

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-添 2-005-33
提出年月日	2022年7月28日

VI-2-5-6-1-4 ストレーナ部ティーの耐震性についての計算書
(原子炉隔離時冷却系)

S2 補 VI-2-5-6-1-4 R0

2022年7月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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	4
2.4 記号の説明	5
2.5 計算精度と数値の丸め方	6
3. 評価部位	7
4. 地震応答解析及び構造強度評価	8
4.1 地震応答解析及び構造強度評価方法.....	8
4.2 荷重の組合せ及び許容応力	8
4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態.....	8
4.2.2 許容応力	8
4.2.3 使用材料の許容応力評価条件.....	8
4.2.4 設計荷重	13
4.3 解析モデル及び諸元	14
4.4 固有周期	15
4.5 設計用地震力	16
4.6 計算方法	17
4.6.1 応力の計算方法	17
4.6.2 応力解析に用いるモーメント.....	17
4.7 計算条件	18
4.8 応力の評価	18
5. 評価結果	19
5.1 設計基準対象施設としての評価結果.....	19
5.2 重大事故等対処設備としての評価結果.....	19
6. 引用文献	20

1. 概要

本計算書は、技術基準規則の解釈第 17 条 4 において記載される「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成 20・02・12 原院第 5 号（平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定））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、原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティー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。

原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーは、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重大事故防止設備（設計基準拡張）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

原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの構造計画を表 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	
ティーは、サプレッションプール内に水没された状態で設置されており、原子炉格納容器貫通部に取り付けられている。	ティー形の管継手	<p>(単位: mm)</p>

2.2 評価方針

原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの応力評価は、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成 20・02・12 原院第 5 号（平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定））及びVI-2-1-9「機能維持の基本方針」に基づき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」にて示す原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの部位を踏まえ「3. 評価部位」にて設定する箇所において、「4.3 解析モデル及び諸元」及び「4.4 固有周期」で算出した固有周期に基づく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で実施する。確認結果を「5. 評価結果」に示す。

原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの耐震評価フローを図 2-1 に示す。

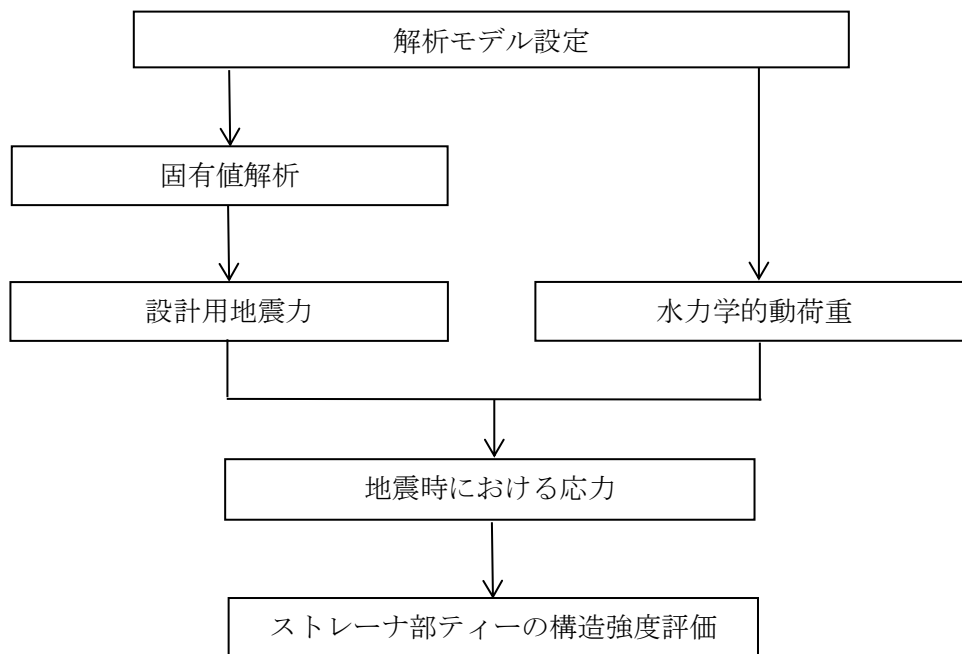


図 2-1 原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの耐震評価フロー

2.3 適用規格・基準等

本評価において適用する規格・基準等を以下に示す。

- ・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
((社) 日本電気協会)
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987 ((社) 日本電気協会)
- ・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 ((社) 日本電気協会)
- ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社) 日本機械学会, 2005/2007) (以下「設計・建設規格」という。)
- ・非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について (内規)
(平成 20・02・12 原院第 5 号 (平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定))

