

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7添-2-036-18 改1
提出年月日	2020年7月22日

V-2-5-4-2-4 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書

K7 ① V-2-5-4-2-4 R0

2020年7月

東京電力ホールディングス株式会社

V-2-5-4-2-4 原子炉隔離時冷却系ストレナ部ティー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	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

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 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。その耐震評価は原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの応力評価により行う。

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	
<p>ストレーナ部ティーは、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。</p>	<p>ティー形の管継手</p>	<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어의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V-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어의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어의耐震評価フローを図2-1に示す。

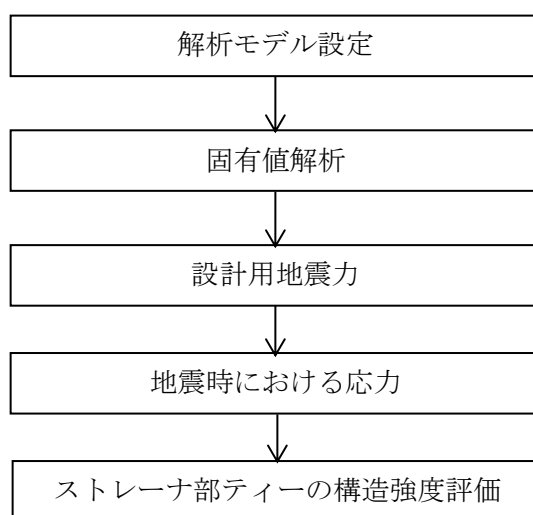


図2-1 原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティ어의耐震評価フロー

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
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：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□mm，ストレーナ側フランジ厚さ□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，V-2-5-4-2-3「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。

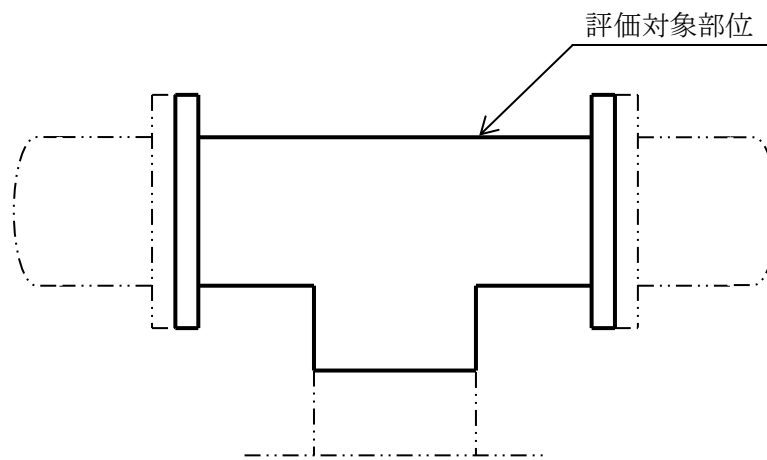


図3-1 原子炉隔離時冷却系ストレーナ部ティーの形状

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) 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得られたモーメントとストレーナから作用する荷重を用いて構造強度評価を行う。
- (2) 耐震計算に用いる寸法は、公称値を使用する。

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 V-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	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	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	○								○		ⅢAS
	DBA-2	○									○	ⅣAS
	DBA-3	○			○					○		ⅢAS
	DBA-4	○			○						○	ⅣAS
	DBA-5	○		○						○		ⅢAS
SA* ²	SA-1	○		○						○		VAS* ⁴
	SA-2	○		○							○	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 120℃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	弾性設計用地震動 S_d 又は基準地震動 S_s 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。	
ⅣAS	0.6・ S_u	左欄の1.5倍の値	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。	
ⅤAS (ⅤASとしてⅣASの 許容限界を用いる。)			基準地震動 S_s 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。	

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 (RT) (MPa)
		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 (RT) (MPa)
		ティー		最高使用温度	120		

4.2.4 設計荷重

ストレーナに作用する荷重（死荷重，水力的動荷重，地震荷重等）はフランジを介してティーに伝達され，最終的に貫通部に伝達される。このため，ティーの設計荷重としては，ティー自身に作用する荷重に加え，先の伝達荷重を考慮する。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

ティーの死荷重を表 4-7 に示す。

表 4-7 死荷重

(単位：N)

部位	原子炉隔離時冷却系
ティー	<input type="text"/>

(2) 差圧

ティーの設計圧力は MPa を考慮する。

4.3 解析モデル及び諸元

原子炉隔離時冷却系ストレ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V-2-5-4-2-3「原子炉隔離時冷却系ストレ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、固有値及び荷重を算出する。なお、ストレナについては構造上十分に剛であるため、剛体としてモデル化する。
- (2) ストレ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、付根部は完全拘束とする。
- (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、別紙「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 に示す。固有周期は、0.05 秒以下であり、剛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
			X方向	Y方向	
1次	水平	0.006	—	—	—
3次	鉛直	0.005	—	—	—

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、V-2-1-7 「設計用床応答曲線の作成方針」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 T. M. S. L. <input type="text"/> (T. M. S. L. -1.700*)	0.006	0.05 以下	$C_H=0.59$	$C_V=0.63$	$C_H=1.30$	$C_V=1.27$

注記*：基準床レベルを示す。

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 T. M. S. L. <input type="text"/> (T. M. S. L. -1.700*)	0.006	0.05 以下	—	—	$C_H=1.30$	$C_V=1.27$

