

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6号機	設計及び工事計画審査資料
資料番号	KK6 添-1-034 改0
提出年月日	2024年1月15日

VI-1-2-1 原子炉本体の基礎に関する説明書

VI-1-2-1 原子炉本体の基礎に関する説明書

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 5 条及び第 50 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に基づき、原子炉本体の基礎が設計上定める条件において要求される強度を確保していることを説明するものである。

- (1) 原子炉本体の基礎の耐震性についての計算書
- (2) 原子炉本体の基礎の強度計算書

(1) 原子炉本体の基礎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. 構造強度評価	9
4.1 構造強度評価方法	9
4.2 荷重の組合せ及び許容値	9
4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態	9
4.2.2 許容値	9
4.2.3 使用材料の許容応力度評価条件	9
4.2.4 設計荷重	13
4.3 設計用地震力	20
4.4 計算方法	20
4.4.1 応力評価点	20
4.4.2 解析モデル及び諸元	24
4.4.3 荷重及び応力度計算方法	27
4.5 計算条件	29
4.6 荷重及び応力度の評価	29
5. 評価結果	30
5.1 設計基準対象施設としての評価結果	30
5.2 重大事故等対処設備としての評価結果	46
6. 参照図書	57

別紙1 計算機プログラム（解析コード）の概要

1. 概要

本計算書は、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」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準じて、原子炉本体の基礎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。

原子炉本体の基礎は設計基準対象施設においてはSクラス相当施設に、重大事故等対処設備においては常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備相当に分類される。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。

なお、本計算書においては、新規制対応設工認対象となる設計用地震力及び重大事故等時に対する評価について記載するものとし、前述の荷重を除く荷重による原子炉本体の基礎の評価は、平成3年8月23日付け3資庁第6674号にて認可された工事計画の添付書類（参照図書(1)）による（以下「既工認」という。）。

2. 一般事項

2.1 構造計画

原子炉本体の基礎の構造計画を表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>原子炉本体の基礎は、原子炉格納容器底部及びダイヤモンドフロアに支持される。</p> <p>原子炉本体の基礎の鉛直方向荷重及び水平方向荷重は、原子炉格納容器底部及びダイヤモンドフロアを介して原子炉建屋に伝達させる。</p>	<p>原子炉本体の基礎は、鋼板とコンクリートから成る円筒形の構造物であり、外径 <input type="text"/> mm、壁厚 <input type="text"/> mm の上層円筒部及び壁厚 <input type="text"/> mm の下層円筒部で構成される。下層円筒部には、ベント管が埋設されている。また、下部ドライウェルアクセストンネル（以下「アクセストンネル」という。）が接続される。</p> <p>なお、コンクリートは強度部材として考慮しない。</p>	<p>原子炉建屋</p> <p>原子炉本体の基礎</p> <p>ダイヤモンドフロア</p> <p>ベント管</p> <p>原子炉格納容器底部</p> <p>アクセストンネル</p> <p>コンクリート</p> <p>原子炉本体の基礎 拡大図 (単位: mm)</p>

2.2 評価方針

原子炉本体の基礎の応力評価は、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」及びVI-2-1-9「機能維持の基本方針」にて設定した荷重及び荷重の組合せ並びに「2.3 適用規格・基準等」にて設定される許容限界に基づき、「3. 評価部位」にて設定する箇所に作用する設計用地震力による応力度等が許容限界内に収まることを、「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。確認結果を「5. 評価結果」に示す。

原子炉本体の基礎の耐震評価フローを図 2-1 に示す。

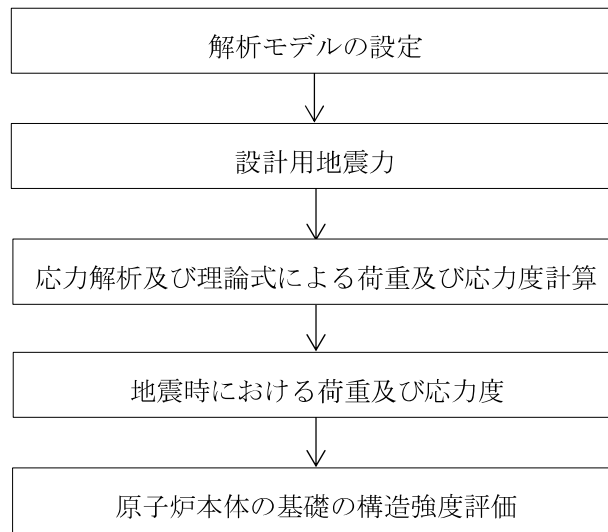


図 2-1 原子炉本体の基礎の耐震評価フロー

2.3 適用規格・基準等

適用規格・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）
- ・鋼構造設計規準（日本建築学会 2005 改定）
- ・鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会 1999 改定）

2.4 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A_i	断面積 ($i = 0, 1$)	$\text{mm}^2/\text{本}$
A_e	有効せん断断面積	mm^2
D	死荷重	—
E	縦弾性係数	N/mm^2
f_b	許容曲げ応力度	N/mm^2
f_c	許容圧縮応力度	N/mm^2
f_s	許容せん断応力度	N/mm^2
f_t	許容引張応力度	N/mm^2
F	許容応力度の基準値, アンカボルトの引抜き力	$\text{N}/\text{mm}^2, \text{N}/4.5^\circ$
H	水平方向荷重	$\text{MN}, \text{MN}\cdot\text{m}$
m_o	質量	kg
M	機械的荷重	—
M_L	地震と組み合わせる機械的荷重	—
M_{SAL}	機械的荷重 (SA後長期機械的荷重)	—
M_{SALL}	機械的荷重 (SA後長々期機械的荷重)	—
P	圧力	—
P_L	地震と組み合わせる圧力	—
P_{SAL}	圧力 (SA後長期圧力)	kPa
P_{SALL}	圧力 (SA後長々期圧力)	kPa
R	半径方向荷重	kN/m^2
S_d	弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力	—
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のいずれか大きい方の地震力	—
S_s	基準地震動 S_s により定まる地震力	—
S_u	設計引張強さ	N/mm^2
S_y	設計降伏点	N/mm^2
T	温度	$^\circ\text{C}$
V	鉛直方向荷重, 鉛直震度	$\text{kN}, \text{kN}/\text{m}^2, \text{—}$
Z	断面係数	mm^3
ν	ポアソン比	—
σ_t	アンカボルトに生ずる最大引張応力度	N/mm^2
σ_{ta}	ねじ部有効断面でのアンカボルトの引張応力度	N/mm^2
σ_{ti}	内筒側のアンカボルトの引張応力度	N/mm^2
σ_{to}	外筒側のアンカボルトの引張応力度	N/mm^2

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に示すとおりである。

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
圧力	kPa	—	—	整数位
許容応力度	N/mm ²	小数点以下第1位	切捨て	整数位
算出応力度	N/mm ²	小数点以下第2位	切上げ	小数点以下第1位
設計荷重	kN	—	—	整数位
許容荷重	N	有効数字5桁目	切捨て	有効数字4桁*
算出荷重	N	有効数字5桁目	切上げ	有効数字4桁*

注記*：絶対値が1000以上のときはべき数表示とする。

3. 評価部位

原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法を図 3-1 に、評価部位及び使用材料を表 3-1 に示す。

K6 ① VI-1-2-1(1) R0

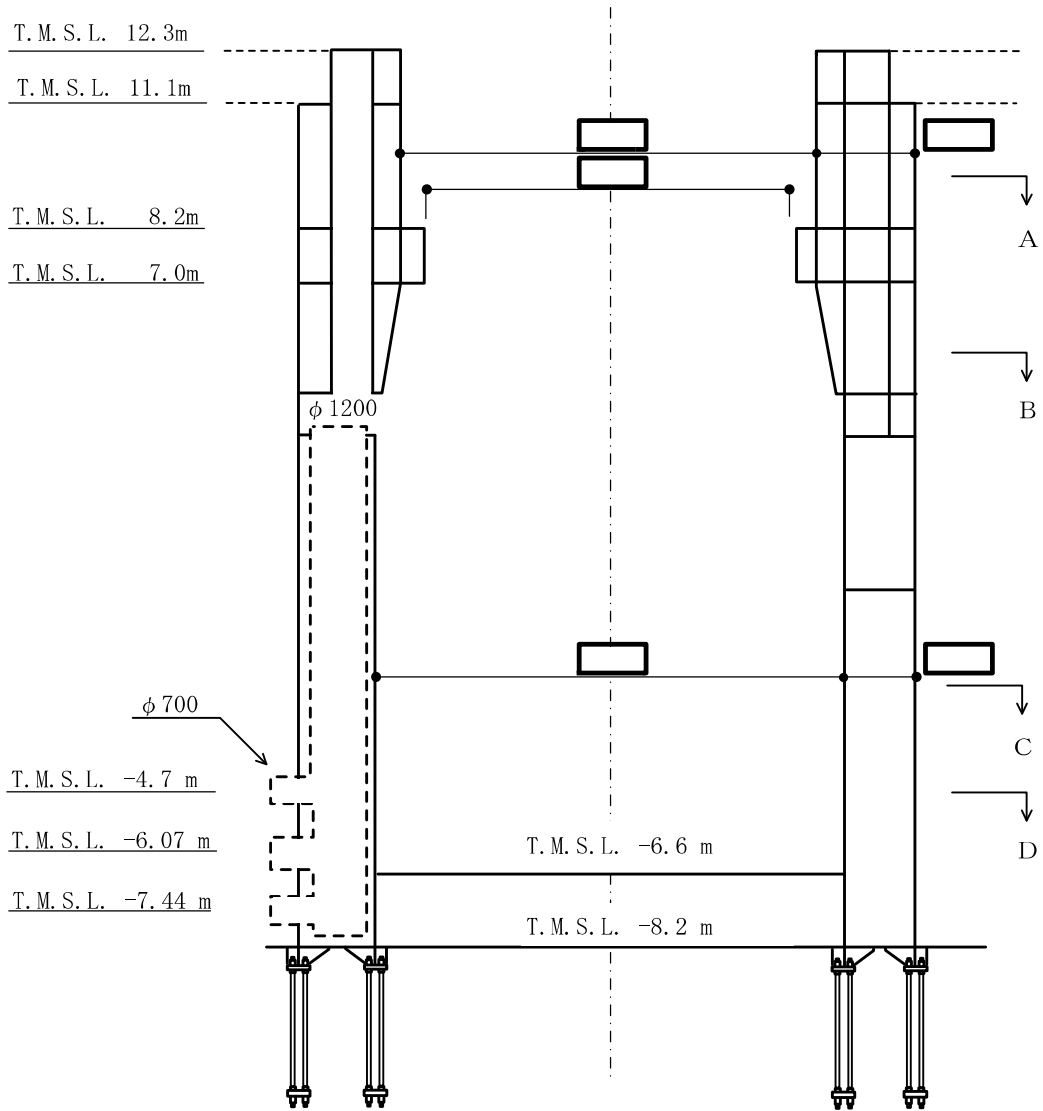


図 3-1 原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法 (その 1) (単位 : mm)

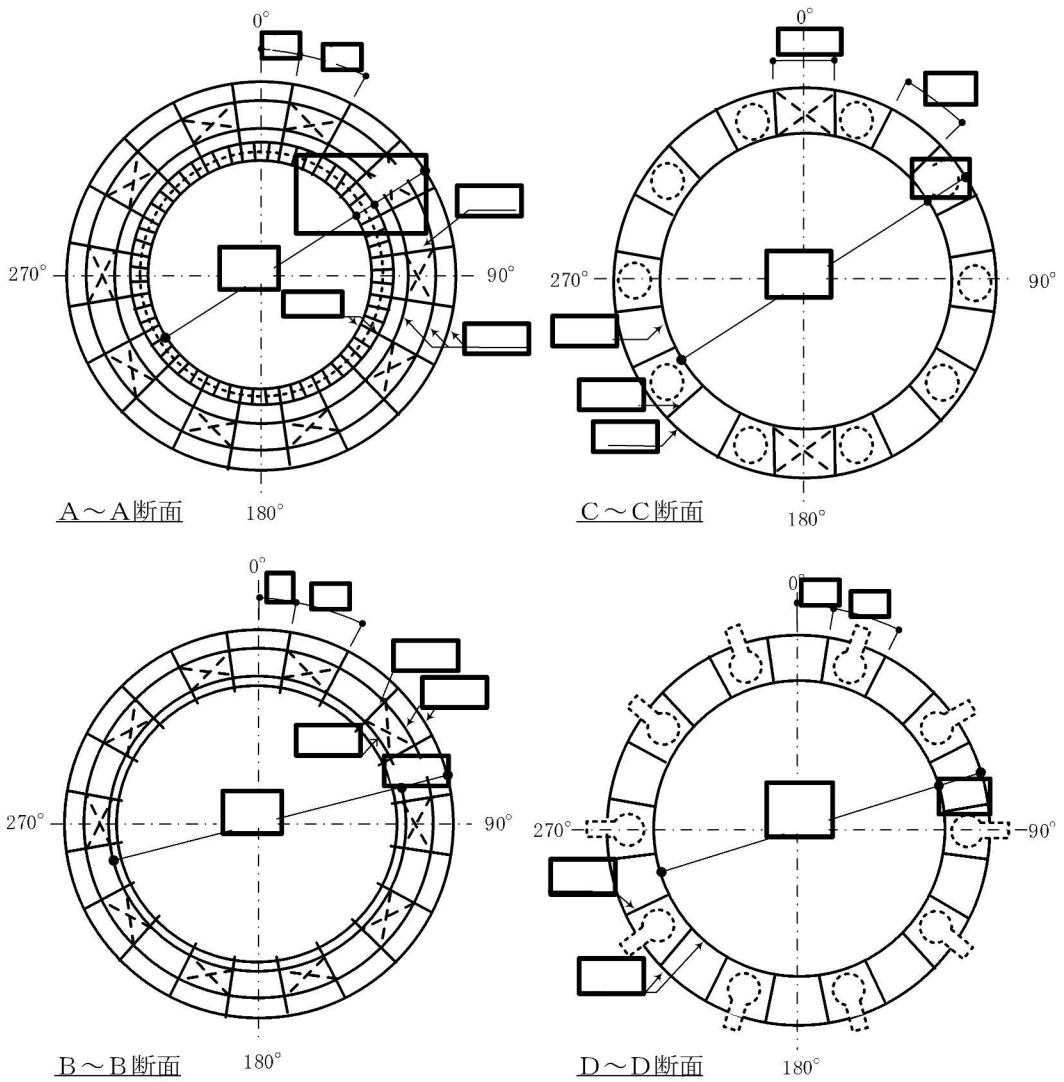





図 3-1 原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法（その 2）（単位：mm）

表 3-1 評価部位及び使用材料表

評価部位	使用材料	備考
構造用鋼材 （円筒部，たてリブ， ベアリングプレート， ブラケット部）		
原子炉本体基礎 アンカボルト		

4. 構造強度評価

4.1 構造強度評価方法

- (1) 原子炉本体の基礎の地震荷重は、原子炉格納容器底部及びダイヤフラムフロアを介して原子炉建屋に伝達される。原子炉本体の基礎の耐震評価として、VI-2-2-4「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荷重を用いて、参照図書(1)に示す既工認の手法に従い構造強度評価を行う。また、重大事故等対処設備としての評価においては、重大事故等時の下部ドライウェル及びサプレッションチェンバの水の影響を考慮する。
- (2) 構造強度評価に用いる寸法は、公称値を用いる。
- (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値

4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態

原子炉本体の基礎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。

詳細な荷重の組合せは、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计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。なお、考慮する荷重の組合せは、組み合わせる荷重の大きさを踏まえ、評価上厳しくなる組合せを選定する。

4.2.2 許容値

原子炉本体の基礎の許容応力度及び許容荷重は「2.3 適用規格・基準等」に基づき算出する。構造用鋼材及び原子炉本体基礎アンカボルトに対する許容応力度を表 4-3 に示す。