2.4 記号の説明

記号	記号の説明	単位
S_{prm}	発生応力	MPa
P	最高使用圧力（設計圧力）	MPa
D_o	管の外径	mm
t	管の厚さ	mm
B_1	設計・建設規格 表 PPB-3812. 1-1 で規定する応力係数 (= <input type="text"/>)	—
B_{2b}	設計・建設規格 式 PPB-4. 29 により計算した分岐管の応力係数 $=0.4 \cdot \left(\frac{R_m}{T_r}\right)^{\frac{2}{3}} (= \text{})$	—
R_m	主管の平均半径	mm
T_r	主管の厚さ	mm
B_{2r}	設計・建設規格 式 PPB-4. 30 により計算した主管の応力係数 $=0.5 \cdot \left(\frac{R_m}{T_r}\right)^{\frac{2}{3}} (= \text{})$	—
M_b	表 4-11 に示す分岐管に作用する最大モーメント	N・mm
M_r	表 4-11 に示す主管に作用する最大モーメント	N・mm
Z_b	分岐管の断面係数	mm ³
Z_r	主管の断面係数	mm ³

注：ここで定義されない記号については、各計算の項目において説明する。

2.5 計算精度と数値の丸め方

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
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
圧力	MPa	小数点以下第 3 位	四捨五入	小数点以下第 2 位* ¹
温度	°C	—	—	整数位
質量	kg	—	—	整数位
長さ	mm	—	—	整数位* ²
面積	mm ²	有効数字 5 桁目	四捨五入	有効数字 4 桁* ³
モーメント	N・mm	有効数字 5 桁目	四捨五入	有効数字 4 桁* ³
力	N	有効数字 5 桁目	四捨五入	有効数字 4 桁* ³
縦弾性係数	MPa	有効数字 4 桁目	四捨五入	有効数字 3 桁
算出応力	MPa	小数点以下第 1 位	切上げ	整数位
許容応力* ⁴	MPa	小数点以下第 1 位	切捨て	整数位

注記*1：必要に応じて小数点以下第 3 位とする。

*2：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。

*3：絶対値が 1000 以上のときは、べき数表示とする。

*4：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許容引張応力、設計降伏点及び設計引張強さは、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

原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの耐震評価は、「4.1 地震応答解析及び構造強度評価方法」に示す条件に基づき、ティーについて実施する。なお、原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーのフランジの評価は、ストレーナ側フランジより板厚を大きく設計しており（ティー側フランジ厚さ \square mm, ストレーナ側フランジ厚さ \square mm），ティー側フランジにかかる荷重はストレーナ側フランジと同じであるため、VI-2-5-5-4-1「原子炉隔離時冷却系ストレーナの耐震性についての計算書」に示すストレーナ側フランジの評価に包含されるため、ここでは記載を省略する。

原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの形状及び主要寸法を図 3-1 及び表 3-1 に示す。

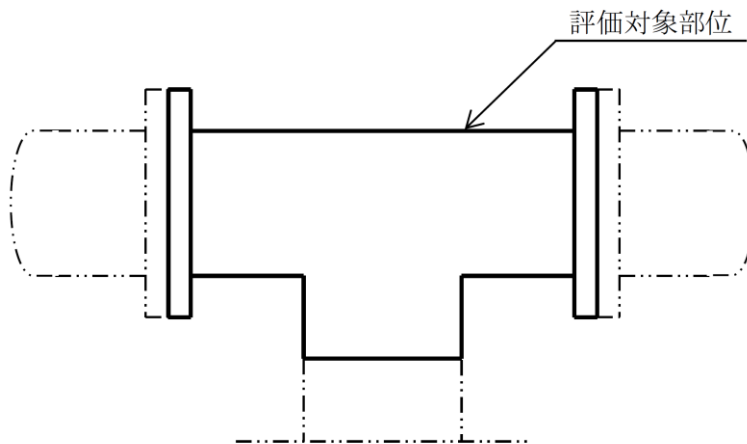


図 3-1 原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの形状

表 3-1 原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの主要寸法

(単位：mm)

