

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-779 改 4
提出年月日	平成 30 年 9 月 13 日

V-2-3-4-2-2 原子炉格納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. 固有周期	7
4.1 固有周期の計算方法及び計算条件	7
4.2 固有周期の計算結果	8
5. 構造強度評価	8
5.1 構造強度評価方法	8
5.2 荷重の組合せ及び許容限界	8
5.3 設計用地震力	15
5.4 計算方法	15
5.5 計算条件	19
5.6 応力の評価	19
6. 評価結果	19
6.1 設計基準対象施設としての評価結果	19

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。

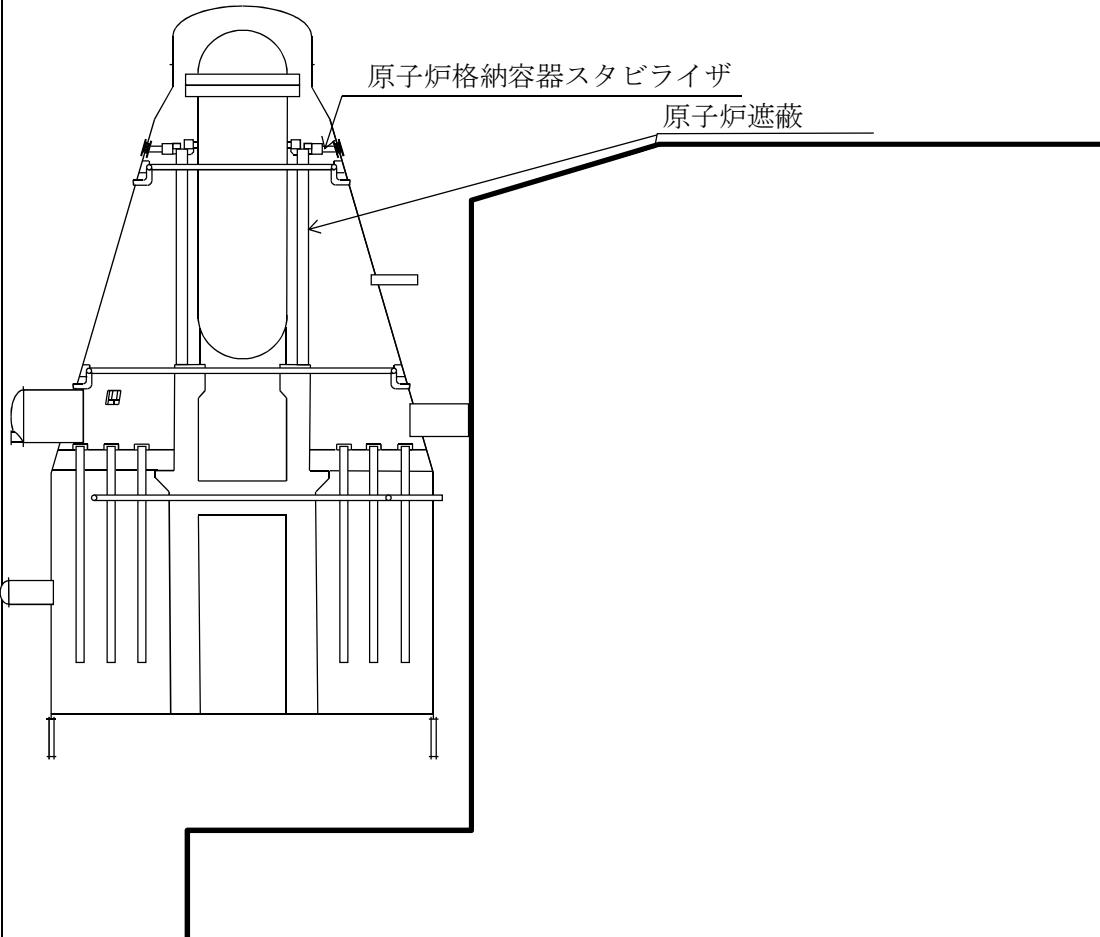
原子炉格納容器スタビライザは、設計基準対象施設においてはSクラス施設に分類される。以下、設計基準対象施設としての構造強度評価を示す。