4.2.3 使用材料の許容応力度評価条件

原子炉本体の基礎の使用材料の許容応力度評価条件を表 4-4 に示す。

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*2		許容応力状態	
原子炉本体	原子炉 圧力容器 支持構造物	原子炉本体 の基礎	—*1	建物・ 構築物	D + P + M + S _d **3	(10)	短期	
						(11)		
						(14)		
原子炉本体	原子炉 圧力容器 支持構造物	原子炉本体 の基礎	—*1	建物・ 構築物	D + P _L + M _L + S _d **3	(16)	機能維持の検討	
						D + P + M + S _s **3	(12)	機能維持の検討
							(13)	
						(15)		

- 10 注記*1：Sクラス設備の間接支持構造物であるが、Sクラス相当として評価する。
- *2：（ ）内はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-3の荷重の組合せのNo.を示す。
- *3：VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-3に従い、温度荷重を組み合わせる。

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	機器等の区分	荷重の組合せ*2		許容応力状態
原子炉本体	原子炉	原子炉本体の基礎	—*1	建物・構築物	$D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d^{*3}$	(V(L)-1)	機能維持の検討
	圧力容器 支持構造物				$D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s^{*3}$	(V(LL)-1)	機能維持の検討

注記*1：常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備相当として評価する。

*2：（ ）内はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-4の荷重の組合せのNo.を示す。

*3：VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-4に従い、重大事故等時の温度荷重は組み合わせない。

表4-3 許容応力度

許容応力状態	ボルト等以外				アンカボルト
	引張／ 組合せ	せん断	圧縮	曲げ	引張
短期	$1.5 \cdot f_t$	$1.5 \cdot f_s$	$1.5 \cdot f_c$	$1.5 \cdot f_b$	$1.5 \cdot f_t$
機能維持の 検討	$1.5 \cdot f_t$	$1.5 \cdot f_s$	$1.5 \cdot f_c$	$1.5 \cdot f_b$	$1.5 \cdot f_t$

表4-4 使用材料の許容応力度評価条件
(設計基準対象施設及び重大事故等対処設備)

評価部材	材料	F (N/mm ²)	S _y (N/mm ²)	S _u (N/mm ²)
構造用鋼材 (円筒部, たてリブ, ベアリングプレート, ブラケット部)				
原子炉本体基礎 アンカボルト				

注記* :

4.2.4 設計荷重

(1) 設計基準対象施設としての設計荷重

設計基準対象施設としての設計荷重を表 4-5 に示す。

また、設計基準対象施設の評価に用いる水荷重として、下記の水位による水頭圧を考慮する。

サプレッションチェンバ	水位 T. M. S. L. -1100mm
-------------	------------------------

(2) 重大事故等対処設備としての設計荷重

重大事故等対処設備としての設計荷重を表 4-6 に示す。

また、重大事故等対処設備の評価に用いる水荷重は、VI-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、没水時における下記の水位による水頭圧を考慮する。

ドライウエル	水位 T. M. S. L. 7400mm
サプレッションチェンバ	水位 T. M. S. L. 8750mm

表 4-5 設計荷重（設計基準対象施設）（その 1）

荷重		荷重 記号*1	原子炉本体の基礎に 直接作用する荷重	ダイヤフラム フロアに作用 する荷重	アクセストンネル に作用する荷重	その他より作用する 荷重
通常 荷重	死荷重 (自重及び機器支持 荷重等)	D	V : <input type="text"/> kN (円筒部表面より加わる荷重 <input type="text"/> kN 及びベント管内包水 <input type="text"/> kN を含む)	V : <input type="text"/> kN/m ²	V : <input type="text"/> kN	V : <input type="text"/> kN* ² V : <input type="text"/> kN* ³
運転時 荷重	運転時圧力	P	R : <input type="text"/> kN/m ² (差圧* ⁴ : 14kPa)	差圧* ⁴ : 14kPa	差圧* ⁴ : 14kPa	—
	逃がし安全弁作動時 水力的動荷重	M	R : <input type="text"/> kN/m ² (正圧 : <input type="text"/> kPa)	—	正圧 : <input type="text"/> kPa	—
			R : <input type="text"/> kN/m ² (負圧 : <input type="text"/> kPa)	—	負圧 : <input type="text"/> kPa	—
異常時 荷重	異常時圧力* ⁵	P _L	R : <input type="text"/> kN/m ² (内圧 : 34kPa)	内圧 : 34kPa	内圧 : 34kPa	—
地震時 荷重	S _d *地震時配管荷重	M	—	V : <input type="text"/> kN* ⁶	—	V : <input type="text"/> kN* ²
	S _s 地震時配管荷重		—	V : <input type="text"/> kN* ⁶	—	V : <input type="text"/> kN* ²
	S _d *地震時配管荷重	M _L	—	V : <input type="text"/> kN* ⁶	—	V : <input type="text"/> kN* ²

注：Vは鉛直方向，Rは半径方向を示す。（Vは下向きを正，Rは外向きを正とする。）

注記*1：表 4-1 の荷重の組合せの記号を示す。

*2：原子炉圧力容器からの荷重を示す。

*3：原子炉遮蔽壁からの荷重を示す。

*4：ドライウェル 14kPa とサプレッションチェンバ 0kPa の差圧を示す。

*5：地震と組み合わせる異常時圧力を示す。

*6：逃がし安全弁排気管貫通部 1 箇所当たりの荷重を示す。

表 4-5 設計荷重（設計基準対象施設）（その 2）

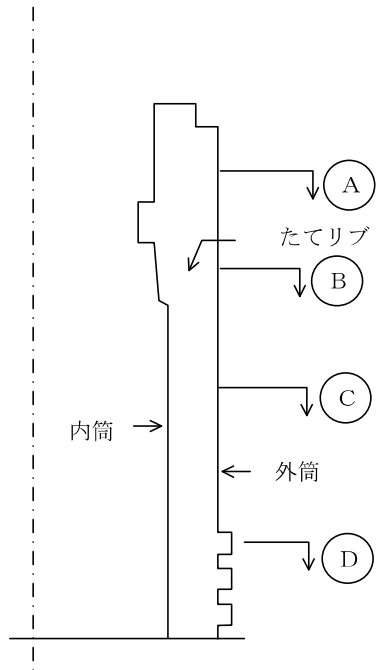
荷重		荷重 記号*1	原子炉本体の基礎に 直接作用する荷重
地震荷重	弾性設計用地震動 S d により定まる地震荷重 又は静的地震荷重	S d *	H : 図 4-1 参照 V : 設計用最大応答加速度 I より得られる震度 0.43*2 又は 静的震度 0.24*2
	基準地震動 S s により 定まる地震荷重	S s	H : 図 4-1 参照 V : 設計用最大応答加速度 I より得られる震度 0.87*2

注：Vは鉛直方向，Hは水平方向を示す。

注記*1：表 4-1 の荷重の組合せの記号を示す。

*2：VI-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 4-5 設計荷重（設計基準対象施設）（その 3）



部位		温度荷重	
		通常運転時温度	異常時温度*2
Ⓐ	内筒		
	たてリブ*1		
	外筒		
Ⓑ	内筒		
	たてリブ*1		
	外筒		
Ⓒ	内筒		
	たてリブ*1		
	外筒		
Ⓓ	内筒		
	たてリブ*1		
	外筒		

注記*1：たてリブの温度は平均値を示す。

*2：地震荷重と組み合わせる異常時温度を示す。

注：単位は℃である。

表 4-6 設計荷重（重大事故等対処設備）（その 1）

荷重		荷重 記号*1	原子炉本体の基礎に 直接作用する荷重	ダイヤフラムフロ アに作用する荷重	アクセストンネルに作用す る荷重	その他より作用する 荷重
重大 事故 等 時 荷 重	SA時長期，長々期 死荷重 (自重及び機器支持 荷重等)	D	V : <input type="text"/> kN (円筒部表面より加わる荷重 <input type="text"/> kN 及びベント管内包水 <input type="text"/> kN を含む)	V : <input type="text"/> kN/m ²	V : <input type="text"/> kN (水荷重 <input type="text"/> kN を含む)	V : <input type="text"/> kN*2 V : <input type="text"/> kN*3
	SA時長期圧力	P _{SAL}	R : <input type="text"/> kN/m ² (内圧 : 620kPa)	内圧 : 620kPa	内圧 : 620kPa	—
			R : <input type="text"/> kN/m ² (差圧*4 : 173kPa)	差圧*4 : 173kPa	差圧*4 : 173kPa	—
	SA時長々期圧力	P _{SALL}	R : <input type="text"/> kN/m ² (内圧 : 150kPa)	内圧 : 150kPa	内圧 : 150kPa	—
			R : <input type="text"/> kN/m ² (差圧*5 : 100kPa)	差圧*5 : 100kPa	差圧*5 : 100kPa	—
	S _d 地震時配管荷重	M _{SAL}	—	V : <input type="text"/> kN*6	—	V : <input type="text"/> kN*2
S _s 地震時配管荷重	M _{SALL}	—	V : <input type="text"/> kN*6	—	V : <input type="text"/> kN*2	
チャギング荷重	M _{SAL}	R : <input type="text"/> kN/m ² (正圧 : <input type="text"/> kPa)	—	正圧 : <input type="text"/> kPa	—	
		R : <input type="text"/> kN/m ² (負圧 : <input type="text"/> kPa)	—	負圧 : <input type="text"/> kPa	—	

注：Vは鉛直方向，Rは半径方向を示す。（Vは下向きを正，Rは外向きを正とする。）

注記*1：表 4-2 の荷重の組合せの記号を示す。

*2：原子炉圧力容器からの荷重を示す。

*3：原子炉遮蔽壁からの荷重を示す。

*4：VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に従う，ドライウエル 620kPa とサプレッションチェンバ 447kPa の差圧を示す。

*5：VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に従う，ドライウエル 150kPa とサプレッションチェンバ 50kPa の差圧を示す。

*6：逃がし安全弁排気管貫通部 1 箇所当たりの荷重を示す。

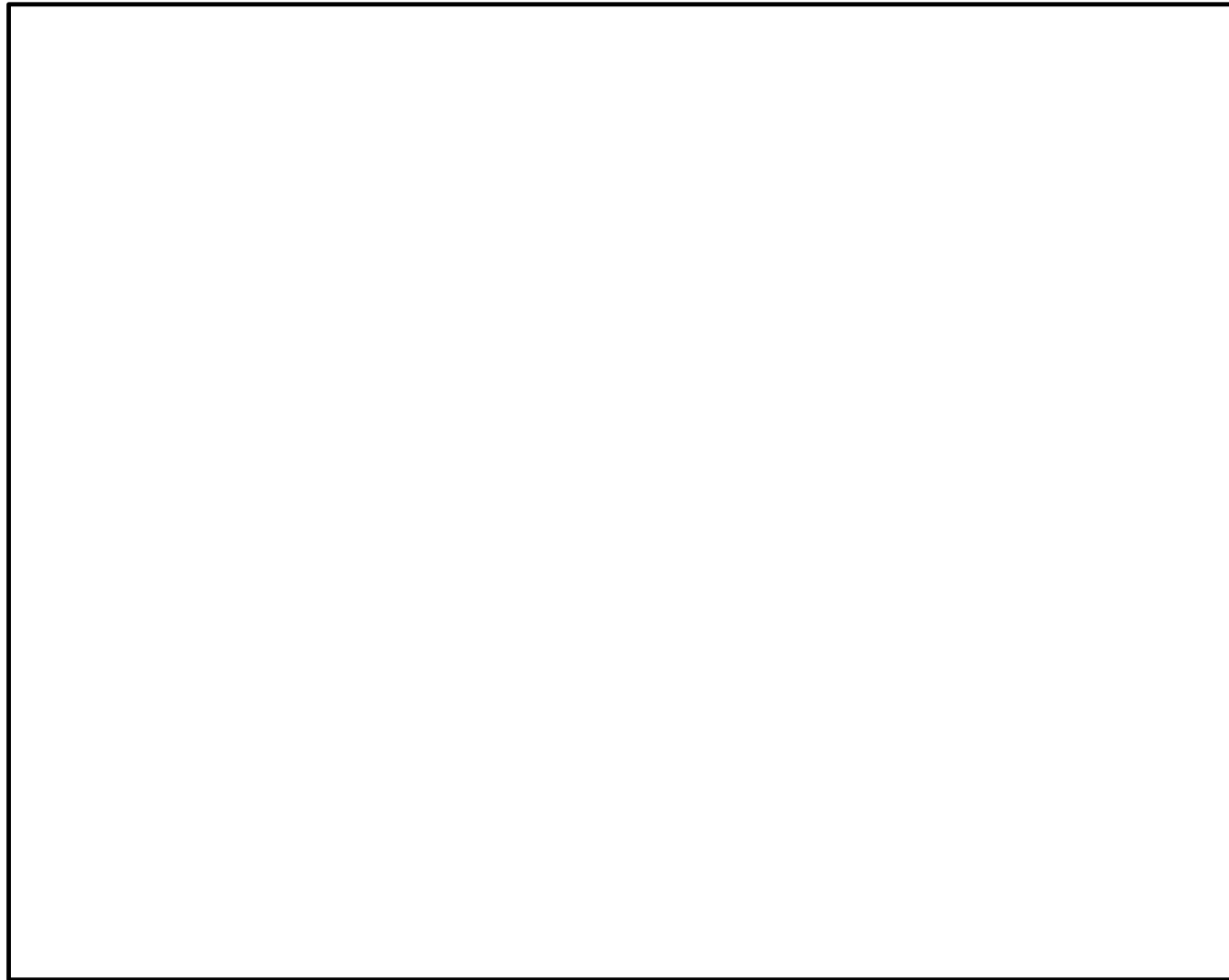
表 4-6 設計荷重（重大事故等対処設備）（その 2）

荷重		荷重 記号*1	原子炉本体の基礎に 直接作用する荷重
地震荷重	弾性設計用地震動 S d により定まる地震荷重	S d	H : 図 4-1 参照 V : 設計用最大応答加速度 I より得られる震度 0.43*2
	基準地震動 S s により 定まる地震荷重	S s	H : 図 4-1 参照 V : 設計用最大応答加速度 I より得られる震度 0.87*2

注：Vは鉛直方向，Hは水平方向を示す。

注記*1：表 4-2 の荷重の組合せの記号を示す。

*2：VI-2-1-7「設計用床応答曲線の作成方針」に基づき設定する。



注：設計用地震力はVI-2-2-4
「原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に基づき
設定し、既工認の値との
包絡値とする。

図 4-1 地震荷重

4.3 設計用地震力

原子炉本体の基礎の設計用地震力を、「4.2.4 設計荷重」に示す。水平地震力と鉛直地震力を組み合わせるにあたっては組合せ係数法を適用する。水平地震力に対する係数 1.0 と組み合わせる鉛直地震力に静的震度を使用する場合には、鉛直地震力に対する係数は 1.0 を用いる。なお、設計用地震力はVI-2-1-7「設計用床応答曲線の作成方針」及びVI-2-2-4「原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に基づき設定し、既工認の値との包絡値とする。