貫通部番号	部位	外径	板厚	フランジ間距離
X-214	主管			
	分岐管			

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) 原子炉隔離時冷却系ストレーナの水平方向荷重及び鉛直方向荷重は、ティー及び原子炉格納容器貫通部を介してサプレッションチェンバに伝達される。
- (2) 地震力は、原子炉隔離時冷却系ストレーナに対して水平 2 方向及び鉛直方向から個別に作用させる。また、水平 2 方向及び鉛直方向の地震力による荷重の組合せには、SRSS法を適用する。
- (3) 耐震計算に用いる寸法は、公称値を使用する。
- (4) ストレーナ部ティーは、ストレーナ部を含む一体モデルでの応答解析から水力学的動荷重によるモーメントを求め、構造強度評価を行う。

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

原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティー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。また、荷重の組合せの整理表を表 4-3 に示す。

4.2.2 許容応力

原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの許容応力は「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成 20・02・12 原院第 5 号（平成 20 年 2 月 27 日原子力安全・保安院制定））及びVI-2-1-9「機能維持の基本方針」に基づき表 4-4 に示す。なお、評価対象は、基本板厚計算書で膜応力を考慮した最小板厚の評価を実施していることから、一次一般膜応力の評価結果の記載については省略する。

4.2.3 使用材料の許容応力評価条件

原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティー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 4-5 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-6 に示す。

なお、各評価部位の使用材料については以下のとおり。

ティー



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	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	原子炉冷却材 補給設備	原子炉隔離時冷却系 ストレーナ部ティー	S	クラス2	$D + P_D + M_D + S_d^*$	ⅢA S
					$D + P_L + M_L + S_d^*$	ⅢA S
					$D + P_D + M_D + S_s$	ⅣA S

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	許容応力状態
原子炉冷却 系統施設	非常用炉心冷却 設備その他 原子炉注水設備	原子炉隔離時冷却系 ストレーナ部ティー	常設／防止 (DB拡張)	重大事故等 クラス2	$D + P_D + M_D + S_s^{*2}$	ⅣA S
					$D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_s$	V A S (V A SとしてⅣA S の許容限界を用いる)

注記*1：「常設／防止（DB拡張）」は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）を示す。

*2：「 $D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_s$ 」の評価に包絡されるため、評価結果の記載を省略する。

表 4-3 荷重の組合せ整理表

組合せ No.	運転状態	死荷重	異物荷重	差圧	SRV 荷重		LOCA 荷重			地震荷重		許容応力状態
					運転時	中小破断時	プールスウェル	蒸気凝縮(CO)	チャギング(CH)	S d* 荷重	S s 荷重	
DBA* ¹	DBA-1	運転状態 I	○							○		ⅢAS
	DBA-2	運転状態 I	○								○	ⅣAS
	DBA-3	運転状態 II	○			○				○		ⅢAS
	DBA-4	運転状態 II	○			○					○	ⅣAS
	DBA-5	運転状態Ⅳ(L)	○		○					○		ⅢAS
SA* ²	SA-1	運転状態Ⅴ(L)* ³	○		○					○		ⅤAS* ⁴
	SA-2	運転状態Ⅴ(LL)	○		○						○	ⅤAS* ⁴

注記*1：設計基準対象施設

*2：重大事故等対処設備

*3：運転状態Ⅴ(L)は、温度条件を重大事故等時における最高使用温度 104℃とした運転状態Ⅴ(LL)の評価で代表される。

*4：許容応力状態ⅤASとしてⅣASの許容応力を用いる。

表4-4 許容応力（クラス2，3管及び重大事故等クラス2管（クラス2，3管））

許容応力 状態	許容限界*1			
	一次一般膜応力	一次応力 (曲げ応力を含む)	一次+二次応力*2	一次+二次応力 +ピーク応力*2
ⅢAS	S_y と $0.6 \cdot S_u$ 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 ては上記値と $1.2 \cdot S$ との大きい 方	S_y 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 ては上記値と $1.2 \cdot S$ との大きい 方	<p>S_d又はS_s地震動のみによる疲労解析を行 い，疲労累積係数が1.0以下であること。 ただし，地震動のみによる一次+二次応力の 変動値が$2 \cdot S_y$以下であれば，疲労解析は不 要。</p>	<p>S_d又はS_s地震動のみによる疲労解析を行 い，疲労累積係数が1.0以下であること。 ただし，地震動のみによる一次+二次応力の 変動値が$2 \cdot S_y$以下であれば，疲労解析は不 要。</p>
ⅣAS	$0.6 \cdot S_u$	左欄の1.5倍の値		
ⅤAS (ⅤASとしてⅣASの 許容限界を用いる。)				