2. 一般事項

2.1 構造計画

原子炉格納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	
原子炉遮蔽に溶接され、もう一端は上部シアラグ及びスタビライザにフランジで接続されている。	原子炉遮蔽外周に [] 等間隔に配置されている。	 <p>The diagram illustrates the structural layout of a reactor building. At the top, a large cylindrical structure labeled "原子炉格納容器スタビライザ" (Reactor Containment Vessel Stabilizer) is shown. Below it is the "原子炉遮蔽" (Reactor Building). A central vertical column supports the containment vessel. To the left, there are several vertical columns and horizontal beams forming the foundation and support structure. A large rectangular opening at the bottom represents the foundation.</p>

2.2 評価方針

原子炉格納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」にて示す原子炉格納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、「4. 固有周期」で算出した固有周期に基づく設計用地震力及び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ることを、「5. 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。確認結果を「6. 評価結果」に示す。

原子炉格納容器スタビライザの耐震評価フローを図 2-1 に示す。

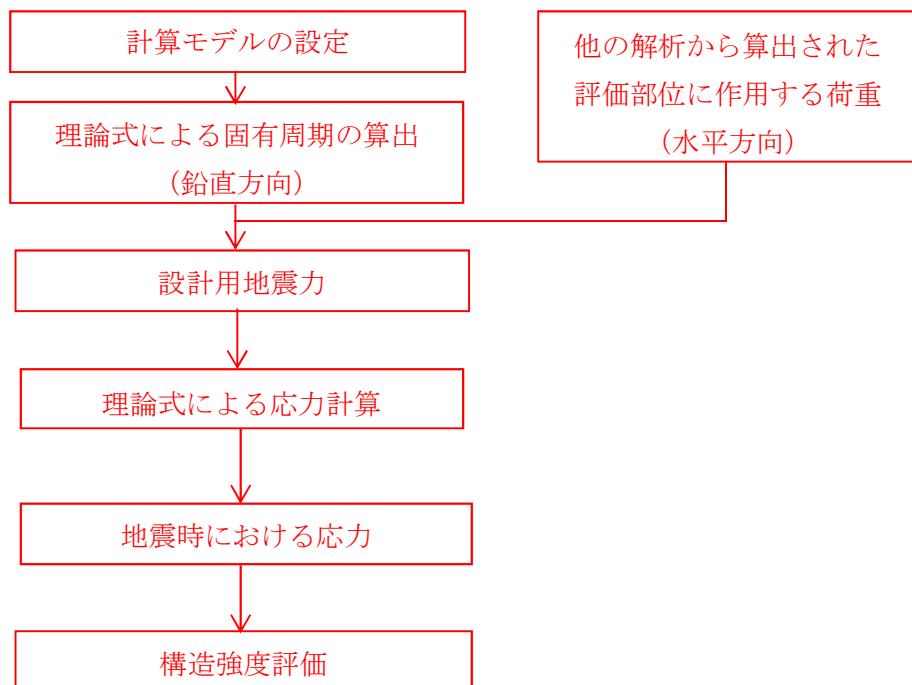


図 2-1 原子炉格納容器スタビライザの耐震評価フロー

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 - 準-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	面積	mm ²
A _p	面積（トラス）	mm ²
C _V	鉛直震度	—
D	ボルト呼び径	mm
d	直径	mm
F	原子炉格納容器スタビライザ 1 本に作用する水平地震荷重基準応力	N MPa
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	MPa
ℓ	長さ	mm
M	曲げモーメント	N・mm
n	フランジボルト本数	—
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 _{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
t	板厚	mm
W	荷重	N
W _D	死荷重	N
W _H	水平方向地震荷重	N
Z	断面係数	mm ³
σ	組合せ応力	MPa
σ _b	曲げ応力	MPa
σ _c	圧縮応力	MPa
σ _t	引張応力	MPa
c σ _b	圧縮側曲げ応力	MPa
t σ _b	引張側曲げ応力	MPa
τ	せん断応力	MPa
m	質量	kg
k	剛性	kgf/mm
f	固有周期	s