4.4 計算方法

4.4.1 応力評価点

原子炉本体の基礎の応力評価点は、原子炉本体の基礎を構成する部材の形状及び荷重伝達経路を考慮し、発生応力度が大きくなる部位を選定する。

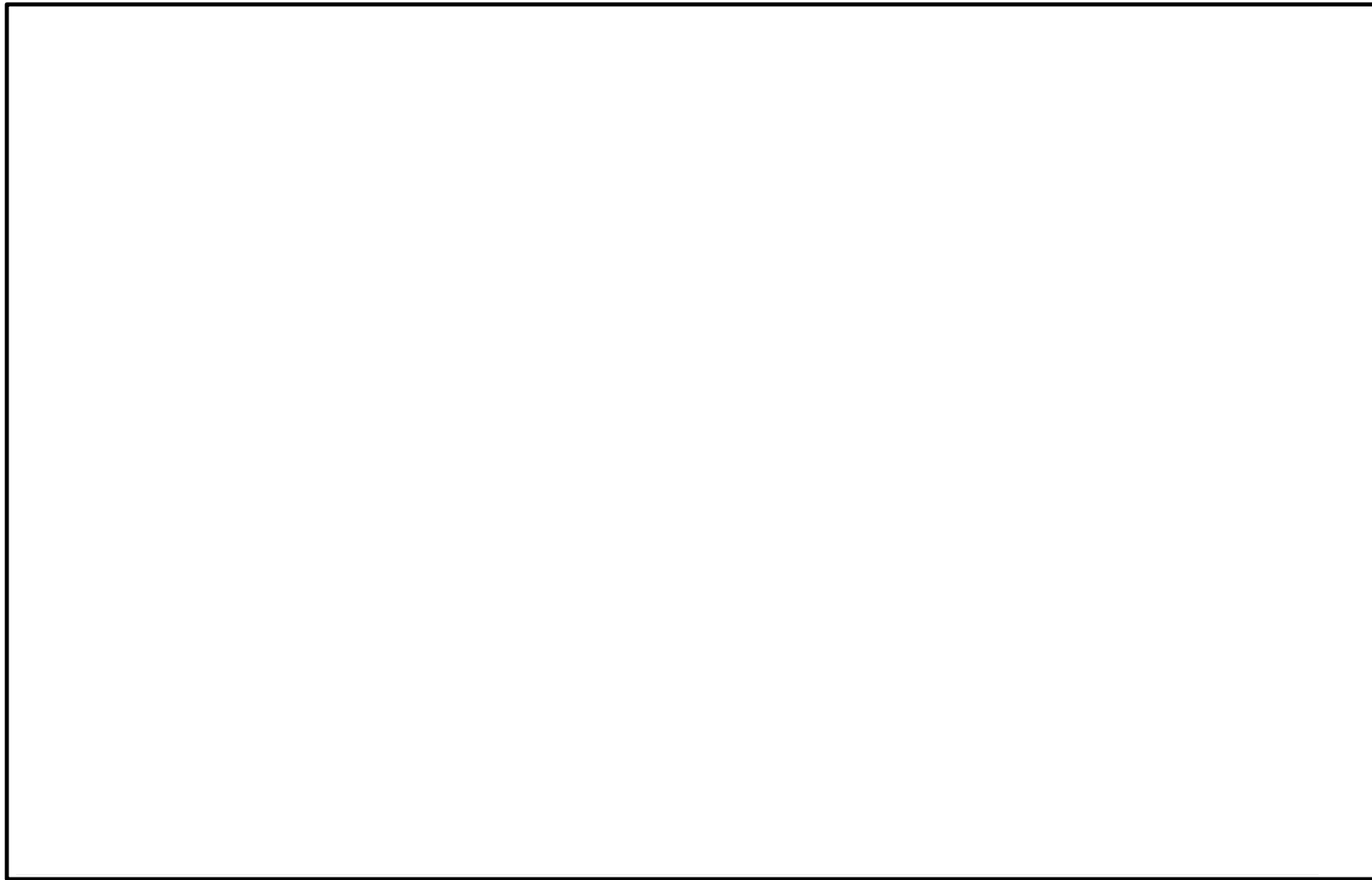
選定した応力評価点を表 4-7 及び図 4-2 に示す。

表 4-7 応力評価点

応力評価点番号	応力評価点
P 1 *1	円筒部 (内筒, 外筒)
P 2 *2	たてリブ
P 3	アンカボルト
P 4	ベアリングプレート
P 5	ブラケット部

注記*1：内筒及び外筒の評価点は、最大組合せ応力度発生箇所を含むよう選定するとともに、地震方向に対して応力度の大きくなる 90 度及び 180 度位置の代表的な高さから選定する。代表的な高さは、応力レベルを考慮して、基部、水平吐出管、アクセストンネル、連通孔及びダイヤフラムフロア支持位置付近とする。

*2：たてリブの評価点については、最大応力度発生箇所を含むよう選定するとともに、最大応力度発生箇所を含むたてリブの代表的な高さとする。代表的な高さは内筒及び外筒と同様とする。

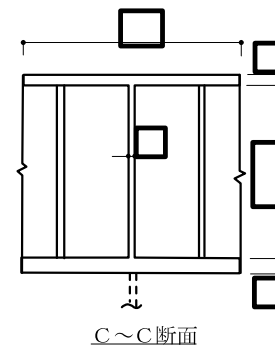
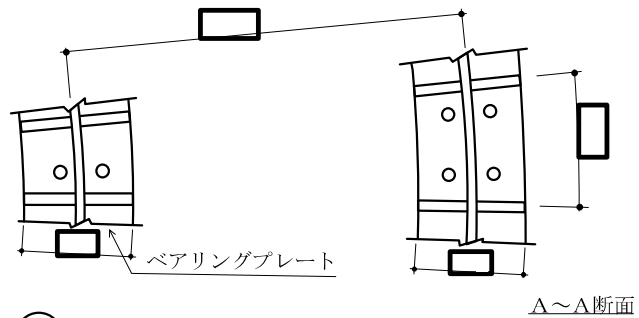
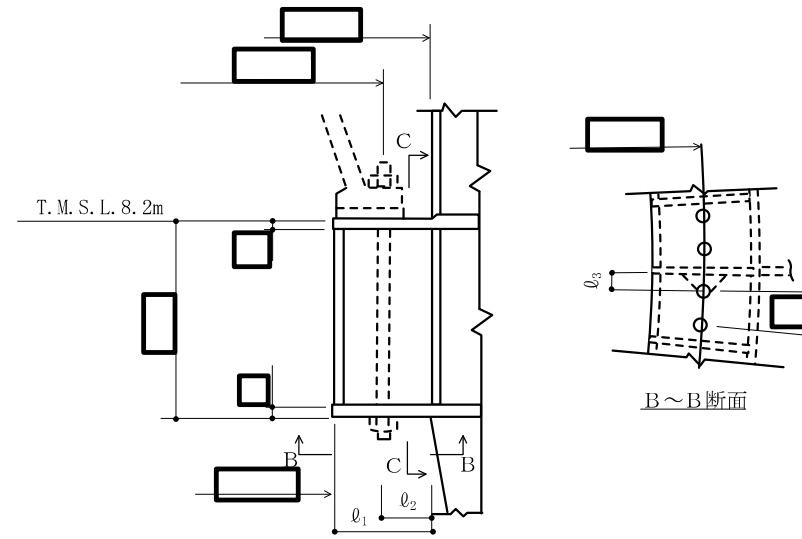
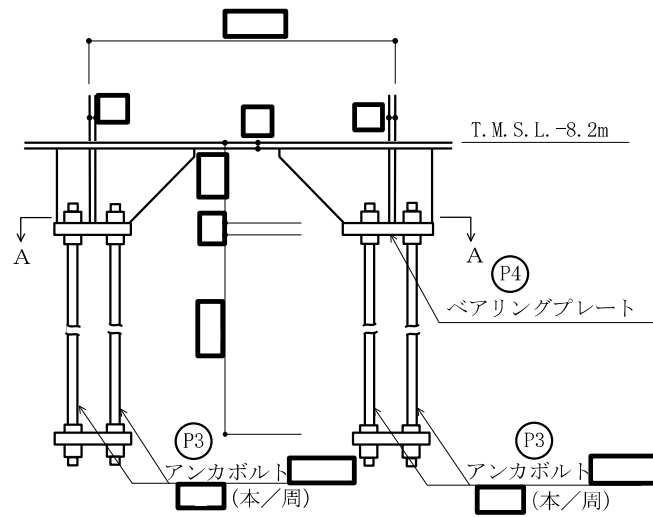


○P1 : 円筒部 (内筒及び外筒)

○P2 : たてリブ

■ : 応力評価位置

図 4-2 原子炉本体の基礎の応力評価位置 (その 1) (設計基準対象施設) (単位 : mm)



- P3 : アンカボルト
- P4 : ベアリングプレート

- P5 : ブラケット部

図 4-2 原子炉本体の基礎の応力評価位置 (その 3) (単位 : mm)

4.4.2 解析モデル及び諸元

(1) 設計基準対象施設としての解析モデル

設計基準対象施設としての評価は、既工認からの変更はなく、参照図書(1)に示すとおりである。

解析モデルの概要を以下に示す。

- a. 原子炉本体の基礎の解析モデルは、3次元シェルモデルによる有限要素解析手法を適用する。構造的にほぼ対称であるため、既工認と同様に、解析は1/2モデルを用いて行う。解析モデルを図4-3に、解析モデルの諸元について表4-8に示す。

b.



- c. 解析コードは「MSC NASTRAN」を使用し、荷重及び応力度を求める。
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1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

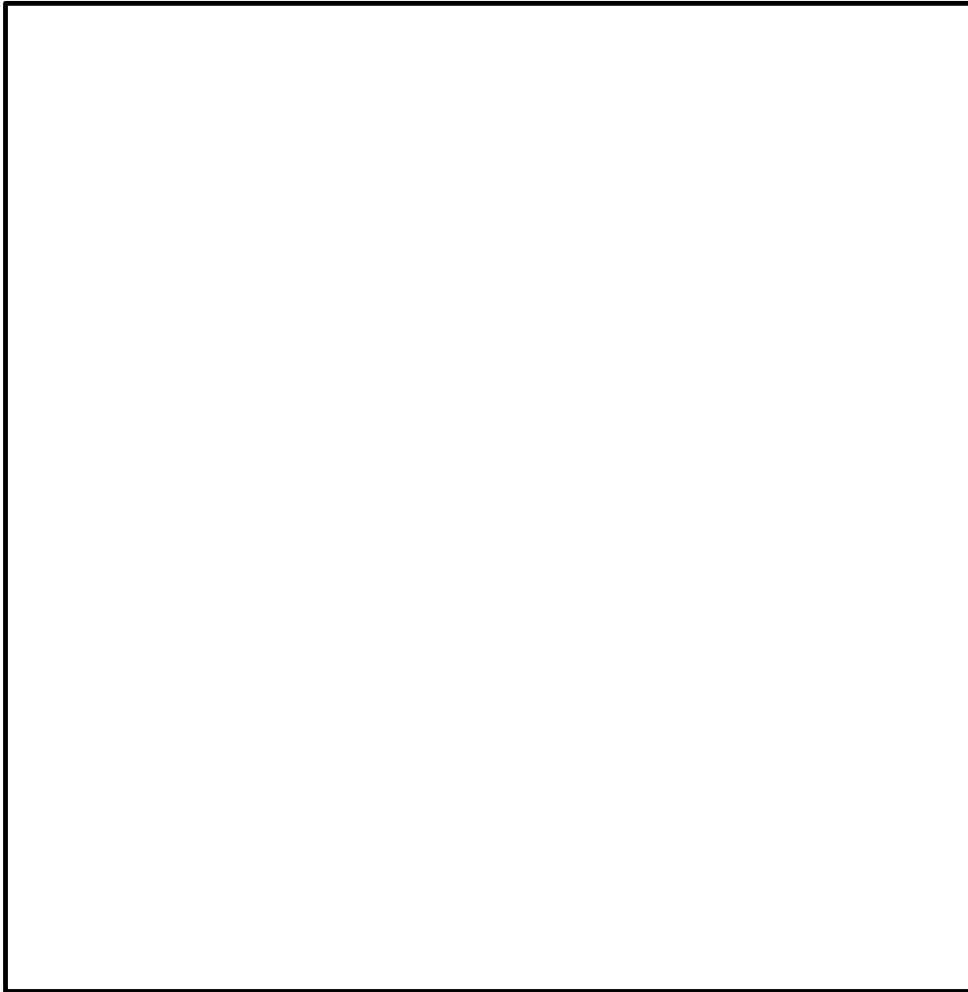


図 4-3 解析モデル

表 4-8 解析モデル諸元 (設計基準対象施設)

項目	記号	単位	入力値
材質	—	—	
質量	m_0	kg	
温度条件	T	°C	104
縦弾性係数	E	N/mm ²	
ポアソン比	ν	—	
要素数	—	—	
節点数	—	—	

(2) 重大事故等対処設備としての解析モデル

重大事故等対処設備としての評価における，原子炉本体の基礎の解析モデルの概要を以下に示す。

a. 原子炉本体の基礎の解析モデルは，3次元シェルモデルによる有限要素解析手法を適用する。解析モデルは「4.4.2(1) 設計基準対象施設としての解析モデル」と同じとし，図4-3に示す。解析モデルの諸元について表4-9に示す。

b.



c. 解析コードは「MSC NASTRAN」を使用し，荷重及び応力度を求める。
 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1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

表4-9 解析モデル諸元（重大事故等対処設備）

項目	記号	単位	入力値
材質	—	—	
質量	m ₀	kg	
温度条件	T	℃	200
縦弾性係数	E	N/mm ²	
ポアソン比	ν	—	
要素数	—	—	
節点数	—	—	

4.4.3 荷重及び応力度計算方法

原子炉本体の基礎の荷重及び応力度計算方法について以下に示す。

(1) 設計基準対象施設としての荷重及び応力度計算

a. 円筒部及びたてリブの検討

円筒部及びたてリブの応力度計算方法は、既工認（参照図書(1)）から変更はなく、原子炉本体の基礎に作用する圧力、死荷重及び地震荷重等による応力度を、「4.4.2(1) 設計基準対象施設としての解析モデル」に示す原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出する。

b. 原子炉本体基礎アンカボルトの検討

(a) アンカボルトの最大引張応力度

「4.4.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出したアンカボルト軸断面の最大引張応力度 σ_t より、ねじ部有効断面でのアンカボルトの引張応力度 σ_{ta} を以下の式で求める。

$$\sigma_{ta} = \sigma_t \cdot \frac{A_0}{A_1}$$

A_0 : アンカボルトの断面積 (mm²/本)

A_1 : アンカボルトのねじ部分有効断面積 (mm²/本)

(b) アンカボルトの定着

「4.4.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出したアンカボルトの引張応力度より、アンカボルトの引抜き力 F を求める。

計算は、内筒側のアンカボルトの引張応力度 σ_{ti} と外筒側のアンカボルトの引張応力度 σ_{to} より、4.5° の範囲におけるアンカボルトの引抜き力 F を以下の式で求める。

$$F = (4 \cdot \sigma_{to} + 2 \cdot \sigma_{ti}) \cdot A_0$$

c. ベアリングプレートの検討

ベアリングプレートの応力度計算方法は、既工認（参照図書(1)）から変更はなく、「4.4.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出したベアリングプレートに生じる最大圧縮応力度から、ベアリングプレートの曲げ応力度を求める。

d. ブラケット部の検討

応力度計算方法は既工認（参照図書(1)）から変更はなく，荷重と各評価断面の断面性能により評価する。

ブラケット部の断面積及び断面係数は図 4-2 の C～C 断面で示す 18° 分の部材の 3 枚のリブを考慮し以下の値を用いる。

有効せん断断面積 $A_e = \boxed{} \text{ mm}^2$

断面係数 $Z = \boxed{} \text{ mm}^3$

(2) 重大事故等対処設備としての荷重及び応力度計算

原子炉本体の基礎に作用する圧力，死荷重及び地震荷重等による荷重及び応力度は，「4.4.2(2) 重大事故等対処設備としての解析モデル」に示す原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出する。荷重及び応力度計算方法は「4.4.3(1) 設計基準対象施設としての荷重及び応力度計算」と同様である。

