

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。

TK-1-1838 改0

補足説明

(強度評価におけるPCV動荷重の考慮)

平成30年8月21日

日本原子力発電株式会社

目次

ベント管の強度計算書	1
原子炉本体の基礎に関する説明書	13

V-3-9-2-1 ベント管の強度計算書

目次

1. 概要	1
2. 構造説明	2
2.1 構造計画	2
2.2 評価方針	3
3. 形状及び主要寸法	4
4. 設計条件	5
4.1 設計荷重	5
4.2 材料及び許容応力	6
5. 応力計算	7
5.1 応力評価点	7
5.2 計算方針	8
6. 評価結果	9
6.1 重大事故等対処設備としての評価結果	9

1. 概要

本計算書は、ベント管の強度計算書である。

ベント管は、設計基準対象施設のベント管を重大事故等クラス2管として兼用する管である。

設計基準対象施設としては、東海第二発電所 昭和48年10月22日付け48公第8316号にて認可された工事計画書の添付書類「Ⅲ-2-2-1 ベント管の規格計算書」、「Ⅲ-3-2-2 ベント管の耐震性についての計算書」に評価結果があり、強度が十分であることを確認している。

以下、重大事故等クラス2管としての強度評価を示す。

2. 構造説明

2.1 構造計画

ベント管の構造計画を表 2-1 に示す。

表 2-1 構造計画

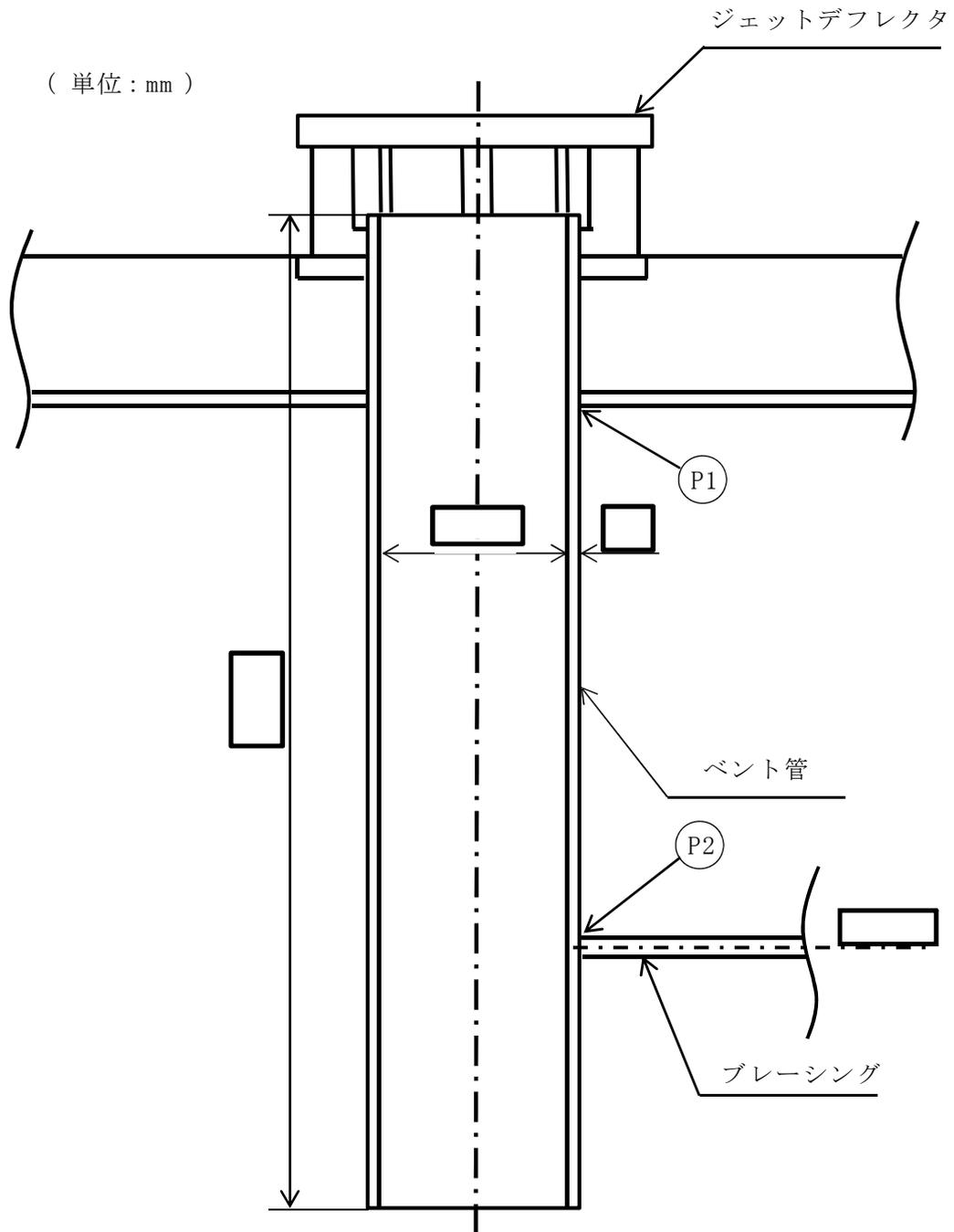
計画の概要		概略構造図
基礎・支持構造	主体構造	
<p>ベント管上部をダイヤフラムフロアに固定し、下部には水平ブレースにて支持している。</p>	<p>主体構造 ベント管は内径 <input type="text"/> mm, 板厚 <input type="text"/> mm, 長さ <input type="text"/> mm の管でできている。 ベント管の上部には配管破断時の防護のためジェットブレイクタが取付けた構造である。</p>	