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。

*2：二次応力が発生する場合のみ考慮する。

表4-5 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	104				
ティー		最高使用温度	104				—

表4-6 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	104				
ティー		最高使用温度	104				—

4.2.4 設計荷重

ストレーナに作用する荷重（死荷重，水力学的動荷重，地震荷重等）はフランジを介してティーに伝達される。なお，原子炉隔離時冷却系ストレーナに付着する異物は想定しない。

(1) 死荷重

ティーの死荷重は N を考慮する。

(2) 差圧

ティーの設計圧力は MPa を考慮する。

(3) 水力学的動荷重（逃がし安全弁作動時荷重）

逃がし安全弁作動時には，サプレッションチェンバ内の水中構造物に水力学的動荷重が作用する。この荷重については，原子力安全委員会が策定した評価指針（以下「MARK I 動荷重指針」という。）及び引用文献(1)～(3)に準じて荷重の評価を実施する。

MARK I 動荷重指針及び引用文献(1)～(3)に基づき，ストレーナに加わる水力学的動荷重を算出した結果を表4-7に示す。表4-7に示した荷重は，考慮すべき水力学的動荷重が最大となる位置を選定して算出した値であり，地震荷重と組み合わせる逃がし安全弁作動時荷重のみ記載する。

なお，ストレーナは，逃がし安全弁作動時荷重として，排気管内にたまっていた水の噴流による荷重（水ジェット），排気管内にたまっていた非凝縮性ガスの膨張・収縮による荷重（気泡振動）及び排気管から流入する蒸気の凝縮による荷重のうち，水ジェットによる荷重及び蒸気凝縮過程による荷重については十分小さいため評価対象としない。また，気泡振動による荷重は，流速の変化率によって生じる荷重（加速度ドラッグ荷重）と流速の大きさによって生じる荷重（定常ドラッグ荷重）の代数和とし，逃がし安全弁作動時荷重として用いる。

表4-7 水力学的動荷重（逃がし安全弁作動時荷重）

（単位：N）

荷重名称	軸方向荷重	軸直角方向荷重
S R V 荷重（運転時）	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注1：軸直角方向（水平方向X及び鉛直方向Z）については，二乗和平方根としている。

注2：加速度ドラッグ荷重と定常ドラッグ荷重との代数和としている。

4.3 解析モデル及び諸元

原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの応答解析用モデルを図 4-1 に、解析モデルの概要を以下に示す。解析モデルはVI-2-5-5-4-1「原子炉隔離時冷却系ストレーナの耐震性についての計算書」に示す応答解析用モデルと同じモデルである。また、機器の諸元を本計算書の【原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの耐震性についての計算結果】の機器要目に示す。

- (1) 応答解析用モデルではストレーナから原子炉格納容器貫通部までをはり要素を用いた有限要素モデルとしてモデル化して解析を行い、固有値及び水力学的動荷重を算出する。なお、ストレーナについては構造上十分に剛性が高いため、剛体としてモデル化する。
- (2) ストレーナ部ティーと原子炉格納容器貫通部は溶接構造で取り付けられており、付根部は原子炉格納容器シェル部を模擬したばねの端点を拘束する。
- (3) 各部の質量は、各部の重心位置（図 4-1 の○の節点）に集中質量を与える。
- (4) 本設備はサプレッションプールに水没している機器であるため、応答解析では内包水及び排除水の影響を加味し、ストレーナ質量に含める。
- (5) 解析コードは「MSC NASTRAN」を使用し、固有値及び水力学的動荷重を求める。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、VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