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	°C	—	—	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

原子炉格納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。**

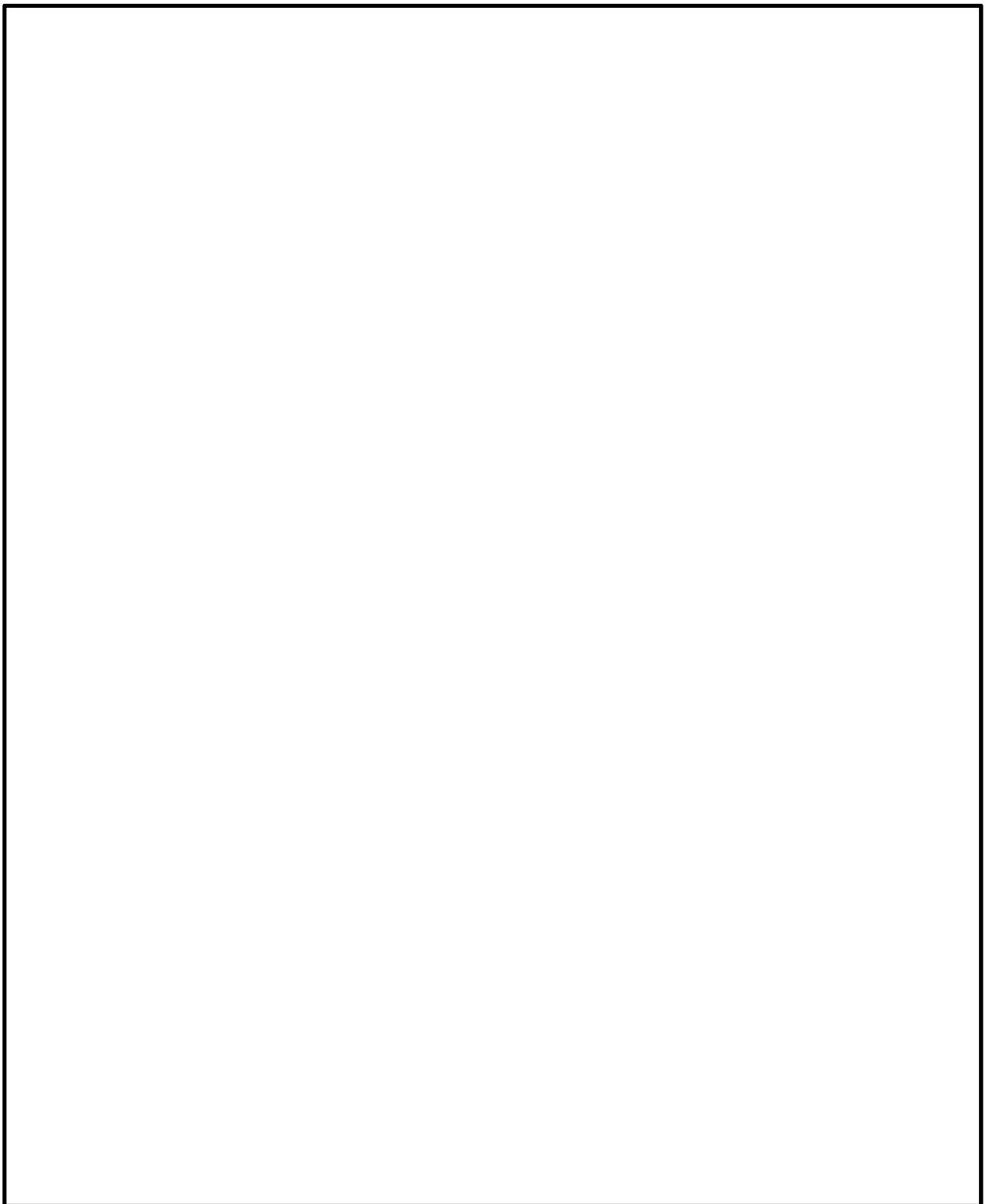


図 3-1 原子炉格納容器スタビライザの形状及び主要寸法

表 3-1 使用材料表

使用部位	使用材料	備考
フランジ	SM41B	SM400B*
トラス	STKS1B	SCM430TK 類似*
フランジボルト	SNB24-1	

注記 * : 新 JIS を示す。

4. 固有周期

4.1 固有周期の計算方法及び計算条件

(1) 計算モデル

原子炉格納容器スタビライザの固有周期は一自由度系の質点モデルとして算出する。

図4-1にモデル図を示す。

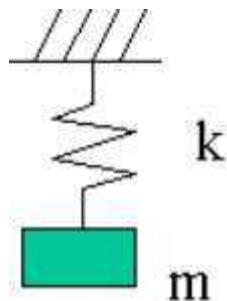


図 4-1 1 自由度系の質点モデル

(2) 固有周期

それぞれの脚及び胴について、荷重、モーメント及び変形の釣合い条件の方程式を作ることにより、以下のように固有周期を求める。

a. 鉛直方向の固有周期

鉛直方向の固有周期は以下の式で求める。

$$f = \frac{1}{2\pi} \cdot \sqrt{\frac{k}{m}} = \frac{1}{2\pi} \cdot \sqrt{\boxed{\quad} \times 9.80665} = 17.42(\text{Hz}) \doteq 0.057(\text{s})$$

ここで、 m : スタビライザ質量 :

k : 鉛直方向剛性 :

4.2 固有周期の計算結果

鉛直方向の固有周期の評価結果を、表4-1に示す。

表 4-1 固有周期 (s)

	鉛直方向
原子炉格納容器スタビライザ	0.057

5. 構造強度評価

5.1 構造強度評価方法

- (1) 原子炉格納容器スタビライザは、原子炉遮蔽の上部に溶接され、トラスを介して原子炉遮蔽の水平地震荷重を原子炉格納容器に伝達する構造物である。原子炉格納容器スタビライザに作用する地震力は、原子炉遮蔽から伝達される水平地震荷重に加え、鉛直の固有周期に応じた応答加速度に基づき算出する。原子炉格納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水平地震荷重と、上記の応答解析に基づき算出した鉛直地震力を用いて、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。