4.5 計算条件

応力解析に用いる荷重を、「4.2 荷重の組合せ及び許容値」及び「4.3 設計用地震力」に示す。

4.6 荷重及び応力度の評価

「4.4 計算方法」で求めた荷重及び応力度が許容値以下であること。

5. 評価結果

5.1 設計基準対象施設としての評価結果

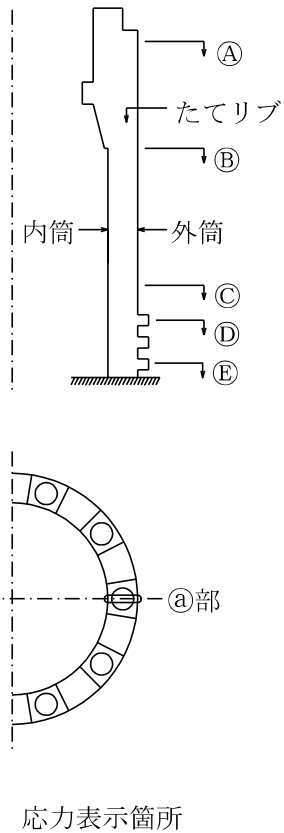
原子炉本体の基礎の設計基準対象施設としての耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容限界を満足しており、設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを確認した。

(1) 構造強度評価結果

構造強度評価の結果を表 5-1～表 5-3 に示す。

表中の「荷重の組合せ」欄には、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-3 の荷重の組合せの No. を記載する。

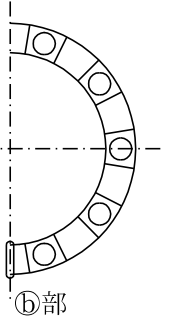
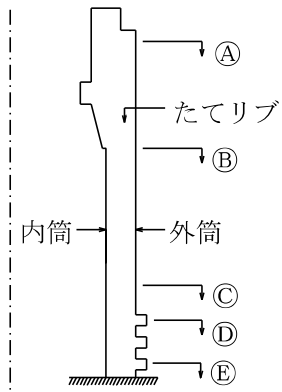
表 5-1(1) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D+P+M+S d*) (その1)



評価対象 設備	評価部位		応力分類	短期		判定	荷重の 組合せ
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ①部	内筒	①	面内せん断応力度	6.4	○	(14)
			①	組合せ応力度	84.9		(14)
			②	面内せん断応力度	76.1		(14)
				組合せ応力度	177.0		(14)
			③	面内せん断応力度	41.2		(14)
				組合せ応力度	99.2		(14)
		④	面内せん断応力度	42.9	(14)		
			組合せ応力度	98.6	(14)		
		⑤	面内せん断応力度	40.6	(14)		
			組合せ応力度	99.9	(14)		
		外筒	①	面内せん断応力度	12.6		(14)
				組合せ応力度	149.3		(14)
	②		面内せん断応力度	18.7	(14)		
			組合せ応力度	53.8	(14)		
	③		面内せん断応力度	24.7	(14)		
			組合せ応力度	60.4	(14)		
	④	面内せん断応力度	44.5	(14)			
		組合せ応力度	127.4	(14)			
⑤	面内せん断応力度	52.9	(14)				
	組合せ応力度	220.2	(14)				

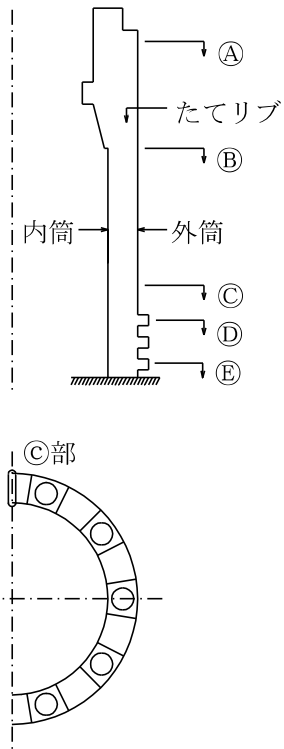
表 5-1(1) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D+P+M+S d*) (その 2)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	短期		判定	荷重の 組合せ	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm ²	N/mm ²			
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ⑥部	内筒	①	面内せん断応力度	16.1		○	(14)
				組合せ応力度	133.9		○	(14)
			②	面内せん断応力度	86.8		○	(14)
				組合せ応力度	155.4		○	(14)
			③	面内せん断応力度	101.3		○	(14)
		組合せ応力度		231.2	○		(14)	
		④	面内せん断応力度	57.7	○		(14)	
			組合せ応力度	111.5	○		(14)	
		⑤	面内せん断応力度	55.6	○		(14)	
			組合せ応力度	139.5	○		(14)	
	外筒	①	面内せん断応力度	12.8	○		(14)	
			組合せ応力度	59.0	○		(14)	
		②	面内せん断応力度	34.2	○		(14)	
			組合せ応力度	101.0	○		(14)	
		③	面内せん断応力度	55.3	○		(14)	
			組合せ応力度	185.3	○		(14)	
		④	面内せん断応力度	32.4	○		(14)	
			組合せ応力度	90.2	○		(14)	
		⑤	面内せん断応力度	33.2	○		(14)	
			組合せ応力度	144.2	○		(14)	



応力表示箇所

表 5-1(1) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D+P+M+S d*) (その 3)

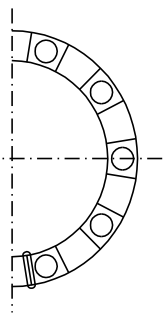
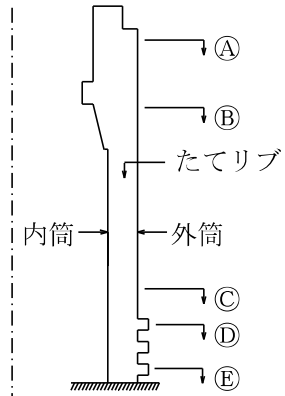


応力表示箇所

評価対象 設備	評価部位		応力分類	短期		判定	荷重の 組合せ
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ©部	内筒	①	面内せん断応力度	16.3	○	(14)
			②	組合せ応力度	121.1		
			③	面内せん断応力度	86.2		
				組合せ応力度	153.3		
			④	面内せん断応力度	67.8		
				組合せ応力度	219.7		
		⑤	面内せん断応力度	58.7			
			組合せ応力度	111.6			
		外筒	①	面内せん断応力度	13.3		
				組合せ応力度	89.5		
			②	面内せん断応力度	34.3		
				組合せ応力度	70.9		
	③		面内せん断応力度	53.4			
			組合せ応力度	125.0			
	④	面内せん断応力度	32.0				
		組合せ応力度	99.3				
	⑤	面内せん断応力度	33.4				
		組合せ応力度	117.8				

表 5-1(2) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D + P + M + S d*)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	短期		判定	荷重の 組合せ	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm ²	N/mm ²			
原子炉本体 の基礎	P2	たてリブ	Ⓐ	面内せん断応力度	28.1		○	(14)
				組合せ応力度	51.1		○	(14)
			Ⓑ	面内せん断応力度	73.0		○	(14)
				組合せ応力度	225.8		○	(14)
			Ⓒ	面内せん断応力度	33.4		○	(14)
				組合せ応力度	154.6		○	(14)
			Ⓓ	面内せん断応力度	11.9		○	(14)
				組合せ応力度	106.8		○	(14)
			Ⓔ	面内せん断応力度	78.1		○	(14)
				組合せ応力度	157.3		○	(14)



応力表示箇所

表 5-1(3) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D + P + M + S d*)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	短期		判定	荷重の 組合せ
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	189.3		○	(14)
			引抜き力*	2.256 × 10 ⁶		○	(14)
	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	291.6		○	(14)

注記* : 単位は N/4.5°

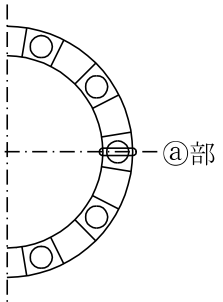
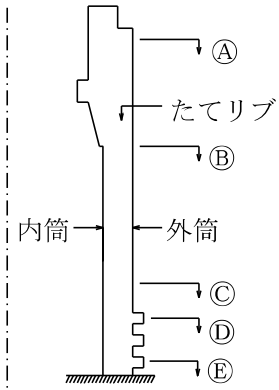
表 5-1(4) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D + P + M + S d*)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	短期		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P5	ブラケット部	最大圧縮力 作用時	曲げ応力度	28.7		○
				せん断応力度	62.3		○
			最大引張り力 作用時	曲げ応力度	10.6		○
				せん断応力度	43.8		○
				下面の水平プレートに局所的に 生じる曲げ応力度	271.6		○

注 : ブラケット部はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-3 の荷重の組合せの No. (10), (11), (14) を包絡する条件で評価する。

表 5-2(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_L + M_L + S d*) (その 1)

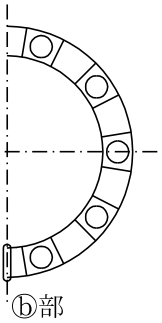
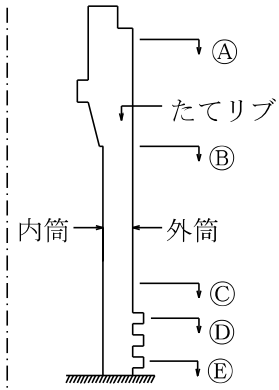
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ①部	内筒	①	面内せん断応力度	8.2		○
				組合せ応力度	50.7		○
			②	面内せん断応力度	79.4		○
				組合せ応力度	165.2		○
			③	面内せん断応力度	42.9		○
		組合せ応力度		94.5	○		
		④	面内せん断応力度	44.7	○		
			組合せ応力度	99.9	○		
		⑤	面内せん断応力度	42.5	○		
			組合せ応力度	114.9	○		
	外筒	①	①	面内せん断応力度	4.2		○
				組合せ応力度	83.6		○
			②	面内せん断応力度	18.0		○
				組合せ応力度	56.0		○
			③	面内せん断応力度	25.3		○
		組合せ応力度		68.7	○		
		④	面内せん断応力度	41.9	○		
			組合せ応力度	112.9	○		
		⑤	面内せん断応力度	71.9	○		
			組合せ応力度	254.6	○		



応力表示箇所

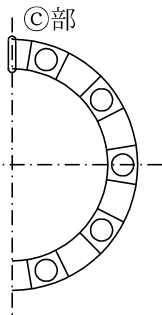
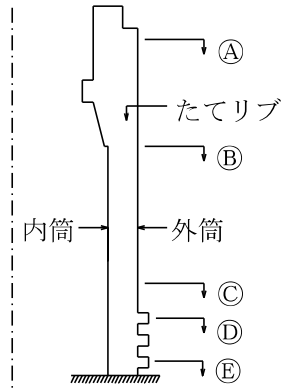
表 5-2(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_L + M_L + S d*) (その 2)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ⑥部	内筒	①	面内せん断応力度	12.1		○
				組合せ応力度	46.4		○
			②	面内せん断応力度	87.7		○
				組合せ応力度	153.5		○
			③	面内せん断応力度	91.9		○
				組合せ応力度	207.0		○
		④	面内せん断応力度	57.3	○		
			組合せ応力度	107.2	○		
		外筒	①	面内せん断応力度	15.1		○
				組合せ応力度	99.7		○
			②	面内せん断応力度	31.0		○
				組合せ応力度	79.6		○
	③		面内せん断応力度	50.9	○		
			組合せ応力度	186.2	○		
	④	面内せん断応力度	33.0	○			
		組合せ応力度	82.6	○			
	⑤	面内せん断応力度	34.7	○			
		組合せ応力度	151.6	○			



応力表示箇所

表 5-2(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_L + M_L + S d*) (その 3)

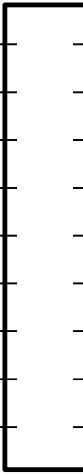


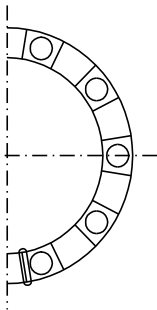
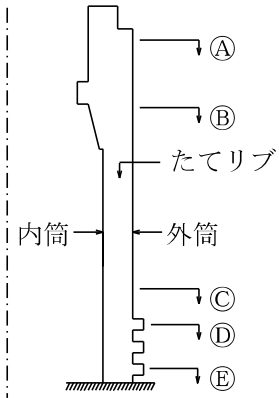
38

応力表示箇所

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ©部	内筒	A	面内せん断応力度	14.1		○
				組合せ応力度	35.7		○
			B	面内せん断応力度	86.2		○
				組合せ応力度	150.5		○
			C	面内せん断応力度	64.8		○
				組合せ応力度	199.9		○
		D	面内せん断応力度	58.5	○		
			組合せ応力度	108.7	○		
		E	面内せん断応力度	57.1	○		
			組合せ応力度	121.4	○		
		外筒	A	面内せん断応力度	12.3		○
				組合せ応力度	77.6		○
	B		面内せん断応力度	31.6	○		
			組合せ応力度	57.2	○		
	C		面内せん断応力度	50.3	○		
			組合せ応力度	126.4	○		
	D	面内せん断応力度	32.7	○			
		組合せ応力度	59.2	○			
E	面内せん断応力度	34.1	○				
	組合せ応力度	94.7	○				

表 5-2(2) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_L + M_L + S d*)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P2	たてリブ	Ⓐ	面内せん断応力度	47.6		○
				組合せ応力度	87.9		○
			Ⓑ	面内せん断応力度	66.1		○
				組合せ応力度	194.4		○
			Ⓒ	面内せん断応力度	30.3		○
				組合せ応力度	156.1		○
			Ⓓ	面内せん断応力度	7.4		○
				組合せ応力度	108.1		○
			Ⓔ	面内せん断応力度	74.2		○
				組合せ応力度	148.5		○



応力表示箇所

表 5-2(3) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_L + M_L + S d*)

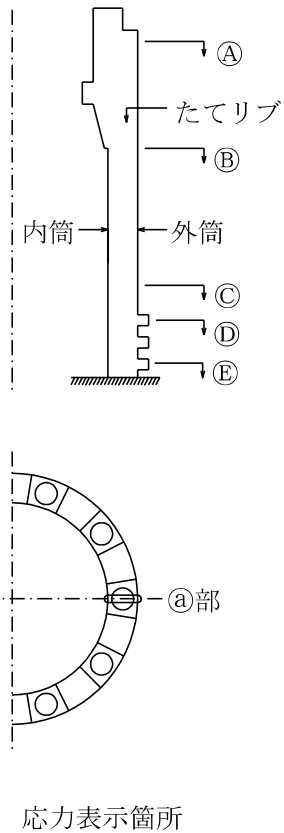
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定
				算出応力度	許容応力度	
				N/mm ²	N/mm ²	
原子炉本体 の基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	164.1		○
			引抜き力*	1.984×10 ⁶		○
	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	296.7		○

注記* : 単位は N/4.5°

表 5-2(4) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_L + M_L + S d*)

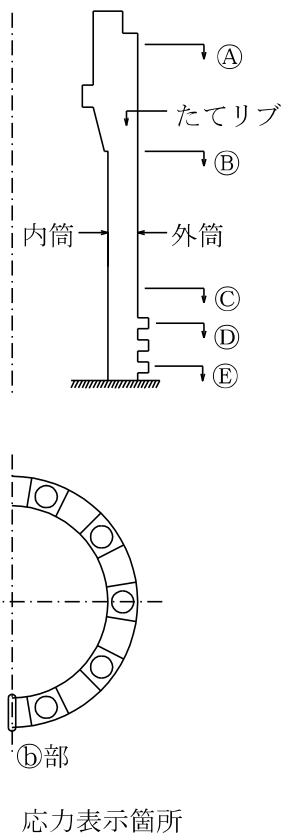
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P5	ブラケット部	最大圧縮力 作用時	曲げ応力度	28.7		○
				せん断応力度	62.3		○
			最大引張力 作用時	曲げ応力度	10.6		○
				せん断応力度	43.8		○
				下面の水平プレートに局所的に 生じる曲げ応力度	271.6		○

表 5-3(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D+P+M+S_s) (その1)