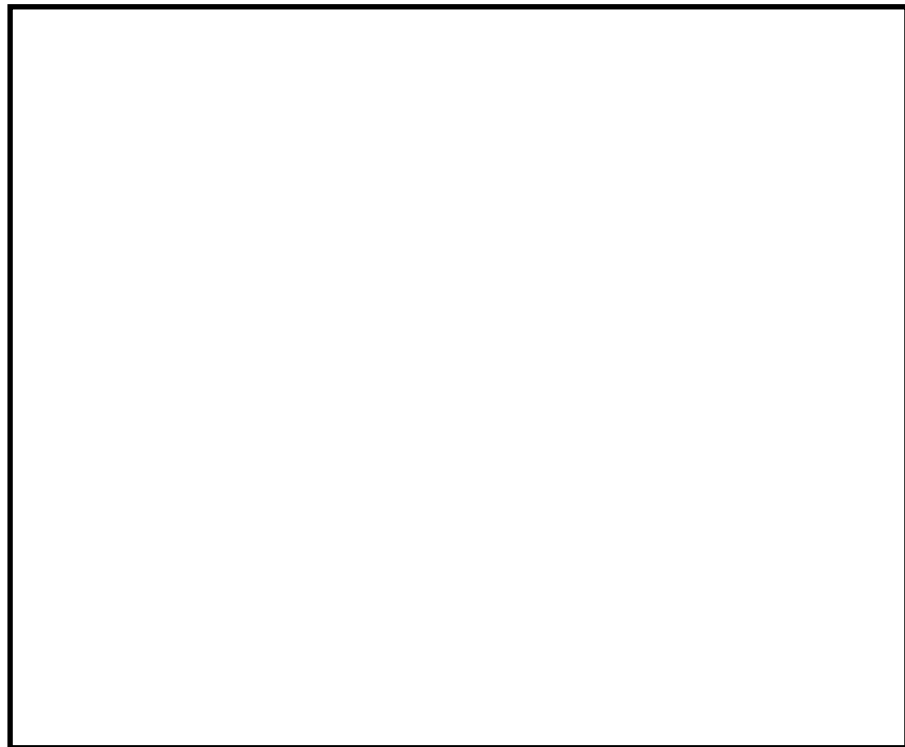


図 4-1 応答解析用モデル

4.4 固有周期

固有値解析の結果を表 4-8, 振動モード図を図 4-2 に示す。固有周期は, 0.05 秒以下であり, 剛構造であることを確認した。

表 4-8 固有値解析結果

モード	卓越方向	固有周期 (s)	水平方向刺激係数		鉛直方向 刺激係数
			NS 方向	EW 方向	
1 次	軸直角方向 (水平/鉛直)	□	—	—	—

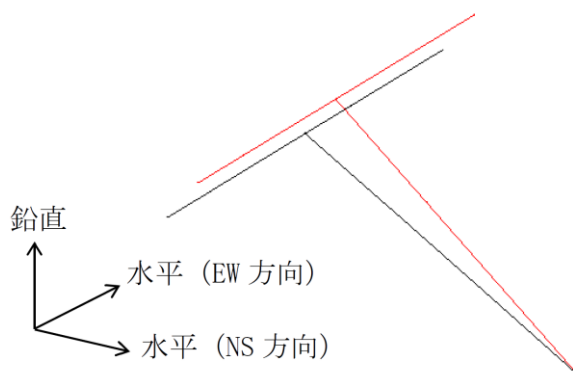


図 4-2 振動モード (1 次モード □ s)

4.5 設計用地震力

評価に用いる設計用地震力を表 4-9 及び表 4-10 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、VI-2-1-7 「設計用床応答スペクトルの作成方針」に基づき設定する。

表 4-9 設計用地震力（設計基準対象施設）

据付場所 及び 床面高さ (m)	固有周期 (s)		弾性設計用地震動 S d 又は静的震度		基準地震動 S s	
	水平 方向	鉛直 方向	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度
原子炉建屋 EL <input type="text"/> (EL 1.300 ^{*1})	0.05 以下	0.05 以下	$C_H=3.44^{*2,4}$ (NS 方向) $C_H=3.86^{*2,4}$ (EW 方向)	$C_V=3.02^{*2,4}$	$C_H=6.20^{*3,4}$ (NS 方向) $C_H=7.74^{*3,4}$ (EW 方向)	$C_V=5.84^{*3,4}$