5.2 荷重の組合せ及び許容限界

5.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態

原子炉格納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 5-1 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。

5.2.2 許容限界

原子炉格納容器スタビライザの許容限界を表 5-2 に示す。

5.2.3 使用材料の許容応力評価条件及び許容応力

原子炉格納容器スタビライザの許容応力評価条件を表 5-3 に示す。また、使用材料の許容応力を表 5-4 に示す。

表 5-1 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	原子炉压 力容器付 属構造物	原子炉格 納容器 スタビ ライザ	S	-*	D + P _D + M + S _d *	III _A S
					D + P _D + M + 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5-2 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 許容荷重	
	一次応力					一次+二次応力							
	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•f _t	1.5•f _s	1.5•f _c	1.5•f _b	1.5•f _p	3•f _t	3•f _s ^{*6}	3•f _b ^{*7}	1.5•f _p ^{*8}	1.5•f _b , 1.5•f _s 又は 1.5•f _c	1.5•f _t	1.5•f _s	$T_L \cdot \frac{1}{2} \cdot \frac{S_{y_d}}{S_{y_t}}$
IV _A S	1.5•f _t [*]	1.5•f _s [*]	1.5•f _c [*]	1.5•f _b [*]	1.5•f _p [*]	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。					1.5•f _t [*]	1.5•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をとする。