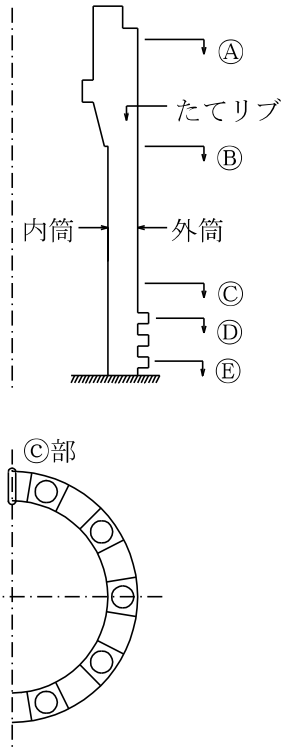
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm ²	N/mm ²			
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 a部	内筒	A	面内せん断応力度	9.7		○	(15)
				組合せ応力度	109.2		○	(15)
			B	面内せん断応力度	92.5		○	(15)
				組合せ応力度	208.4		○	(15)
			C	面内せん断応力度	54.2		○	(15)
		組合せ応力度		119.4	○		(15)	
		D	面内せん断応力度	65.6	○		(15)	
			組合せ応力度	130.6	○		(15)	
		E	面内せん断応力度	64.5	○		(15)	
			組合せ応力度	135.8	○		(15)	
	外筒	A	面内せん断応力度	15.5	○		(15)	
			組合せ応力度	173.4	○		(15)	
		B	面内せん断応力度	19.1	○		(15)	
			組合せ応力度	68.3	○		(15)	
		C	面内せん断応力度	21.7	○		(15)	
			組合せ応力度	83.2	○		(15)	
		D	面内せん断応力度	76.8	○		(15)	
			組合せ応力度	161.0	○		(15)	
		E	面内せん断応力度	76.4	○		(15)	
			組合せ応力度	290.0	○		(15)	

表 5-3(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D+P+M+S_s) (その2)



評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm ²	N/mm ²			
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ⑥部	内筒	①	面内せん断応力度	21.4		○	(15)
				組合せ応力度	176.1		○	(15)
			②	面内せん断応力度	107.5		○	(15)
				組合せ応力度	190.6		○	(15)
			③	面内せん断応力度	125.8		○	(15)
				組合せ応力度	296.4		○	(15)
		④	面内せん断応力度	86.9	○		(15)	
			組合せ応力度	159.1	○		(15)	
		⑤	面内せん断応力度	86.1	○		(15)	
			組合せ応力度	166.3	○		(15)	
		外筒	①	面内せん断応力度	15.7		○	(15)
				組合せ応力度	68.1		○	(15)
	②		面内せん断応力度	38.4	○		(15)	
			組合せ応力度	121.2	○		(15)	
	③		面内せん断応力度	53.3	○		(15)	
			組合せ応力度	234.4	○		(15)	
	④	面内せん断応力度	68.1	○	(15)			
		組合せ応力度	131.6	○	(15)			
⑤	面内せん断応力度	108.0	○	(15)				
	組合せ応力度	187.7	○	(15)				

表 5-3(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D+P+M+S_s) (その3)



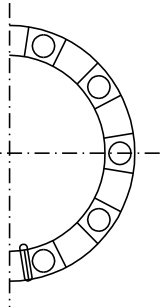
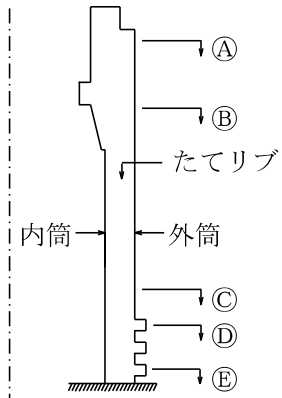
43

応力表示箇所

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm ²	N/mm ²			
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ③部	内筒	①	面内せん断応力度	21.1		○	(15)
			①	組合せ応力度	148.1		○	(15)
			②	面内せん断応力度	106.5		○	(15)
				組合せ応力度	188.7		○	(15)
			③	面内せん断応力度	90.3		○	(15)
				組合せ応力度	268.9		○	(15)
		④	面内せん断応力度	88.0	○		(15)	
			組合せ応力度	159.9	○		(15)	
		⑤	面内せん断応力度	86.3	○		(15)	
			組合せ応力度	164.9	○		(15)	
		外筒	①	面内せん断応力度	18.5		○	(15)
				組合せ応力度	120.2		○	(15)
	②		面内せん断応力度	39.1	○		(15)	
			組合せ応力度	76.6	○		(15)	
	③		面内せん断応力度	50.3	○		(15)	
			組合せ応力度	157.4	○		(15)	
	④	面内せん断応力度	67.3	○	(15)			
		組合せ応力度	131.9	○	(15)			
⑤	面内せん断応力度	108.4	○	(15)				
	組合せ応力度	188.4	○	(15)				

表 5-3(2) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D+P+M+S s)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ								
				算出応力度	許容応力度										
				N/mm ²	N/mm ²										
原子炉本体 の基礎	P2	たてリブ	Ⓐ	面内せん断応力度	45.0	○	(15)								
				組合せ応力度	96.8										
			Ⓑ	面内せん断応力度	95.0			○	(15)						
				組合せ応力度	312.8										
			Ⓒ	面内せん断応力度	36.2					○	(15)				
				組合せ応力度	189.2										
			Ⓓ	面内せん断応力度	15.8							○	(15)		
				組合せ応力度	124.3										
			Ⓔ	面内せん断応力度	94.1									○	(15)
				組合せ応力度	188.6										



応力表示箇所

表 5-3(3) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P + M + S s)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	320.1		○	(15)
			引抜き力*	3.625 × 10 ⁶		○	(15)
	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	379.3		○	(15)

注記* : 単位は N/4.5°

表 5-3(4) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P + M + S s)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P5	ブラケット部	最大圧縮力 作用時	曲げ応力度	34.3		○
				せん断応力度	74.5		○
			最大引張力 作用時	曲げ応力度	13.2		○
				せん断応力度	54.6		○
				下面の水平プレートに局所的に 生じる曲げ応力度	338.4		○

注 : ブラケット部はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-3 の荷重の組合せの No. (12), (13), (15) を包絡する条件で評価する。

5.2 重大事故等対処設備としての評価結果

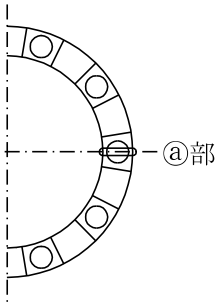
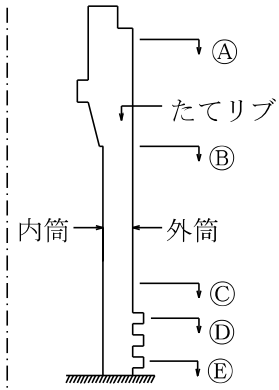
原子炉本体の基礎の重大事故等時の状態を考慮した場合の耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容限界を満足しており、設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを確認した。

(1) 構造強度評価結果

構造強度評価の結果を表 5-4 及び表 5-5 に示す。

表 5-4(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d) (その1)

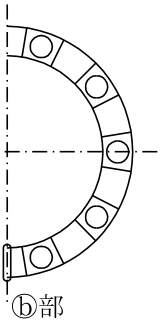
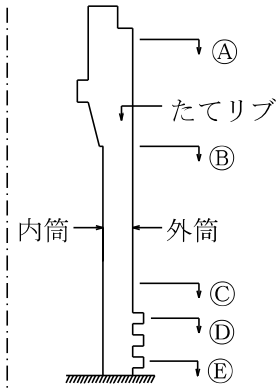
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ①部	内筒	①	面内せん断応力度	8.4		○
				組合せ応力度	32.1		○
			②	面内せん断応力度	78.0		○
				組合せ応力度	177.5		○
			③	面内せん断応力度	41.4		○
				組合せ応力度	109.8		○
		④	面内せん断応力度	51.8	○		
			組合せ応力度	125.7	○		
		外筒	⑤	面内せん断応力度	50.9		○
				組合せ応力度	119.3		○
			⑥	面内せん断応力度	12.1		○
				組合せ応力度	109.6		○
	⑦		面内せん断応力度	18.4	○		
			組合せ応力度	74.7	○		
	⑧	面内せん断応力度	27.4	○			
		組合せ応力度	91.5	○			
	⑨	面内せん断応力度	78.7	○			
		組合せ応力度	164.4	○			
⑩	面内せん断応力度	109.4	○				
	組合せ応力度	233.9	○				



応力表示箇所

表 5-4(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d) (その2)

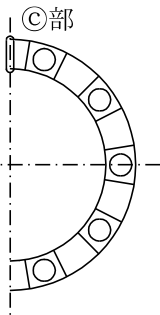
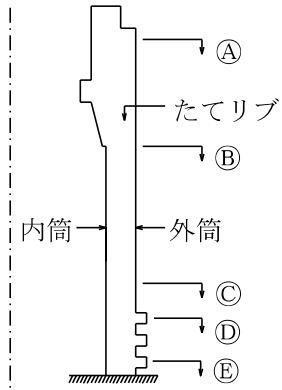
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ⑥部	内筒	①	面内せん断応力度	11.6		○
				組合せ応力度	90.5		○
			②	面内せん断応力度	42.8		○
				組合せ応力度	369.3		○
			③	面内せん断応力度	57.9		○
				組合せ応力度	170.7		○
		④	面内せん断応力度	61.2	○		
			組合せ応力度	121.0	○		
		外筒	①	面内せん断応力度	13.6		○
				組合せ応力度	56.6		○
			②	面内せん断応力度	29.0		○
				組合せ応力度	94.2		○
	③		面内せん断応力度	55.0	○		
			組合せ応力度	164.6	○		
	④	面内せん断応力度	66.5	○			
		組合せ応力度	138.8	○			
	⑤	面内せん断応力度	100.7	○			
		組合せ応力度	262.5	○			



応力表示箇所

表 5-4(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d) (その 3)

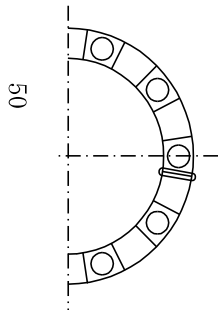
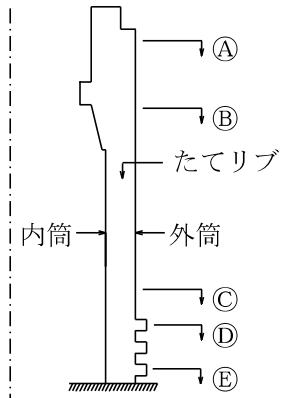
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ◎部	内筒	◎A	面内せん断応力度	11.9		○
				組合せ応力度	60.9		○
			◎B	面内せん断応力度	72.9		○
				組合せ応力度	134.2		○
			◎C	面内せん断応力度	71.7		○
				組合せ応力度	171.4		○
		◎D	面内せん断応力度	62.1	○		
			組合せ応力度	122.4	○		
		◎E	面内せん断応力度	62.3	○		
			組合せ応力度	122.0	○		
		外筒	◎A	面内せん断応力度	15.5		○
				組合せ応力度	94.6		○
	◎B		面内せん断応力度	29.8	○		
			組合せ応力度	124.2	○		
	◎C		面内せん断応力度	54.3	○		
			組合せ応力度	143.8	○		
	◎D	面内せん断応力度	66.4	○			
		組合せ応力度	134.1	○			
◎E	面内せん断応力度	75.2	○				
	組合せ応力度	141.2	○				



応力表示箇所

表 5-4(2) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D+P_{SAL}+M_{SAL}+S_d)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P2	たてリブ	Ⓐ	面内せん断応力度	46.4	[]	○
				組合せ応力度	109.0		○
			Ⓑ	面内せん断応力度	63.2		○
				組合せ応力度	161.2		○
			Ⓒ	面内せん断応力度	70.8		○
				組合せ応力度	191.2		○
			Ⓓ	面内せん断応力度	34.5		○
				組合せ応力度	145.9		○
			Ⓔ	面内せん断応力度	109.4		○
				組合せ応力度	194.8		○



応力表示箇所

表 5-4(3) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d)

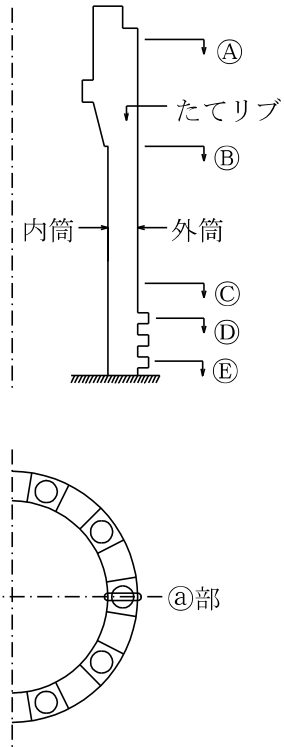
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定
				算出応力度	許容応力度	
				N/mm ²	N/mm ²	
原子炉本体 の基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	102.8		○
			引抜き力*	1.187×10 ⁶		○
	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	296.7		○

注記* : 単位は N/4.5°

表 5-4(4) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P5	ブラケット部	最大圧縮力 作用時	曲げ応力度	28.7		○
				せん断応力度	62.3		○
			最大引張力 作用時	曲げ応力度	10.6		○
				せん断応力度	43.8		○
				下面の水平プレートに局所的に 生じる曲げ応力度	271.6		○

表 5-5(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s) (その1)



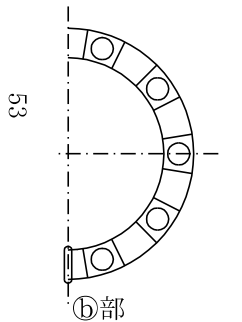
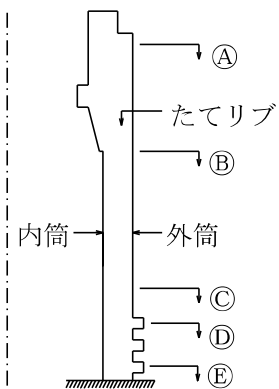
52

応力表示箇所

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ①部	内筒	①	面内せん断応力度	11.0		○
			①	組合せ応力度	39.4		○
			②	面内せん断応力度	117.4		○
				組合せ応力度	232.4		○
			③	面内せん断応力度	59.4		○
		組合せ応力度		130.5		○	
		④	面内せん断応力度	63.9		○	
			組合せ応力度	138.9		○	
		⑤	面内せん断応力度	61.0		○	
			組合せ応力度	121.9		○	
	外筒	①	面内せん断応力度	5.4		○	
			組合せ応力度	112.2		○	
			②	面内せん断応力度	25.7		○
				組合せ応力度	85.8		○
			③	面内せん断応力度	35.1		○
		組合せ応力度		85.2		○	
		④	面内せん断応力度	62.9		○	
			組合せ応力度	138.6		○	
		⑤	面内せん断応力度	75.0		○	
			組合せ応力度	205.8		○	

表 5-5(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_S) (その2)

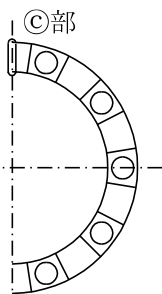
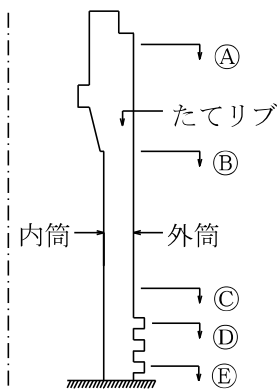
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ⑥部	内筒	④	面内せん断応力度	13.7		○
				組合せ応力度	80.6		○
			⑤	面内せん断応力度	55.0		○
				組合せ応力度	404.8		○
			⑥	面内せん断応力度	71.4		○
				組合せ応力度	228.7		○
		外筒	⑦	面内せん断応力度	77.8		○
				組合せ応力度	143.0		○
			⑧	面内せん断応力度	67.7		○
				組合せ応力度	127.9		○
			⑨	面内せん断応力度	9.4		○
				組合せ応力度	91.9		○
	⑩	面内せん断応力度	41.2	○			
		組合せ応力度	101.6	○			
	外筒	⑪	面内せん断応力度	93.3	○		
			組合せ応力度	243.1	○		
		⑫	面内せん断応力度	49.2	○		
			組合せ応力度	151.6	○		
⑬		面内せん断応力度	80.0	○			
		組合せ応力度	336.9	○			