注記*1：基準床レベルを示す。

*2：設計用震度 II（弾性設計用地震動 S d）及び静的震度を上回る設計震度

*3：設計用震度 II（基準地震動 S s）を上回る設計震度

*4：VI-2-9-2-2「サプレッションチェンバの耐震性についての計算書」に示す地震応答解析結果における原子炉隔離時冷却系ストレーナ取付位置の応答加速度を上回る設計震度

表 4-10 設計用地震力（重大事故等対処設備）

据付場所 及び 床面高さ (m)	固有周期 (s)		弾性設計用地震動 S d 又は静的震度		基準地震動 S s	
	水平 方向	鉛直 方向	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度
原子炉建屋 EL <input type="text"/> (EL 1.300 ^{*1})	0.05 以下	0.05 以下	—	—	$C_H=6.20^{*2,3}$ (NS 方向) $C_H=7.74^{*2,3}$ (EW 方向)	$C_V=5.84^{*2,3}$

注記*1：基準床レベルを示す。

*2：設計用震度 II（基準地震動 S s）を上回る設計震度

*3：VI-2-9-2-2「サプレッションチェンバの耐震性についての計算書」に示す地震応答解析結果における原子炉隔離時冷却系ストレーナ取付位置の応答加速度を上回る設計震度

4.6 計算方法

4.6.1 応力の計算方法

ティーに発生する応力は、設計・建設規格 PPC-3520 に従い算出する。なお、ティーの溶接継手は管の板厚の強度と同等以上となるように設計しているため、ここでは管についての評価を行う。

$$S_{prim} = \frac{B_1 \cdot P \cdot D_o}{2 \cdot t} + \frac{B_{2b} \cdot M_b}{Z_b} + \frac{B_{2r} \cdot M_r}{Z_r}$$

4.6.2 応力解析に用いるモーメント

応力解析に用いるモーメントは、図 4-3 に示す主管と分岐管に作用するモーメントを用いる。主管と分岐管のモーメントは 4.2.4 項に示したようにストレナーからの伝達荷重を考慮する。

算出したモーメントを表 4-11 に示す。ここでのモーメントとは、設計・建設規格 解説 PPC-3520 の考え方に基づいて設定した 3 方向のモーメントを二乗和平方根で合成したものである。

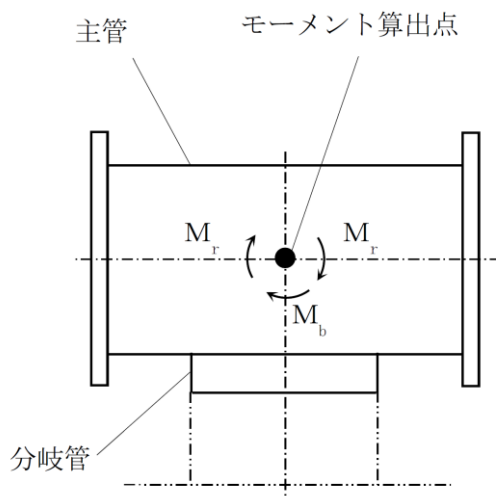


図 4-3 ティーのモーメント算出点

表 4-11 ティーの設計荷重

(単位：N・mm)

荷重		モーメント	
		主管	分岐管
1	死荷重		
2	差圧		
3	S R V 荷重		
4	S d *地震荷重		
5	S s 地震荷重		

4.7 計算条件

応力計算に用いる計算条件は、本計算書の【原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの耐震性についての計算結果】に示す。

4.8 応力の評価

「4.6 計算方法」で求めた応力が表 4-4, 表 4-5 及び表 4-6 で定める許容応力以下であること。

5. 評価結果

5.1 設計基準対象施設としての評価結果

原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティー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。

(1) 構造強度評価結果

構造強度評価の結果を次頁以降の表に示す。

なお，各評価点における算出応力は表 4-3 に示す荷重の組合せのうち，各許容応力状態 IIIAS 及び IVAS で，発生値が高い方の評価を記載している。

5.2 重大事故等対処設備としての評価結果

原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティー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。