2.2 評価方針

ベント管の応力評価は，東海第二発電所 昭和 48 年 10 月 22 日付け 48 公第 8316 号（既工認）にて認可された実績のある手法を適用する。

3. 形状及び主要寸法

ベント管の形状及び主要寸法を図 3-1 に示す。



Ⓐ P1 及び Ⓑ P2 応力評価点

図 3-1 ベント管の形状及び主要寸法 (単位 : mm)

4. 設計条件

4.1 設計荷重

- (1) 重大事故等対処設備としての評価圧力及び評価温度

内圧 P_{SA} 173 kPa

温度 T_{SA} 200 °C

- (2) 自重

ベント管

- (3) 逃がし安全弁作動時荷重

逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重としては、気泡差圧による荷重と気泡速度によるドラッグ力が作用する。

$$P = \sqrt{(\Delta P_{\max})^2 + (P_{D\max})^2}$$

ここに、

$$\Delta P_{\max} = P_{0\max} \cdot R_0 \cdot \left(\frac{1}{r_1} - \frac{1}{r_1 + a} \right)$$

$$P_{D\max} = \frac{\gamma}{2 \cdot g} \cdot C_D \cdot V_{0\max}^2 \cdot \left(\frac{R_0}{r_1} \right)^4$$

$P_{0\max}$: 最大気泡圧力

R_0 : 気泡半径

r_1 : 気泡中心と構造物前面までの距離

a : 構造物の厚さ

$V_{0\max}$: 最大気泡表面速度

C_D : ドラッグ係数

γ : 比重量

g : 重力加速度

- (4) 冷却材喪失事故時蒸気ブローダウンによる荷重

ベント管に加わる水平方向荷重

$$F_1 = \boxed{} \cdot \sin(\pi \cdot t/3) \quad (\times 10^3 \text{ N}) \quad 0 \leq t \leq 3 \text{ ms}$$

4.2 材料及び許容応力

(1) 材料

表 4-1 使用材料表

使用部位	使用材料	備考
ベント管	SGV49 相当 	SGV480*

注記 * : 新 JIS を示す。

(2) 荷重の組合せ及び許容応力

重大事故等対処設備の評価における荷重の組合せ及び供用状態を表 4-2 に、供用状態に対する許容応力を表 4-3 に示す。

表 4-2 荷重の組合せ及び供用状態（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	供用状態
原子炉格納施設	圧力低減設備 その他の安全設備	ベント管	常設耐震／防止 常設／緩和	重大事故等クラス 2 管	$D + P_{SA} + M_{SA}$	E (E として D_S の許容限界を準用する)