応力表示箇所

表 5-5(1) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_S) (その 3)

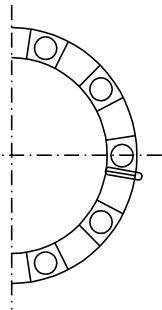
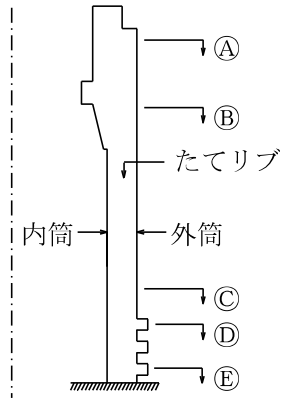
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ◎部	内筒	◎A	面内せん断応力度	15.5		○
				組合せ応力度	55.3		○
			◎B	面内せん断応力度	110.4		○
				組合せ応力度	194.0		○
			◎C	面内せん断応力度	71.0		○
				組合せ応力度	229.2		○
		◎D	面内せん断応力度	78.9	○		
			組合せ応力度	144.4	○		
		◎E	面内せん断応力度	68.5	○		
			組合せ応力度	124.0	○		
		外筒	◎A	面内せん断応力度	10.5		○
				組合せ応力度	103.8		○
	◎B		面内せん断応力度	42.1	○		
			組合せ応力度	92.4	○		
	◎C		面内せん断応力度	92.4	○		
			組合せ応力度	198.8	○		
	◎D	面内せん断応力度	48.9	○			
		組合せ応力度	100.5	○			
◎E	面内せん断応力度	39.0	○				
	組合せ応力度	160.8	○				



応力表示箇所

表 5-5(2) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_S)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P2	たてリブ	①	面内せん断応力度	52.0		○
				組合せ応力度	92.4		○
			②	面内せん断応力度	79.2		○
				組合せ応力度	207.9		○
			③	面内せん断応力度	81.2		○
				組合せ応力度	240.1		○
			④	面内せん断応力度	47.2		○
				組合せ応力度	184.9		○
			⑤	面内せん断応力度	156.8		○
				組合せ応力度	298.6		○



応力表示箇所

表 5-5(3) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定
				算出応力度	許容応力度	
				N/mm ²	N/mm ²	
原子炉本体 の基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	304.1		○
			引抜き力*	3.477×10 ⁶		○
	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	394.8		○

注記* : 単位は N/4.5°

表 5-5(4) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果 (D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s)

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P5	ブラケット部	最大圧縮力 作用時	曲げ応力度	34.3		○
				せん断応力度	74.5		○
			最大引張力 作用時	曲げ応力度	13.2		○
				せん断応力度	54.6		○
				下面の水平プレートに局所的に 生じる曲げ応力度	338.4		○

6. 参照図書

- (1) 柏崎刈羽原子力発電所第6号機 第1回工事計画認可申請書
IV-1-2「原子炉本体の基礎に関する説明書」

(2) 原子炉本体の基礎の強度計算書

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. 強度評価	9
4.1 強度評価方法	9
4.2 荷重の組合せ及び許容値	9
4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態	9
4.2.2 許容値	9
4.2.3 使用材料の許容応力度評価条件	9
4.2.4 設計荷重	12
4.3 計算方法	14
4.3.1 応力評価点	14
4.3.2 解析モデル及び諸元	17
4.3.3 荷重及び応力度計算方法	19
4.4 計算条件	20
4.5 荷重及び応力度の評価	20
5. 評価結果	21
5.1 重大事故等対処設備としての評価結果	21
6. 参照図書	27

別紙1 計算機プログラム（解析コード）の概要

1. 概要

本計算書は、原子炉本体の基礎の強度計算書である。

原子炉本体の基礎は、設計基準対象施設としての原子炉本体の基礎を重大事故等対処設備として兼用する構造物である。

以下、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に準じて、原子炉本体の基礎の強度評価を示す。

なお、本計算書においては、重大事故等時における荷重に対して、平成3年8月23日付け3資庁第6674号にて認可された工事計画の添付書類（参照図書(1)）による（以下「既工認」という。）に示す手法に従い強度評価を行う。

2. 一般事項

2.1 構造計画

原子炉本体の基礎の構造計画を表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>原子炉本体の基礎は、原子炉格納容器底部及びダイヤモンドフロアに支持される。</p> <p>原子炉本体の基礎の鉛直方向荷重及び水平方向荷重は、原子炉格納容器底部及びダイヤモンドフロアを介して原子炉建屋に伝達させる。</p>	<p>原子炉本体の基礎は、鋼板とコンクリートから成る円筒形の構造物であり、外径 <input type="text"/> mm、壁厚 <input type="text"/> mm の上層円筒部及び壁厚 <input type="text"/> mm の下層円筒部で構成される。下層円筒部には、ベント管が埋設されている。また、下部ドライウェルアクセストンネル（以下「アクセストンネル」という。）が接続される。</p> <p>なお、コンクリートは強度部材として考慮しない。</p>	<p>原子炉建屋</p> <p>原子炉本体の基礎</p> <p>ダイヤモンドフロア</p> <p>ベント管</p> <p>原子炉格納容器底部</p> <p>アクセストンネル</p> <p>コンクリート</p> <p>原子炉本体の基礎 拡大図 (単位: mm)</p>

2.2 評価方針

原子炉本体の基礎の応力評価は、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」にて設定した荷重及び荷重の組合せ並びに「2.3 適用規格・基準等」にて設定される許容限界に基づき、「3. 評価部位」にて設定する箇所において重大事故等時における圧力等による荷重及び応力度が許容限界内に収まることを、「4. 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。

原子炉本体の基礎の強度評価フローを図 2-1 に示す。

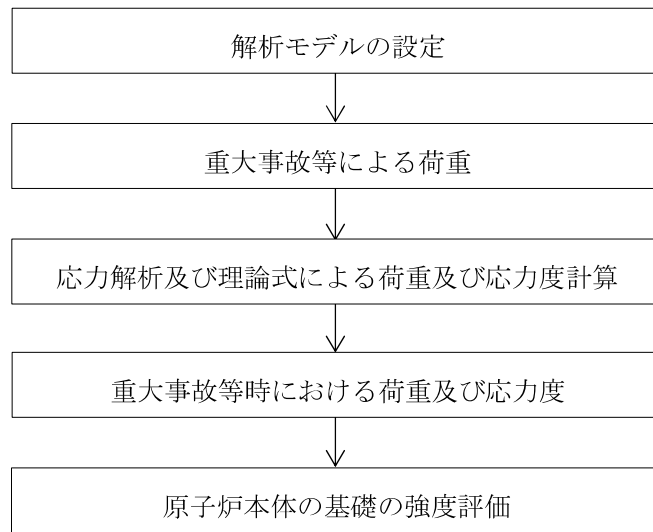


図 2-1 原子炉本体の基礎の強度評価フロー

2.3 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- ・鋼構造設計規準（日本建築学会 1973 改定）
- ・鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会 1988 改定）

2.4 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A_o	断面積	$\text{mm}^2/\text{本}$
D	死荷重	—
E	縦弾性係数	N/mm^2
f_b	許容曲げ応力度	N/mm^2
f_c	許容圧縮応力度	N/mm^2
f_s	許容せん断応力度	N/mm^2
f_t	許容引張応力度	N/mm^2
F	許容応力度の基準値, アンカボルトの引抜き力	$\text{N}/\text{mm}^2, \text{N}/4.5^\circ$
m_o	質量	kg
M_{SA}	機械的荷重 (SA後機械的荷重)	—
P_{SA}	圧力 (SA後圧力)	—
R	半径方向荷重	kN/m^2
S_u	設計引張強さ	N/mm^2
S_y	設計降伏点	N/mm^2
T	温度	$^\circ\text{C}$
V	鉛直方向荷重	$\text{kN}, \text{kN}/\text{m}^2$
ν	ポアソン比	—
σ_{ti}	内筒側のアンカボルトの引張応力度	N/mm^2
σ_{to}	外筒側のアンカボルトの引張応力度	N/mm^2

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に示すとおりである。

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
圧力	kPa	—	—	整数位
許容応力度	N/mm ²	小数点以下第1位	切捨て	整数位
算出応力度	N/mm ²	小数点以下第2位	切上げ	小数点以下第1位
設計荷重	kN	—	—	整数位
許容荷重	N	有効数字5桁目	切捨て	有効数字4桁*
算出荷重	N	有効数字5桁目	切上げ	有効数字4桁*

注記*：絶対値が1000以上のときはべき数表示とする。

3. 評価部位

原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法を図 3-1 に、評価部位及び使用材料を表 3-1 に示す。

K6 ① VI-1-2-1(2) R0

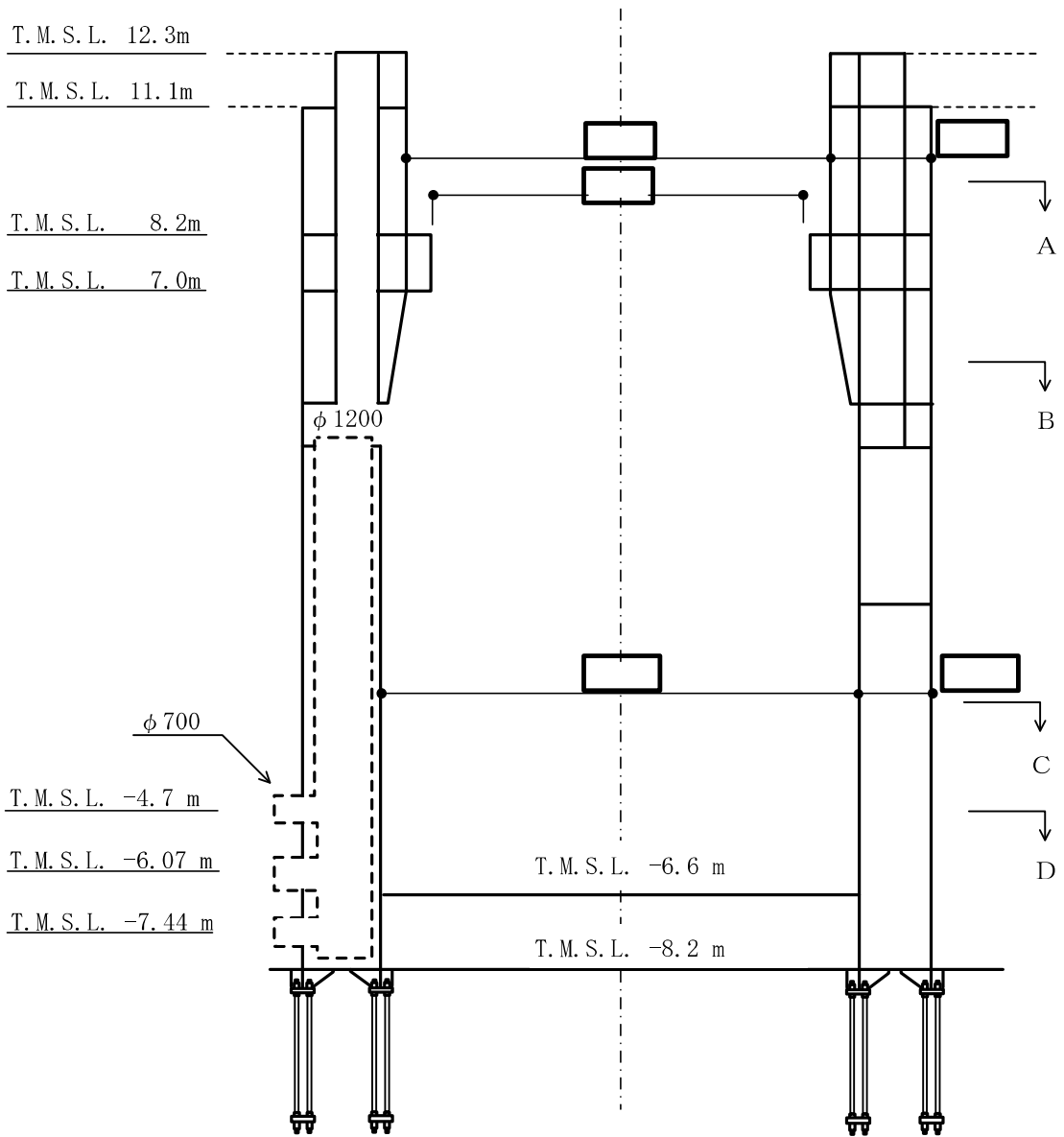


図 3-1 原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法 (その 1) (単位: mm)

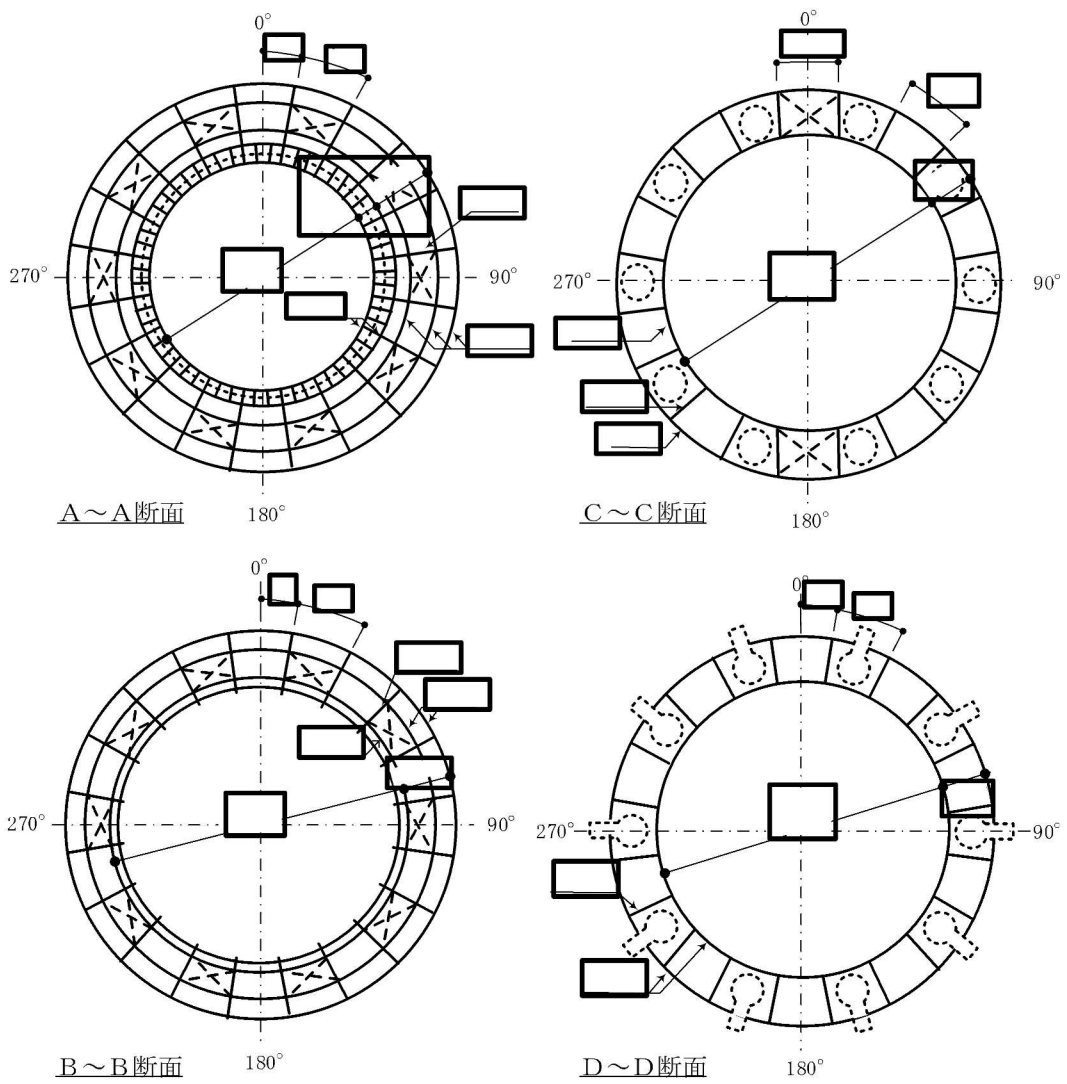





図 3-1 原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法 (その 2) (単位: mm)