(1) 構造強度評価結果

構造強度評価の結果を次頁以降の表に示す。

なお，各評価点における算出応力は表 4-3 に示す荷重の組合せのうち，許容応力状態 VAS で，発生値が高い方の評価を記載している。

6. 引用文献

- (1) NEDO-21888, “Mark I Containment Program Load Definition Report”,
General Electric, November 1981.
- (2) NEDO-21471, “Analytical Model for Estimating Drag Forces on Rigid Submerged
Structures Caused by LOCA and Safety Relief Valve Ramshead Air Discharges”,
General Electric, September 1977.
- (3) MARK-I型格納容器の動荷重評価について
MARK-I型格納容器評価検討会 昭和59年9月

【原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティ어의耐震性についての計算結果】

1. 設計基準対象施設

1.1 設計条件

機器名称	耐震重要度分類	据付場所及び 床面高さ (m)	固有周期 (s)		弾性設計用地震動 S d 又は静的震度		基準地震動 S s		最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
			水平方向	鉛直方向	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度		
原子炉隔離時冷却系 ストレーナ部ティ어	S	原子炉建屋 EL (EL 1.300* ¹)	0.05 以下	0.05 以下	$C_H = 3.44^{*2,4}$ (NS 方向) $C_H = 3.86^{*2,4}$ (EW 方向)	$C_V = 3.02^{*2,4}$	$C_H = 6.20^{*3,4}$ (NS 方向) $C_H = 7.74^{*3,4}$ (EW 方向)	$C_V = 5.84^{*3,4}$	104	—

注記*1: 基準床レベルを示す。

*2: 設計用震度Ⅱ (弾性設計用地震動 S d) 及び静的震度を上回る設計震度。

*3: 設計用震度Ⅱ (基準地震動 S s) を上回る設計震度

*4: VI-2-9-2-2 「サブプレッションチェンバの耐震性についての計算書」に示す地震応答解析結果における原子炉隔離時冷却系ストレーナ取付位置の応答加速度を上回る設計震度

1.2 機器要目

(単位：mm)

貫通部番号	部位	外径 D_o	板厚 t	フランジ間距離 L
X-214	主管			
	分岐管			

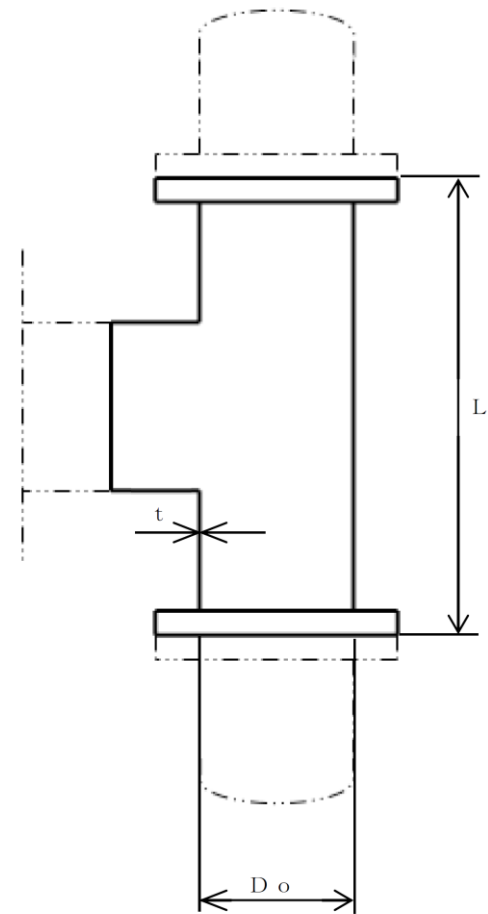
B_1 (—)	B_{2b} (—)	B_{2r} (—)	Z_b (mm^3)	Z_r (mm^3)

(単位：MPa)

部材	材料	S	S_y	S_u	S_y (RT)
ティー					—

(解析モデルの諸元)

項目	単位	入力値
原子炉隔離時冷却系ストレナ部ティーの材質	—	
原子炉隔離時冷却系ストレナ部ティーの質量	kg	
原子炉隔離時冷却系ストレナ部ティーの内包水及び排除水の質量	kg	
縦弾性係数	MPa	
ポアソン比	—	
要素数	個	
節点数	個	



1.3 計算数値

1.3.1 ティーの設計荷重

自重 (N)	設計圧力 P (MPa)

(単位 : N・mm)

荷重		モーメント	
		主管	分岐管
1	死荷重		
2	差圧		
3	S R V 荷重		
4	S d *地震荷重		
5	S s 地震荷重		

1.4 結論

1.4.1 固有周期 (単位：s)