注記 * : 「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備, 「常設／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備, 「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を示す。

表 4-3 許容応力（重大事故等対処設備）

(単位 : MPa)

材料	供用状態	許容応力		
		一次応力		一次+二次応力
		P_m	$P_L + P_b$	$P_L + P_b + Q$
SGV480	E	—	379	—

5. 応力計算

5.1 応力評価点

ベント管の形状及び応力レベルを考慮して設定した応力評価点を表 5-1, 図 3-1 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	上部
P 2	ブレーシング部

5.2 計算方針

ベント管の応力評価は，東海第二発電所 昭和 48 年 10 月 22 日付け 48 公第 8316 号（既工認）にて認可された実績のある手法を適用する。

6. 評価結果

6.1 重大事故等対処設備としての評価結果

ベント管の重大事故等対処設備としての強度評価結果を以下に示す。発生値は評価基準値を満足している。

(1) 供用状態Eに対する評価

供用状態Eに対する応力評価結果を表 6-1 に示す。

表 4-2 に示す荷重の組合せについて記載している。

表 6-1 供用状態 E 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	E		判定	備考
				発生値 MPa	評価基準値 MPa		
ベント管	P 1	上部	一次膜応力 + 一次曲げ応力	98	379	○	
	P 2	ブレーシング部	一次膜応力 + 一次曲げ応力	139	379	○	

V-1-2-1 原子炉本体の基礎に関する説明書

目 次

1. 概要	1
1.1 基本方針	1
2. 形状及び主要寸法	2
3. 設計条件	3
3.1 設計荷重	3
3.2 材料及び許容応力度	4
3.3 荷重の組合せ	5
4. 応力評価	6
4.1 設計基準対象施設としての評価結果	7
4.2 重大事故等時の機能維持の評価結果	9
5. コリウムシールドの機能維持について	12
5.1 構造の概要	12
5.2 機能維持の評価結果	13
6. 中間スラブ部の構造変更に伴う機能維持への影響について	14
6.1 中間スラブ内に設置される流路の機能維持について	14
6.2 中間スラブの強度維持対策の影響検討結果	15
7. 引用図書	17

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその付属設備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，第17条，並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその付属設備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。

なお，技術基準規則第17条において，設計基準対象施設に関しては，技術基準規則の要求に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

1.1 基本方針

原子炉本体基礎の応力評価は，鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会 2010年改定），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），発電用原子力設備規格（コンクリート製原子炉格納容器規格 J S M E S N E 1 -2003）（日本機械学会 2003年12月）を適用して評価する。