*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の座屈の評価にあっては、クラスMC容器の座屈に対する評価式による。

*6：すみ肉溶接部にあっては最大応力に対して 1.5•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 5-3 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 （℃）		S (MPa)	S _y (MPa)	S _u (MPa)	S _y (R T) (MPa)
フランジ	SM400B	最高使用 温度	171	—	176	373	—
トラス	SCM430TK	最高使用 温度	171	—	392	549	—
フランジボルト	SNB24-1	最高使用 温度	171	—	944	1018	—

表5-4 許容応力

(単位: MPa)

材料	許容応力 状態	基準応力 F	許容応力				
			引張り	曲げ	せん断	圧縮	組合せ
SM400B	III _A S	176	176	—	101	—	176
	IV _A S	211	211	—	122	—	211
SCM430TK	III _A S	384	384	384	221	303	384
	IV _A S	384	384	384	221	303	384
SNB24-1	III _A S	713	534	—	—	—	—
	IV _A S	713	534	—	—	—	—

5.2.4 設計荷重

- (1) 最高使用温度 T_D 171 °C
 (2) 死荷重 W_D 2.618×10^4 N
 (3) 地震荷重

原子炉格納容器スタビライザの鉛直方向設計震度について、添付書類「V-2-1-7 設計用床応答曲線の作成方針」にて設定した応答スペクトルの作成方針に基づき、作成した設備評価用床応答曲線を用いる。また、原子炉格納容器スタビライザに加わる水平方向地震荷重について、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。原子炉格納容器スタビライザに加わる鉛直方向設計震度を表 5-5 に、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 5-6 に示す。