注記*：基準床レベルを示す。

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。

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

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 4-2 に示す主管と分岐管に作用するモーメントを用いる。主管のモーメントは 4.2.4 項に示したようにストレーナからの伝達荷重を考慮し、分岐管のモーメントは先の伝達荷重に加え、ティー自身に作用する荷重から算出したモーメントを考慮する。

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。

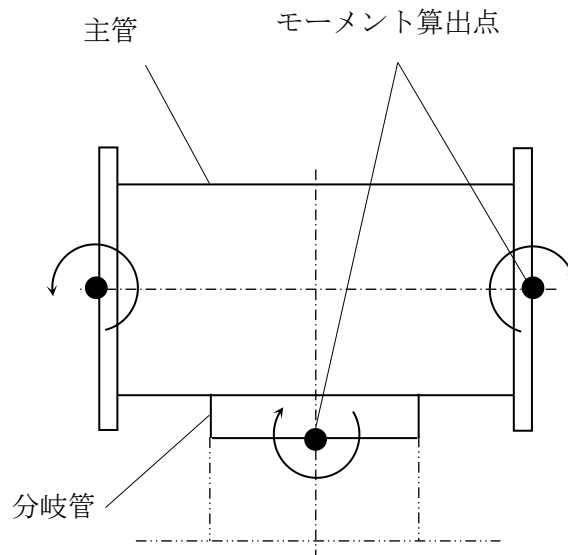


図 4-2 ティーのモーメント算出点

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 を用いて算出され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ⅢA S 及びⅣA S 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対処設備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，許容応力状態ⅤA S で，発生値が高い方の評価を記載している。

【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 T. M. S. L. (T. M. S. L. -1.700*)	0.006	0.05 以下	C _H =0.59	C _V =0.63	C _H =1.30	C _V =1.27	104	—

注記* : 基準床レベルを示す。

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			

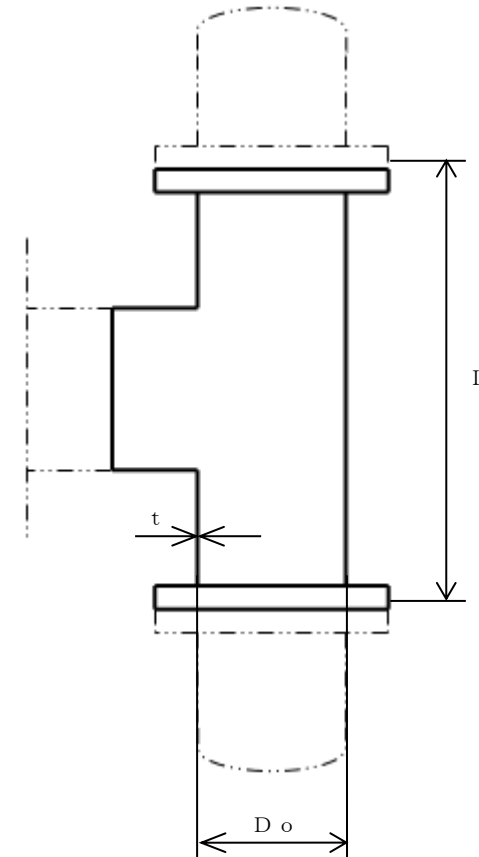
B_1 (—)	B_{2b} (—)	B_{2r} (—)	Z_b (mm^3)	Z_r (mm^3)

(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 水力的動荷重

逃がし安全弁作動時荷重

(単位：N)

荷重		X方向	Y方向	Z方向
1	S R V 荷重			

1.3.2 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)

モード	方向	固有周期
1次モード	水平	0.006
3次モード	鉛直	0.005

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	9	169	DBA-5	11	395	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 T.M.S.L. (T.M.S.L. -1.700*)	0.006	0.05 以下	—	—	C _H = 1.30	C _V = 1.27	120	—

注記* : 基準床レベルを示す。

2.2 機器要目

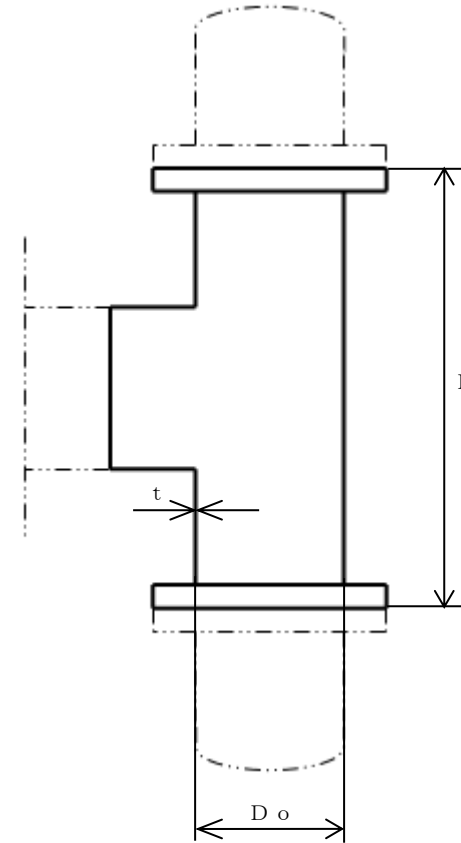
(単位: mm)

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					—



25

(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 d *地震荷重		
4	S s 地震荷重		

2.4 結論

2.4.1 固有周期

(単位 : s)

モード	方向	固有周期
1次モード	水平	0.006
3次モード	鉛直	0.005

2.4.2 応力

(単位 : MPa)

評価対象設備	材料	応力分類	V A 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	13	390	SA-2

すべて許容応力以下である。