2. 形状及び主要寸法
 構造概要を図2-1に示す。

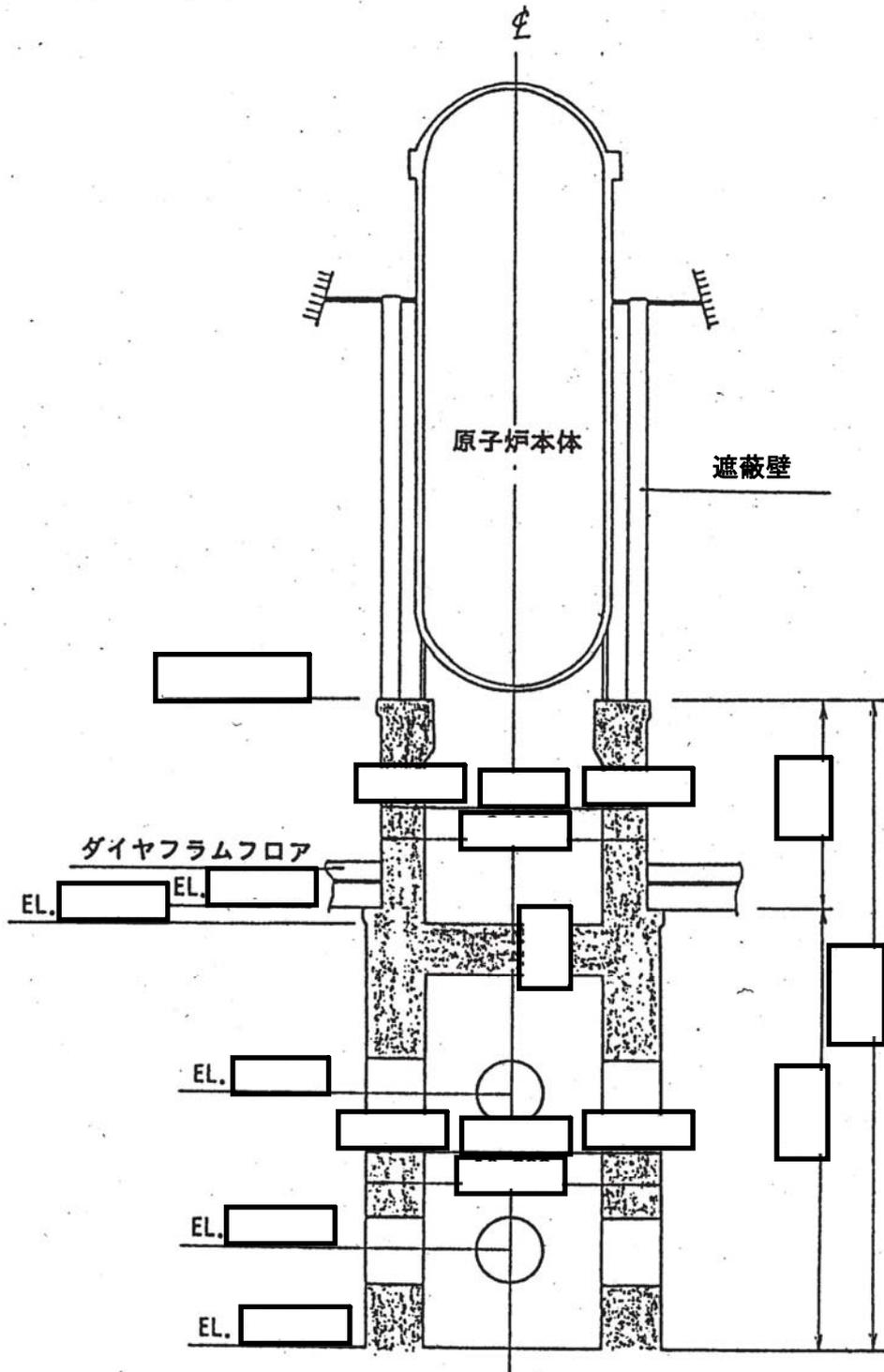


図 2-1 構造概要図 (単位 : m)

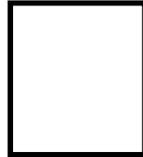
3. 設計条件

3.1 設計荷重

設計基準対象施設としての評価に用いる設計荷重を以下に示す。地震荷重は引用図書(1) V-2-1「耐震設計の基本方針」及び引用図書(2) V-2-3-2「炉心，原子炉压力容器及び压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」より設定し，表3-1に示す。

(1)鉛直荷重

- 原子炉本体
- 遮蔽壁
- 原子炉本体の基礎



上記に加え，中間スラブ上に設置されるコリウムシールド等の積載物の荷重を考慮する。

(2)圧力荷重

- 通常運転時圧力荷重



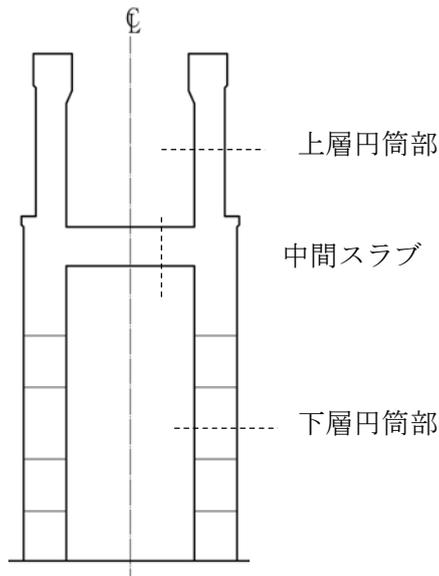
(3)水力的動的荷重

- SRV作動時直接作用荷重



(4)熱荷重

- 通常運転時
- 上層円筒部
- 中間スラブ上面
- 中間スラブ下面
- 下層円筒部



(5)地震力

表 3-1 地震力

位 置	弾性設計用地震動 Sd により定まる地震力又は静的地震力		基準地震動 Ss により定まる地震力	
	せん断力 (kN)	曲げモーメント (kN・m)	せん断力 (kN)	曲げモーメント (kN・m)
鉛直震度				