表 5-5 鉛直方向設計震度

方向	S_d^*	S_s
鉛直方向 C_v		

表 5-6 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		

- a. 原子炉格納容器スタビライザ 1 箇所当たりに作用する水平方向地震荷重

原子炉格納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 5-1 に示す。

水平方向地震荷重が加わる場合の各位置における荷重の分配は次式で示される。

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

$$F = F_1 = \frac{1}{4} \cdot \frac{W_H}{2 \sin \theta_1}$$

ここで、

$$\theta_1 = \boxed{\quad}$$

1 箇所当たりに作用する水平方向地震荷重の計算結果を表 5-7 に示す。

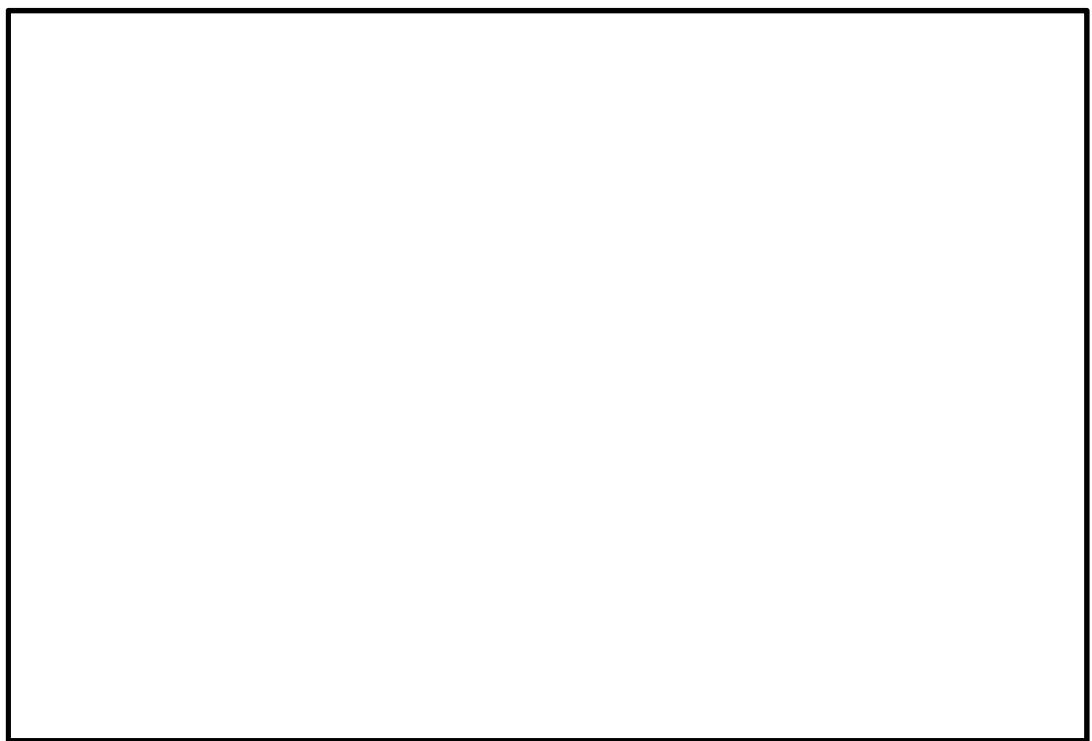


図 5-1 水平荷重の分配

表 5-7 原子炉格納容器スタビライザ 1 箇所当たりに作用する水平方向地震荷重
(単位 : N)

荷重	S_d^*	S_s
F		

5.3 設計用地震力

「5.2.4 (3) 地震荷重」に示す鉛直方向設計震度及び添付書類「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」で算出された水平方向地震荷重を用いる。

5.4 計算方法

5.4.1 応力評価点

原子炉格納容器スタビライザの応力評価点は、原子炉格納容器スタビライザを構成するフランジ、トラス、フランジボルトの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5-8 及び図5-2に示す。