表 3-1 評価部位及び使用材料表

評価部位	使用材料	備考
構造用鋼材 (円筒部, たてリブ, ベアリングプレート, ブラケット部)		
原子炉本体基礎 アンカボルト		

4. 強度評価

4.1 強度評価方法

- (1) 原子炉本体の基礎の荷重は、原子炉格納容器底部及びダイヤフラムフロアを介して原子炉建屋に伝達される。原子炉本体の基礎の強度評価として、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において設定された荷重を用いて、参照図書(1)に示す既工認の手法に従い強度評価を行う。また、重大事故等対処設備としての評価においては、重大事故等時の下部ドライウェル及びサブプレッションチェンバの水の影響を考慮する。
- (2) 強度評価に用いる寸法は、公称値を用いる。

4.2 荷重の組合せ及び許容値

4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態

原子炉本体の基礎の荷重の組合せ及び許容応力状態のうち、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-1 に示す。

詳細な荷重の組合せは、VI-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。なお、考慮する荷重の組合せは、組み合わせる荷重の大きさを踏まえ、評価上厳しくなる組合せを選定する。

4.2.2 許容値

原子炉本体の基礎の許容応力度及び許容荷重は「2.3 適用規格・基準等」に基づき算出する。構造用鋼材及び原子炉本体基礎アンカボルトに対する許容応力度を表 4-2 に示す。

4.2.3 使用材料の許容応力度評価条件

原子炉本体の基礎の使用材料の許容応力度評価条件を表 4-3 に示す。

表 4-1 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	機器等の区分	荷重の組合せ*1		許容応力状態
原子炉本体	原子炉 圧力容器 支持構造物	原子炉本体の 基礎	建物・ 構築物	$D + P_{SA} + M_{SA}^{*2}$	(V(S)-1) (V(S)-2) (V(S)-3)	重大事故等時 <機能維持の検討>*3

注記*1：（ ）内はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-4の荷重の組合せのNo.を示す。

*2：VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-4に従い、重大事故等時の温度荷重は組み合わせない。

*3：鋼構造設計規準による場合は、< >内の許容応力状態を適用する。

表4-2 許容応力度

許容応力 状態	ボルト等以外				アンカボルト
	引張/ 組合せ	せん断	圧縮	曲げ	引張
機能維持 の検討	$1.5 \cdot f_t$	$1.5 \cdot f_s$	$1.5 \cdot f_c$	$1.5 \cdot f_b$	$1.5 \cdot f_t$

表4-3 使用材料の許容応力度評価条件（重大事故等対処設備）

評価部材	材料	F (N/mm ²)	S _y (N/mm ²)	S _u (N/mm ²)
構造用鋼材 (円筒部, たてリブ, ベアリングプレート, ブラケット部)				
原子炉本体基礎 アンカボルト				

注記* :

4.2.4 設計荷重

(1) 重大事故等対処設備としての設計荷重

重大事故等対処設備としての設計荷重を表 4-4 に示す。

また、重大事故等対処設備の評価に用いる水荷重は、VI-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、没水時における下記の水位による水頭圧を考慮する。

ドライウエル	水位 T. M. S. L. 7400mm
サブプレッションチェンバ	水位 T. M. S. L. 8750mm

表 4-4 設計荷重（重大事故等対処設備）

荷重		荷重 記号*1	原子炉本体の基礎に 直接作用する荷重	ダイヤフラムフロ アに作用する荷重	アクセストンネルに作用す る荷重	その他より作用する 荷重	
重大事故等 時荷重	S A時死荷重 (自重及び機器支持 荷重等)	D	V : <input type="text"/> kN (円筒部表面より加わる荷重 <input type="text"/> kN 及びベント管内包水 <input type="text"/> kN を含む)	V : <input type="text"/> kN/m ²	V : <input type="text"/> kN (水荷重 <input type="text"/> kN を含む)	V : <input type="text"/> kN* ² V : <input type="text"/> kN* ³	
	S A時圧力	P s A	R : <input type="text"/> kN/m ² (内圧 : 620kPa)	内圧 : 620kPa	内圧 : 620kPa	—	
			R : <input type="text"/> kN/m ² (内圧 : 310kPa)	内圧 : 310kPa	内圧 : 310kPa	—	
			R : <input type="text"/> kN/m ² (差圧* ⁴ : 173kPa)	差圧* ⁴ : 173kPa	差圧* ⁴ : 173kPa	—	
			R : <input type="text"/> kN/m ² (差圧* ⁵ : -100kPa)	差圧* ⁵ : -100kPa	差圧* ⁵ : -100kPa	—	
	S A時配管荷重		—	V : <input type="text"/> kN* ⁶	—	V : <input type="text"/> kN* ²	
	S A時 水力学 的動荷 重	逃がし安全弁 作動時荷重	M s A	R : <input type="text"/> kN/m ² (正圧 : <input type="text"/> kPa)	—	正圧 : <input type="text"/> kPa	—
		チャギング 荷重		R : <input type="text"/> kN/m ² (負圧 : <input type="text"/> kPa)	—	負圧 : <input type="text"/> kPa	—
		蒸気凝縮 振動荷重		R : <input type="text"/> kN/m ² (正圧 : <input type="text"/> kPa)	—	正圧 : <input type="text"/> kPa	—
				R : <input type="text"/> kN/m ² (負圧 : <input type="text"/> kPa)	—	負圧 : <input type="text"/> kPa	—
R : <input type="text"/> kN/m ² (負圧 : <input type="text"/> kPa)				—	負圧 : <input type="text"/> kPa	—	

注 : Vは鉛直方向, Rは半径方向を示す。(Vは下向きを正, Rは外向きを正とする。)

注記*1 : 表 4-1 の荷重の組合せの記号を示す。

*2 : 原子炉圧力容器からの荷重を示す。

*3 : 原子炉遮蔽壁からの荷重を示す。

*4 : VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に従う, ドライウェル 620kPa とサプレッションチェンバ 447kPa の差圧を示す。

*5 : VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に従う, ドライウェル 520kPa とサプレッションチェンバ 620kPa の差圧を示す。

*6 : 逃がし安全弁排気管貫通部 1 箇所当たりの荷重を示す。

4.3 計算方法

4.3.1 応力評価点

原子炉本体の基礎の応力評価点は、原子炉本体の基礎を構成する部材の形状及び荷重伝達経路を考慮し、発生応力度が大きくなる部位を選定する。

選定した応力評価点を表 4-5 及び図 4-1 に示す。

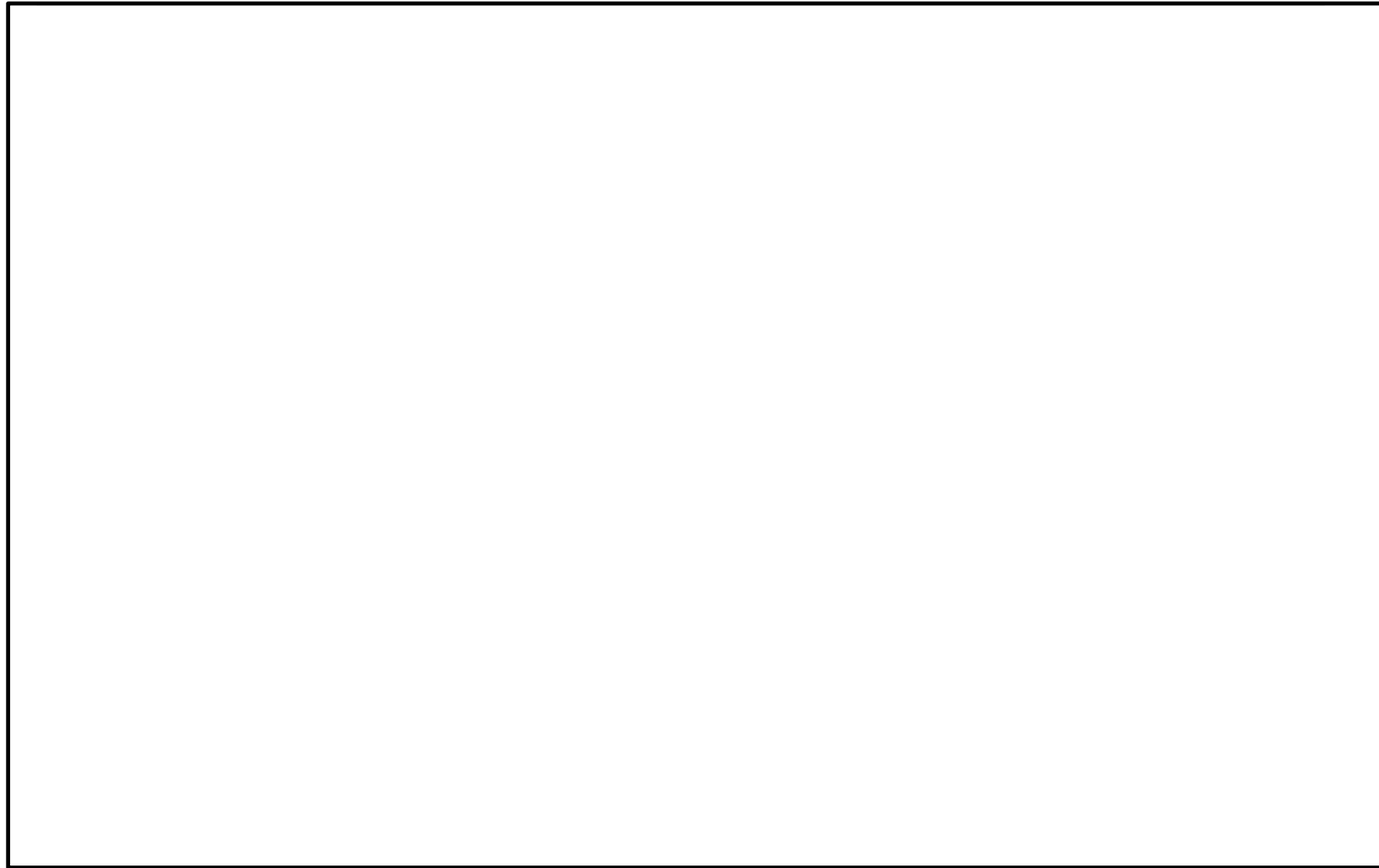
表 4-5 応力評価点

応力評価点番号	応力評価点
P 1 * ¹	円筒部 (内筒, 外筒)
P 2 * ²	たてリブ
P 3	アンカボルト
P 4	ベアリングプレート
P 5 * ³	ブラケット部

注記*1：内筒及び外筒の評価点は、最大組合せ応力度発生箇所を含むよう選定するとともに、90 度及び 180 度位置の代表的な高さから選定する。代表的な高さは、応力レベルを考慮して、基部、水平吐出管、アクセストンネル、連通孔及びダイヤフラムフロア支持位置付近とする。

*2：たてリブの評価点については、最大応力度発生箇所を含むよう選定するとともに、最大応力度発生箇所を含むたてリブの代表的な高さとする。代表的な高さは、内筒及び外筒と同様とする。

*3：応力評価点 P5 については、原子炉本体の転倒荷重は小さく無視できるので評価を行わない。

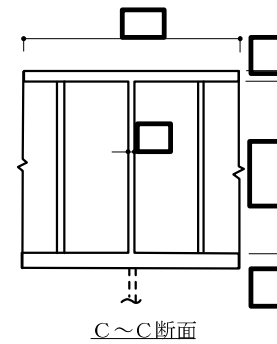
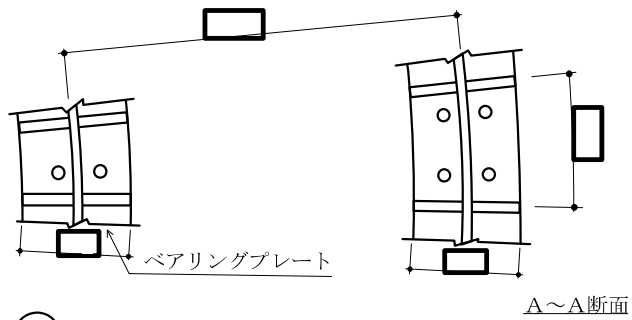
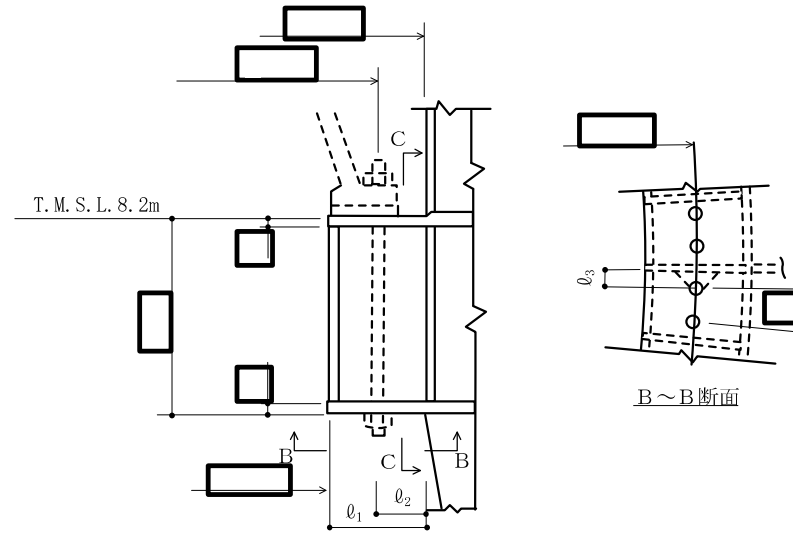
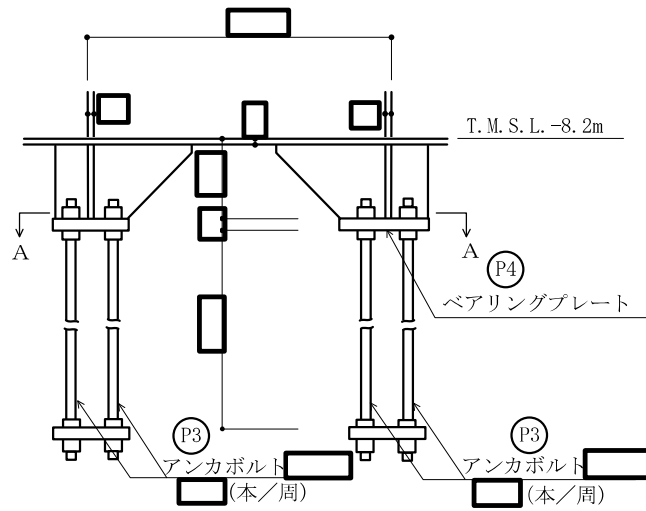


○P1 : 円筒部 (内筒及び外筒)

○P2 : たてリブ

■ : 応力評価位置

図 4-1 原子炉本体の基礎の応力評価位置 (その 1) (単位 : mm)



- P3 : アンカボルト
- P4 : ベアリングプレート

- P5 : ブラケット部

図 4-1 原子炉本体の基礎の応力評価位置 (その 2) (単位: mm)

4.3.2 解析モデル及び諸元

(1) 重大事故等対処設備としての解析モデル

重大事故等対処設備としての評価における，原子炉本体の基礎の解析モデルの概要を以下に示す。

- a. 原子炉本体の基礎の解析モデルは，3次元シェルモデルによる有限要素解析手法を適用する。構造的にほぼ対称であるため，既工認と同様に，解析は1/2モデルを用いて行う。解析モデルを図4-2に，解析モデルの諸元について表4-6に示す。

b.