3.2 材料及び許容応力度

(1) コンクリート

設計基準強度 $F_c=22 \text{ N/mm}^2$ (225kg/cm²)

(2) 鉄筋



各材料の許容値を表 3-2～表 3-4 に示す。

表 3-2 コンクリートの許容応力度 (単位: N/mm²)

荷重状態	圧縮応力度		せん断応力度
	応力状態 1	応力状態 2	
III	14.6	16.5	1.06

表 3-3 鉄筋の許容応力度 (単位: N/mm²)

荷重状態	圧縮	引張	せん断
III	345	345	345

表 3-4 コンクリート及び鉄筋の許容ひずみ

荷重状態	コンクリートひずみ	鉄筋ひずみ	
	圧縮	圧縮	引張
IV	0.003	0.005	0.005

3.3 荷重の組合せ

設計基準対象施設としての荷重組合せを表 3-5 に示す。

表 3-5 荷重の組合せ

荷重番号	荷重の組合せ	設計条件
(3)	$D + O + S_d^*$	短期
(4)	$D + O + S_s$	機能維持 の検討
(5)	$D + O + L^* + S_d^*$	

注 1：異常時荷重の圧力と温度については時間のずれを考慮する。

注記*：地震荷重と組み合わせる場合は、異常発生直後を除くその後の状態の荷重と組み合わせる。

D：鉛直荷重

O：通常運転時荷重

L：異常時荷重

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

4. 応力評価

原子炉本体の基礎はその最下端が原子炉建屋の基礎版上 に固定された円筒形で平面的に軸対称形の構造をしているが、非対称形の荷重に対応できるように中間スラブと円筒部全体を3次的にモデル化し有限要素法による弾性解析を行っている。

有限要素分割は四辺形及び三角形を用いて行うが、この要素は均質等方性材料による板要素で、板の曲げと膜力とが同時に考慮されている。解析モデル概要図を図4-1に示す。節点数は 要素数は である。

解析コードはNASTRANを用いる。なお、評価に用いる解析コードNASTRAN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。

解析に用いる材料の物性値は次のとおりとする。

コンクリートのヤング係数	$E = 2.06 \times 10^7 \text{kN/m}^2$
コンクリートのせん断弾性係数	$G = 8.83 \times 10^6 \text{kN/m}^2$
コンクリートのポアソン比	$\nu = 0.167$
コンクリートの線膨張係数	$\alpha = 1.0 \times 10^{-5} / ^\circ\text{C}$
鉄筋コンクリートの単位体積重量	$\gamma = 24 \text{kN/m}^3$