表5-8 応力評価点

応力評価点番号	応力評価点
P 1	フランジとトラスの取付部
P 2	トラス
P 3	トラスと原子炉遮蔽との取付部
P 4	フランジボルト

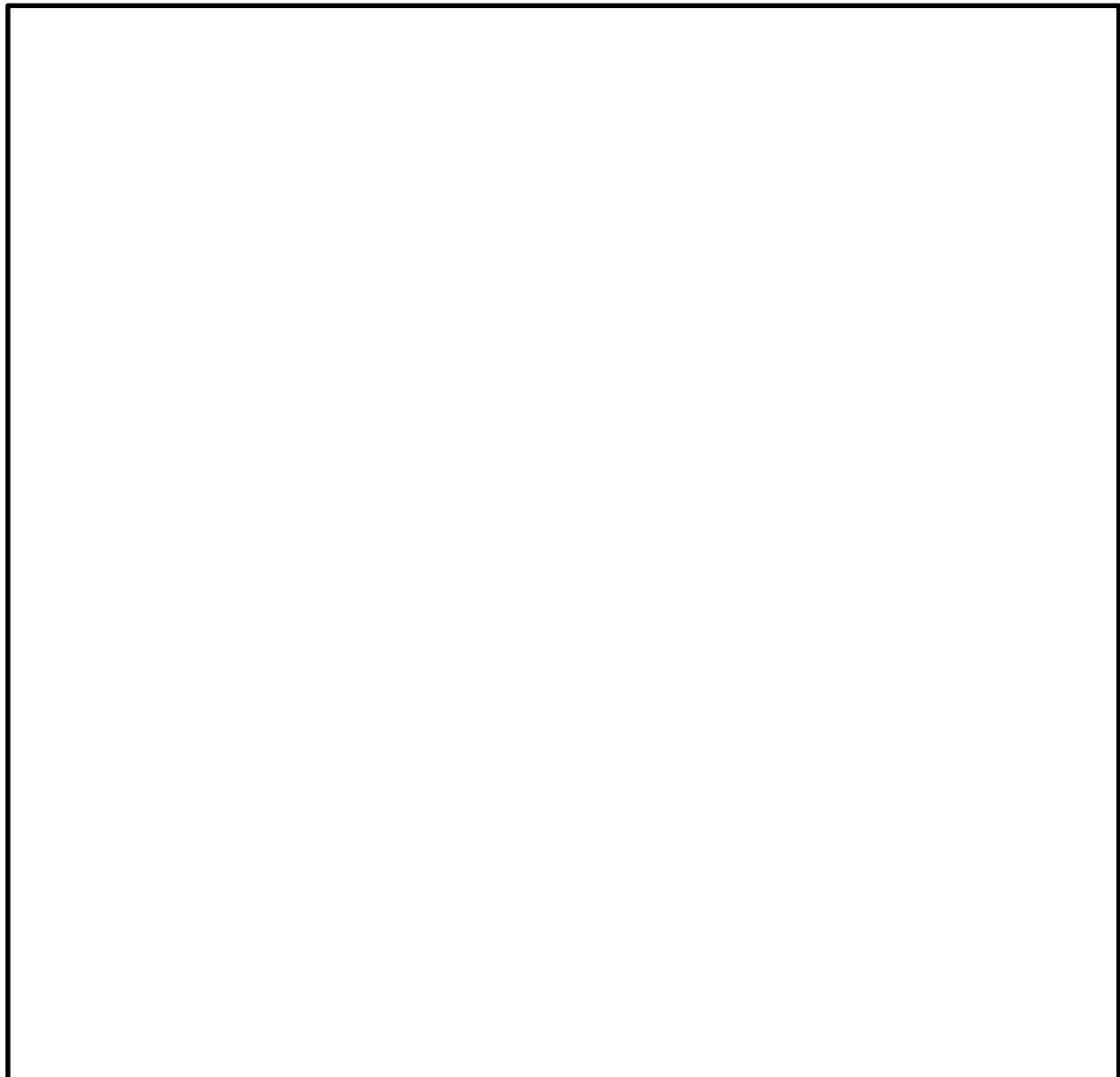


図 5-2 応力評価点

5.4.2 応力計算方法

5.4.2.1 フランジとトラスの取付部（応力評価点 P 1）

(1) 引張応力

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

ここで、

$$A = \boxed{\quad}$$

(2) せん断応力

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

ここで、

$$A = \boxed{\quad}$$

(3) 組合せ応力

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

5.4.2.2 トラス（応力評価点 P 2）

(1) 引張及び圧縮応力

$$\sigma_t = \frac{F}{A_p} \quad (\text{引張側})$$

$$\sigma_c = \frac{F}{A_p} \quad (\text{圧縮側})$$

ここで、

$$A_p = \boxed{\quad}$$

(2) 曲げ応力

$$\sigma_b = \frac{M}{Z} = \frac{(1 + C_v) W_D \cdot \ell}{Z}$$

ここで、

$$\ell = \boxed{\quad}$$

$$Z = \boxed{\quad}$$

(3) せん断応力

$$\tau = \frac{F_s}{A_p} = \frac{(1 + C_v) W_D}{A_p}$$

ここで、

$$A_p = \boxed{\quad}$$

(4) 組合せ応力

(a) 垂直応力とせん断応力の組合せ応力

$$\sigma = \sqrt{(\sigma_t + \sigma_b)^2 + 3 \cdot \tau^2} \quad (\text{引張側})$$

$$\sigma = \sqrt{(\sigma_c + \sigma_b)^2 + 3 \cdot \tau^2} \quad (\text{圧縮側})$$

(b) 圧縮力と曲げモーメントを受ける部材の組合せ応力

$$\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{c \sigma_b}{f_b} \leq 1$$

$$\frac{t \sigma_b - \sigma_c}{f_t} \leq 1$$

(c) 引張力と曲げモーメントを受ける部材の組合せ応力

$$\frac{\sigma_t + t \sigma_b}{f_t} \leq 1$$

$$\frac{c \sigma_b - \sigma_t}{f_b} \leq 1$$

5.4.2.3 トラスと原子炉遮蔽との取付部 (応力評価点 P 3)