方向	固有周期
軸直角方向 (水平／鉛直)	□

1.4.2 応力

(単位：MPa)

評価対象設備	材料	応力分類	Ⅲ A S			Ⅳ A S		
			算出 応力	許容 応力	荷重 組合せ	算出 応力	許容 応力	荷重 組合せ
原子炉隔離時冷却系 ストレーナ部ティー	□	一次応力	7	219	DBA-5	7	364	DBA-4

すべて許容応力以下である。

2. 重大事故等対処設備

2.1 設計条件

機器名称	設備分類	据付場所及び 床面高さ (m)	固有周期 (s)		弾性設計用地震動 S d 又は静的震度		基準地震動 S s		最高使用温度 (°C)	周囲環境温度 (°C)
			水平方向	鉛直方向	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度		
原子炉隔離時冷却系 ストレーナ部ティール	常設/防止 (DB 拡張)	原子炉建屋 EL (EL 1.300* ¹)	0.05 以下	0.05 以下	—	—	$C_H = 6.20^{*2,3}$ (NS 方向) $C_H = 7.74^{*2,3}$ (EW 方向)	$C_V = 5.84^{*2,3}$	104	—

注記*1: 基準床レベルを示す。

*2: 設計用震度 II (基準地震動 S s) を上回る設計震度。

*3: VI-2-9-2-2 「サブプレッションチェンバの耐震性についての計算書」に示す地震応答解析結果における原子炉隔離時冷却系ストレーナ取付位置の応答加速度を上回る設計震度

2.2 機器要目

(単位：mm)

貫通部番号	部位	外径 D_o	板厚 t	フランジ間距離 L
X-214	主管			
	分岐管			

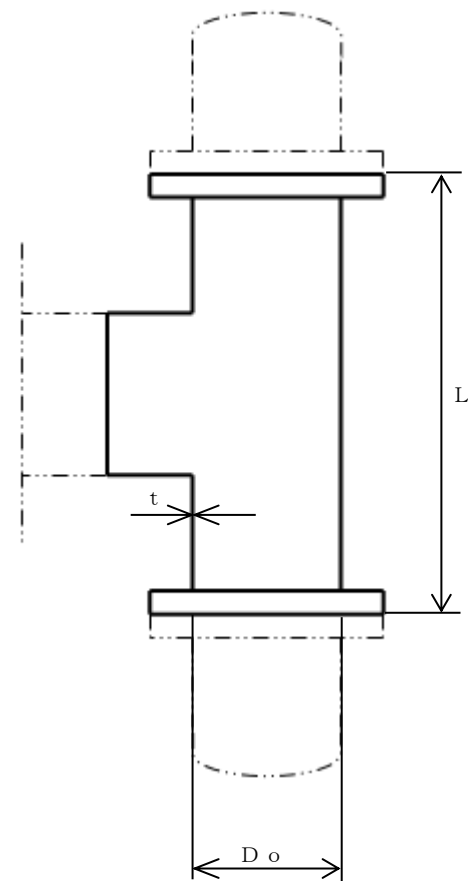
B_1 (—)	B_{2b} (—)	B_{2r} (—)	Z_b (mm^3)	Z_r (mm^3)

(単位：MPa)

部材	材料	S	S_y	S_u	S_y (RT)
ティー					—

(解析モデルの諸元)

項目	単位	入力値
原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの材質	—	
原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの質量	kg	
原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの内包水及び排除水の質量	kg	
縦弾性係数	MPa	
ポアソン比	—	
要素数	個	
節点数	個	



2.3 計算数値

2.3.1 ティーの設計荷重

自重 (N)	設計圧力 P (MPa)

(単位 : N・mm)

荷重		モーメント	
		主管	分岐管
1	死荷重		
2	差圧		
3	S s 地震荷重		

2.4 結論

2.4.1 固有周期 (単位：s)

方向	固有周期
軸直角方向 (水平/鉛直)	□

2.4.2 応力

(単位：MPa)

評価対象設備	材料	応力分類	V Δ S		
			算出 応力	許容 応力	荷重 組合せ
原子炉隔離時冷却系 ストレーナ部ティー	□	一次応力	9	364	SA-2

すべて許容応力以下である。