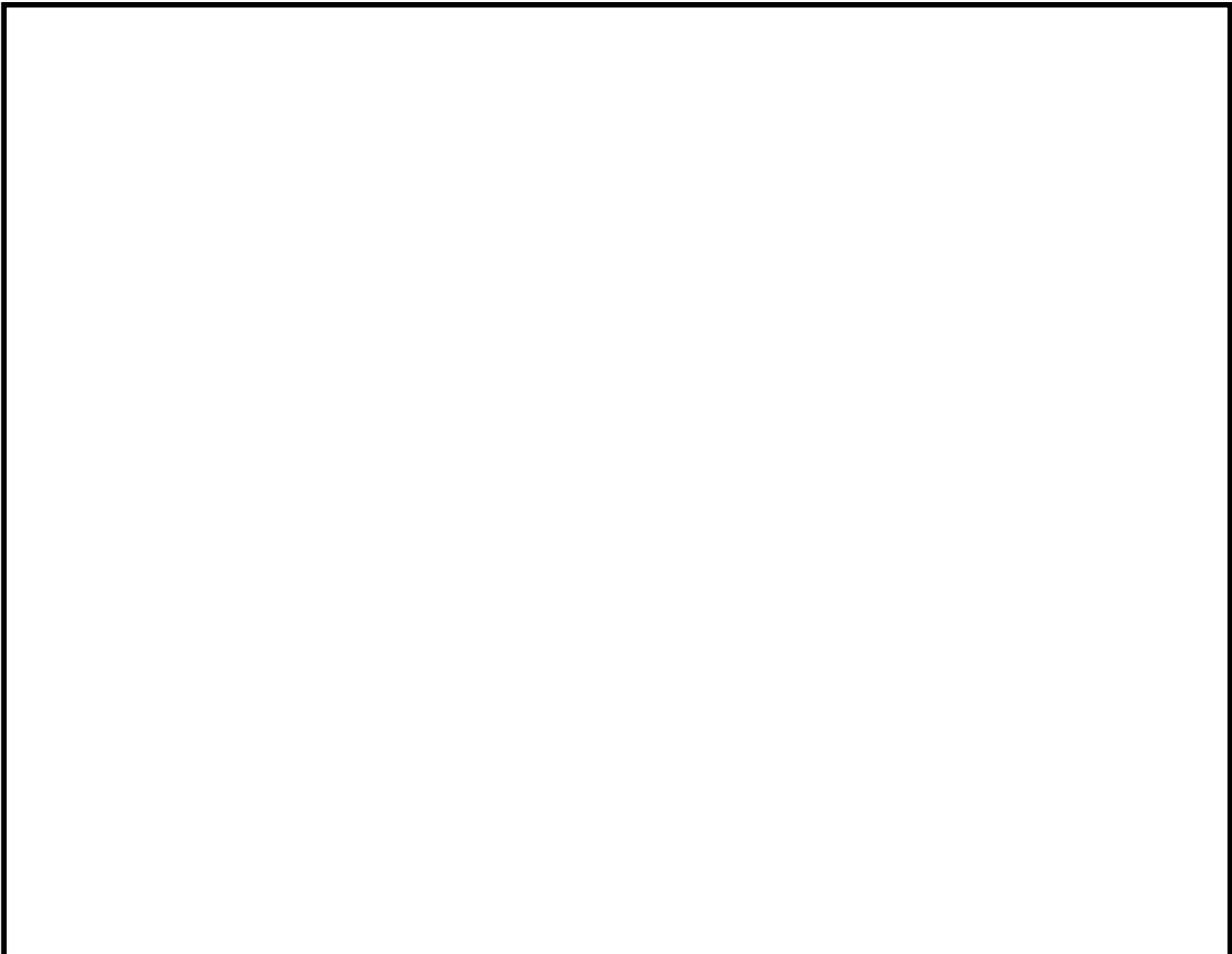


図4-1 解析モデル概要図（A～Dは評価箇所を示す。）

4.1 設計基準対象施設としての評価結果

(1) 上部構造部

円筒部の解析結果とそれに基づく断面算定結果を表 4-1～表 4-3 に示す。

表 4-1 荷重状態Ⅲ 軸力及び曲げモーメントによる応力検討結果（たて方向）

箇所名	荷重番号	応力状態	設計応力		a ty (mm ² /m)	引張応力及び圧縮応力			許容値			判定
			N _y (kN/m)	M _y (kN・m/m)		c σ c N/mm ²	s σ c N/mm ²	s σ t N/mm ²	c f c N/mm ²	s f c N/mm ²	s f t N/mm ²	
A	3	2	3784	-842	11998	0.0	115.1	200.4	-16.5	-345	345	可
B	3	2	8778	-1091	15970	0.0	233.4	316.4	-16.5	-345	345	可
C	3	2	815	-297	9697	0.0	13.0	71.1	-16.5	-345	345	可
D	3	2	-508	-39	7095	-0.8	-10.3	-4.8	-16.5	-345	345	可