(1) せん断応力

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

ここで,

$$A = \boxed{\quad}$$

(2) 引張応力

$$\sigma_t = \frac{F_t}{A} = \frac{(1 + C_v) W_d}{A}$$

ここで,

$$A = \boxed{\quad}$$

(3) 組合せ応力

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

5.4.2.4 フランジボルト (応力評価点 P 4)

(1) 引張応力

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

ここで,

$$n : フランジボルト本数 = \boxed{\quad}$$

$$D : 呼び径 = \boxed{\quad}$$

$$A : 呼び径断面積 = \pi / 4 \cdot D^2 \cdot n = \boxed{\quad}$$

5.5 計算条件

計算方法に用いる荷重は、5.2.4 項に示す。

5.6 応力の評価

4.4 項で求めた応力は表 5-4 に記載される値以下であること。

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 6-1 に示す。

表 5-1 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 6-2 に示す。

表 5-1 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 6-1(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)		
原子炉格納容器 スタビライザ	P 1	フランジとトラスの取付部	引張応力強さ	107	176	○
			せん断応力強さ	46	101	○
			組合せ応力強さ	134	176	○
	P 2	トラス	引張応力強さ	135	384	○
			曲げ応力強さ	143	384	○
			せん断応力強さ	4	221	○
			圧縮応力強さ	135	303	○
			組合せ応力強さ	278	384	○
	P 3	トラスと原子炉遮蔽との 取付部	引張応力強さ	2	384	○
			せん断応力強さ	67	221	○
			組合せ応力強さ	116	384	○
	P 4	フランジボルト	引張応力強さ	435	534	○

表 6-1(2) 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		荷重	評価式*	計算値		判定	備考
原子炉格納容器 スタビライザ	P 2	トラス	圧縮力と 曲げモーメント	$\frac{\sigma_c + {}_c\sigma_b}{f_c f_b}$	0.818	≤ 1	○	
				$\frac{{}_t\sigma_b - \sigma_c}{f_t}$	0.021	≤ 1	○	
			引張力と 曲げモーメント	$\frac{\sigma_t + {}_t\sigma_b}{f_t}$	0.724	≤ 1	○	
				$\frac{{}_c\sigma_b - \sigma_t}{f_b}$	0.021	≤ 1	○	

注記 * : 設計・建設規格 SSB-3121.1(6)項より。

表 6-2(1) 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)		
原子炉格納容器 スタビライザ	P 1	フランジとトラスの取付部	引張応力強さ	125	211	○
			せん断応力強さ	54	122	○
			組合せ応力強さ	157	211	○
	P 2	トラス	引張応力強さ	158	384	○
			曲げ応力強さ	155	384	○
			せん断応力強さ	4	221	○
			圧縮応力強さ	158	303	○
			組合せ応力強さ	313	384	○
	P 3	トラスと原子炉遮蔽との 取付部	引張応力強さ	2	384	○
			せん断応力強さ	79	221	○
			組合せ応力強さ	137	384	○
	P 4	フランジボルト	引張応力強さ	509	534	○

表 6-2(2) 許容応力状態IV_A Sに対する評価結果 (D+P_D+M+S_s)

評価対象設備	評価部位		荷重	評価式 ^{*1}	計算値		判定	備考
原子炉格納容器 スタビライザ	P 2	トラス	圧縮力と 曲げモーメント	$\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{c\sigma_b}{f_b}$	0.925	≤ 1	○	
				$\frac{t\sigma_b - \sigma_c}{f_t}$	-0.008	≤ 1	○	
			引張力と 曲げモーメント	$\frac{\sigma_t + t\sigma_b}{f_t}$	0.816	≤ 1	○	
				$\frac{c\sigma_b - \sigma_t}{f_b}$	-0.008	≤ 1	○	

注記 *1 : 設計・建設規格 SSB-3121.1(6)項より。