- c. 解析コードは「MSC NASTRAN」を使用し，荷重及び応力度を求める。
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1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

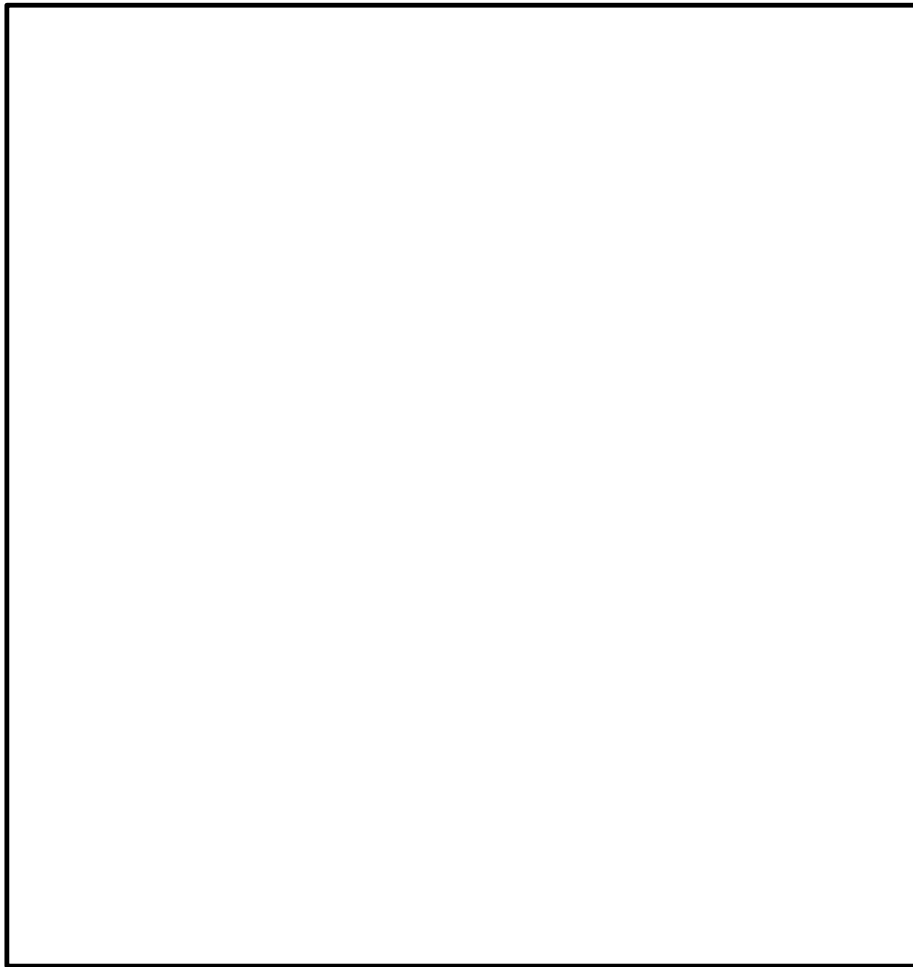


図 4-2 解析モデル

表 4-6 解析モデル諸元（重大事故等対処設備）

項目	記号	単位	入力値
材質	—	—	
質量	m ₀	kg	
温度条件	T	℃	200
縦弾性係数	E	N/mm ²	
ポアソン比	ν	—	
要素数	—	—	
節点数	—	—	

4.3.3 荷重及び応力度計算方法

原子炉本体の基礎の荷重及び応力度計算方法について以下に示す。

(1) 重大事故等対処設備としての荷重及び応力度計算

a. 円筒部及びたてリブの検討

円筒部及びたてリブの応力度計算方法は、既工認（参照図書(1)）から変更はなく、原子炉本体の基礎に作用する圧力及び死荷重等による応力度は、「4.3.2(1) 重大事故等対処設備としての解析モデル」に示す原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出する。

b. 原子炉本体基礎アンカボルトの検討

(a) アンカボルトの最大引張応力度

応力度計算方法は、既工認（参照図書(1)）から変更はなく、「4.3.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルによりアンカボルト軸断面の最大引張応力度を算出する。

(b) アンカボルトの定着

「4.3.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出したアンカボルトの引張応力度より、アンカボルトの引抜き力Fを求める。

計算は、内筒側のアンカボルトの引張応力度 σ_{ti} と外筒側のアンカボルトの引張応力度 σ_{to} より、 4.5° の範囲におけるアンカボルトの引抜き力Fを以下の式で求める。

$$F = (4 \cdot \sigma_{to} + 2 \cdot \sigma_{ti}) \cdot A_0$$

A_0 : アンカボルトの断面積 (mm²/本)

c. ベアリングプレートの検討

ベアリングプレートの応力度計算方法は、既工認（参照図書(1)）から変更はなく、「4.3.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出したベアリングプレートに生じる最大圧縮応力度から、ベアリングプレートの曲げ応力度を求める。

4.4 計算条件

応力解析に用いる荷重を、「4.2 荷重の組合せ及び許容値」に示す。

4.5 荷重及び応力度の評価

「4.3 計算方法」で求めた荷重及び応力度が許容値以下であること。

5. 評価結果

5.1 重大事故等対処設備としての評価結果

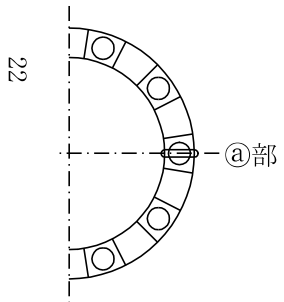
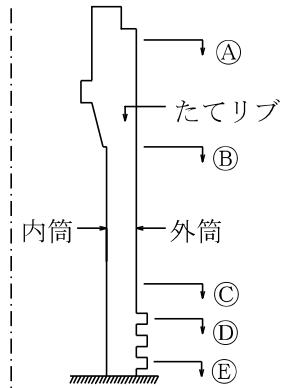
原子炉本体の基礎の重大事故等時の状態を考慮した場合の強度評価結果を以下に示す。発生値は許容限界を満足している。

(1) 強度評価結果

強度評価の結果を表 5-1 に示す。

表中の「荷重の組合せ」欄には、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-4 の荷重の組合せの No. を記載する。

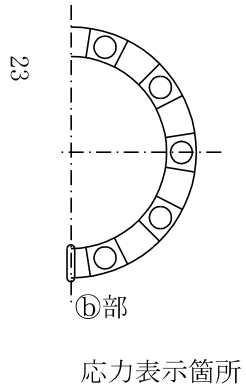
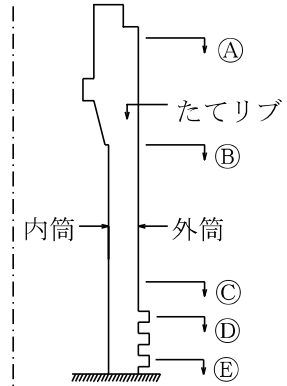
表 5-1(1) 重大事故等時に対する評価結果 (D+P_{SA}+M_{SA}) (その1)



応力表示箇所

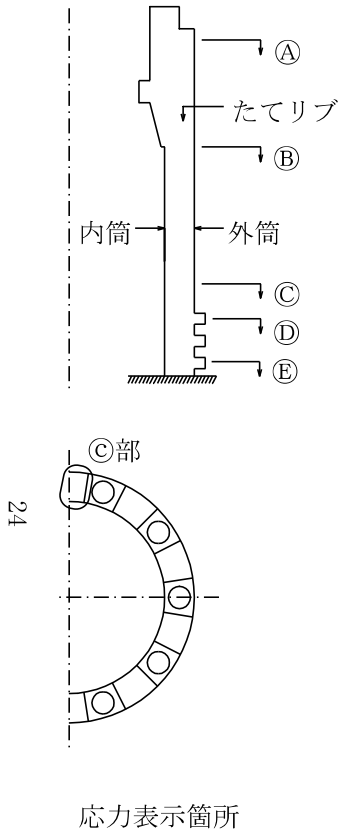
評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm ²	N/mm ²			
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 a部	内筒	A	面内せん断応力度	7.8		○	V(S)-2
				組合せ応力度	21.5		○	V(S)-2
			B	面内せん断応力度	26.3		○	V(S)-2
				組合せ応力度	107.9		○	V(S)-2
			C	面内せん断応力度	15.5		○	V(S)-2
				組合せ応力度	112.4		○	V(S)-2
		D	面内せん断応力度	37.8		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	91.5		○	V(S)-2	
		E	面内せん断応力度	40.4		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	88.4		○	V(S)-2	
		外筒	A	面内せん断応力度	20.8		○	V(S)-2
				組合せ応力度	71.2		○	V(S)-2
	B		面内せん断応力度	6.5		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	93.4		○	V(S)-2	
	C		面内せん断応力度	27.3		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	106.9		○	V(S)-2	
	D	面内せん断応力度	110.0		○	V(S)-2		
		組合せ応力度	234.1		○	V(S)-2		
E	面内せん断応力度	182.7		○	V(S)-2			
	組合せ応力度	358.7		○	V(S)-2			

表 5-1(1) 重大事故等時に対する評価結果 (D+P_{SA}+M_{SA}) (その2)



評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ		
				算出応力度	許容応力度				
				N/mm ²	N/mm ²				
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ⑥部	内筒	①	面内せん断応力度	5.4		○	V(S)-1	
				組合せ応力度	71.8		○	V(S)-1	
			②	面内せん断応力度	37.7		○	V(S)-2	
				組合せ応力度	279.7		○	V(S)-2	
			③	面内せん断応力度	64.2		○	V(S)-2	
		組合せ応力度		164.4		○	V(S)-2		
		外筒	④	面内せん断応力度	62.2		○	V(S)-2	
				組合せ応力度	114.2		○	V(S)-2	
			⑤	面内せん断応力度	64.9		○	V(S)-2	
				組合せ応力度	119.7		○	V(S)-2	
				①	面内せん断応力度	13.7		○	V(S)-2
		組合せ応力度			112.4		○	V(S)-2	
		②			面内せん断応力度	12.1		○	V(S)-1
					組合せ応力度	165.8		○	V(S)-1
		③			面内せん断応力度	82.2		○	V(S)-2
				組合せ応力度	204.0		○	V(S)-2	
		④		面内せん断応力度	127.6		○	V(S)-2	
				組合せ応力度	237.8		○	V(S)-2	
		⑤		面内せん断応力度	157.1		○	V(S)-2	
				組合せ応力度	274.8		○	V(S)-2	

表 5-1(1) 重大事故等時に対する評価結果 (D+P_{SA}+M_{SA}) (その3)

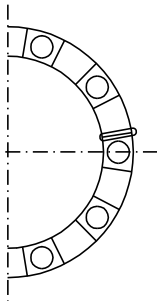
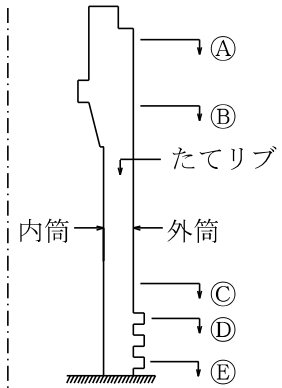


評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm ²	N/mm ²			
原子炉本体 の基礎	P1 : 円筒部 ©部	内筒	A	面内せん断応力度	5.7		○	V(S)-1
				組合せ応力度	53.8		○	V(S)-1
			B	面内せん断応力度	38.6		○	V(S)-2
				組合せ応力度	74.7		○	V(S)-2
			C	面内せん断応力度	57.0		○	V(S)-2
		組合せ応力度		160.9		○	V(S)-2	
		D		面内せん断応力度	62.1		○	V(S)-2
			組合せ応力度	113.5		○	V(S)-2	
		E	面内せん断応力度	64.6		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	118.2		○	V(S)-2	
	外筒	A	面内せん断応力度	14.4		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	83.0		○	V(S)-2	
		B	面内せん断応力度	12.1		○	V(S)-1	
			組合せ応力度	165.6		○	V(S)-1	
		C	面内せん断応力度	81.4		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	198.4		○	V(S)-2	
		D	面内せん断応力度	127.5		○	V(S)-2	
			組合せ応力度	237.1		○	V(S)-2	
E	面内せん断応力度	197.1		○	V(S)-2			
	組合せ応力度	362.5		○	V(S)-2			

応力表示箇所

表 5-1(2) 重大事故等時に対する評価結果 (D+P_{SA}+M_{SA})

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ	
				算出応力度	許容応力度			
				N/mm ²	N/mm ²			
原子炉本体 の基礎	P2	たてリブ	①	面内せん断応力度	41.3		○	V(S)-2
				組合せ応力度	92.8		○	V(S)-2
			②	面内せん断応力度	70.9		○	V(S)-2
				組合せ応力度	172.8		○	V(S)-2
			③	面内せん断応力度	23.0		○	V(S)-2
				組合せ応力度	155.1		○	V(S)-2
			④	面内せん断応力度	79.8		○	V(S)-2
				組合せ応力度	154.6		○	V(S)-2
			⑤	面内せん断応力度	165.6		○	V(S)-1
				組合せ応力度	289.8		○	V(S)-1



応力表示箇所

表 5-1(3) 重大事故等時に対する評価結果 (D + P_{SA} + M_{SA})

評価対象 設備	評価部位		応力分類	機能維持の検討		判定	荷重の 組合せ
				算出応力度	許容応力度		
				N/mm ²	N/mm ²		
原子炉本体 の基礎	P3	アンカボルト	引張応力度	110.6		○	V(S)-1
			引抜き力*	1.254 × 10 ⁶		○	V(S)-1
	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	283.8		○	V(S)-3

注記* : 単位は N/4.5°

6. 参照図書

- (1) 柏崎刈羽原子力発電所第6号機 第1回工事計画認可申請書
IV-1-2「原子炉本体の基礎に関する説明書」

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

1. はじめに	1
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	2

1. はじめに

本資料は、VI-1-2-1「原子炉本体の基礎に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）MSC NASTRANについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
VI-1-2-1	原子炉本体の基礎に関する説明書	Ver. 2013. 1. 1

2. 解析コードの概要

コード名 項目	MSC NASTRAN
使用目的	3次元有限要素法（シェルモデル）による応力解析
開発機関	MSC Software Corporation
開発時期	1971年（一般商業用リリース）
使用したバージョン	Ver. 2013. 1. 1
コードの概要	<p>本解析コードは、航空機の機体強度解析を目的として開発された、有限要素法による構造解析用の汎用計算機プログラムである。適用モデル（主にはり要素、シェル要素、ソリッド要素）に対して、静的解析（線形、非線形）、動的解析（過渡応答解析、周波数応答解析）、固有値解析、伝熱解析（温度分布解析）、熱応力解析、線形座屈解析等の機能を有している。数多くの研究機関や企業において、航空宇宙、自動車、造船、機械、建築、土木等様々な分野の構造解析に使用されている。</p>
検証（Verification） 及び 妥当性確認（Validation）	<p>【検証（Verification）】</p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・構造力学分野における一般的知見により解を求めることができる体系について、本解析コードを用いた解析結果と理論モデルによる理論解の比較を行い、解析解が理論解と一致することを確認している。

	<ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードは，航空宇宙，自動車，造船，機械，建築，土木等様々な分野における使用実績を有しており，妥当性は十分に確認されている。 ・本解析コードは日本国内の原子力施設で工事計画認可申請に使用されており，十分な実績があるため信頼性がある。 ・本設計及び工事の計画において使用するバージョンは，他プラントの既工事計画において使用されているものと異なるが，バージョンの変更において解析機能に影響のある変更が行われていないことを確認している。 ・今回の設計及び工事計画認可申請における用途及び適用範囲が上述の妥当性確認の範囲内であることを確認している。
--	--