注1: は検討応力の最大値を示す。

表 4-2 荷重状態Ⅳ 軸力及び曲げモーメントによる応力検討結果（たて方向）

箇所名	荷重番号	応力状態	設計応力		a ty (mm ² /m)	引張ひずみ及び圧縮ひずみ			許容値			判定
			N _y (kN/m)	M _y (kN・m/m)		c ε c (×10 ⁶)	s ε c (×10 ⁶)	s ε t (×10 ⁶)	c ε cu (×10 ⁶)	s ε cu (×10 ⁶)	s ε tu (×10 ⁶)	
A	4	1	5521	-1912	11998	0	651	1595	-3000	-5000	5000	可
B	4	1	8439	-969	15970	0	1109	1470	-3000	-5000	5000	可
C	4	1	2182	-224	9697	0	443	656	-3000	-5000	5000	可
D	4	1	127	-117	7095	-67	-19	183	-3000	-5000	5000	可

注1: は検討ひずみの最大値を示す。

表 4-3 面外せん断の検討結果（たて方向）

箇所名	荷重状態	荷重番号	応力状態	設計応力		Q (N/mm)	許容値 面外(Q _A) (N/mm)	p _w (%)	判定
				M (kN・m/m)	Q (kN/m)				
A	Ⅲ	3	2	-295	618	618	2992	0.54	可
	Ⅳ	4	1	-1913	-803	803	3990	0.54	可
B	Ⅲ	3	2	-1092	-577	577	1551	0.00	可
	Ⅳ	4	1	-1114	-712	712	1757	0.00	可
C	Ⅲ	3	2	-297	-123	123	1364	0.00	可
	Ⅳ	4	1	-224	-117	117	1717	0.00	可
D	Ⅲ	3	2	-40	-160	160	576	0.00	可
	Ⅳ	4	1	-118	-170	170	576	0.00	可

注1: は面外せん断力の最大値を示す。

以上より、すべての評価点で許容値以下となる。

(2)脚部アンカー部

脚部アンカー部の評価結果は表 4-4 に示す。

アンカーボルトの引抜力は、3 列のアンカーボルトの引抜力と上部構造部の軸力と曲げモーメントの釣合より算出した。アンカーボルトの設置状態を図 4-2 に示す。

表 4-4 脚部アンカー部の評価結果

荷重状態	荷重番号	アンカー引抜力		許容値		判定
		アンカーボルト 最大値 (N/mm ²)	アンカー定着部 (N/□)	アンカーボルト (N/mm ²)	アンカー部定着力 (N/□)	
III	3	164	7.312×10^5	651	8.084×10^5	可
IV	4	233	1.061×10^6		1.077×10^6	可

