	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	○	