以上より、ボルト、定着とも許容値以下になる。

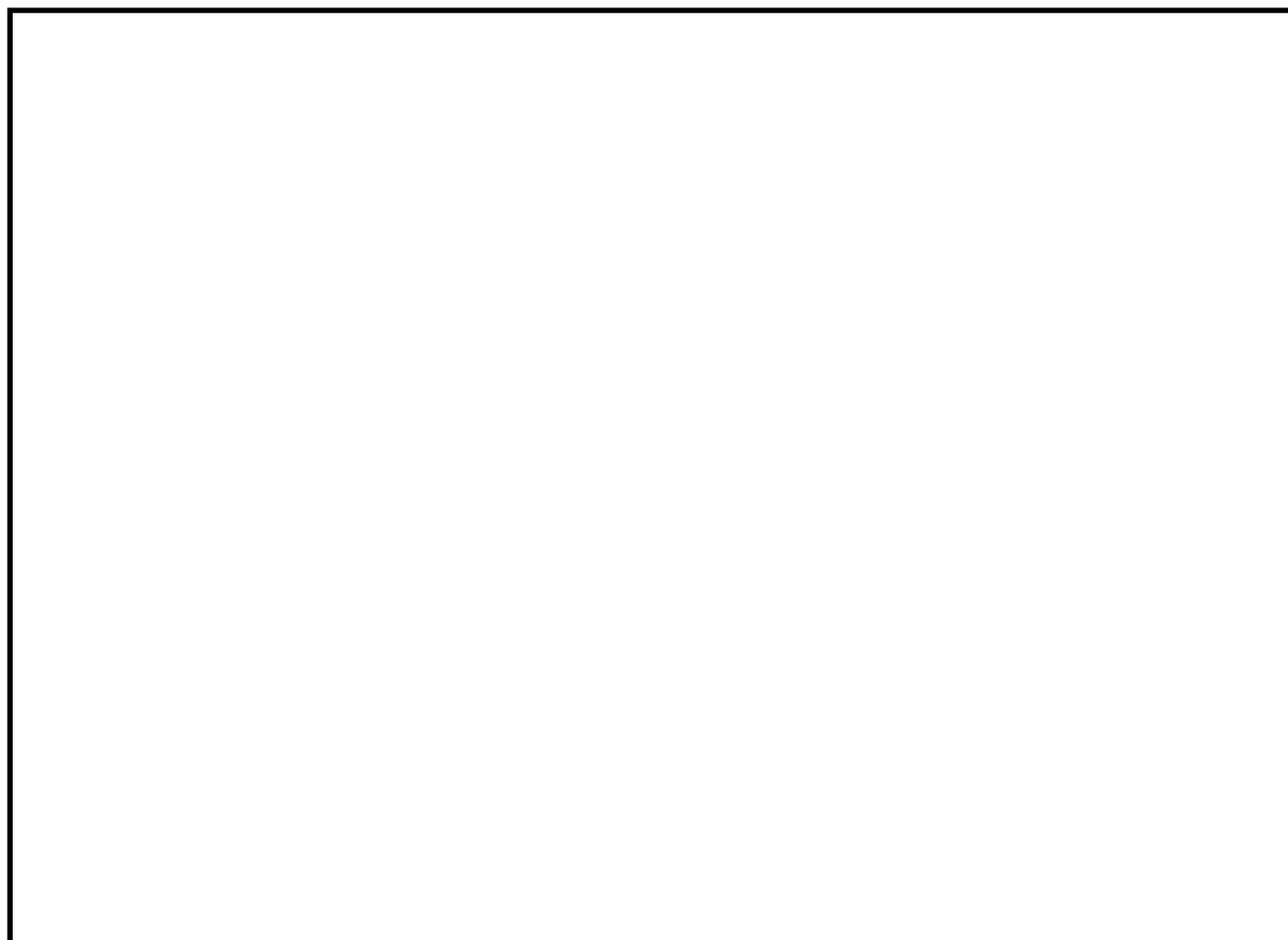


図 4-2 ペデスタル脚部概要図 (単位: mm)

4.2 重大事故等時の機能維持の評価

4.2.1 評価条件

重大事故等時の機能維持評価に用いる荷重を以下に示す。

(1) 鉛直荷重

3.1項に示す設計基準対象施設としての評価条件と同等である。なお、重大事故時における中間スラブ上の水位上昇を考慮し、水位上昇を見込んだ水重量を鉛直荷重に付加する。

(2) 圧力荷重

異常時圧力荷重

(3) 水力学的動荷重

SRV作動時直接作用荷重

原子炉冷却材喪失時直接作用荷重

(4) 熱荷重

事故時の熱荷重は、CVE-3330の規定に基づき、評価荷重として考慮しない。

(5) 地震力

評価に用いる地震荷重を表4-5に示す。

表 4-5 地震力

位 置	弾性設計用地震動 Sd		基準地震動 Ss により定まる地震力	
	せん断力 (kN)	曲げモーメント (kN・m)	せん断力 (kN)	曲げモーメント (kN・m)
鉛直震度				

(6) 許容応力度

許容応力度は、3.2項に示す荷重状態Ⅳの規定を準用する。

(7) 荷重の組合せ

重大事故等時の機能維持評価における荷重の組合せを表 4-6 に示す。

表 4-6 荷重の組合せ

荷重記号	荷重の組合せ	設計条件
(A)	$D_{SA} + O + L_{SA(S)}$	機能維持の検討
(B)	$D_{SA} + O + L_{SA(L)} + S_d$	
(C)	$D_{SA} + O + L_{SA(LL)} + S_s$	

D_{SA} : 鉛直荷重

O : 通常運転時荷重

$L_{SA(S)}$: 重大事故後短期に想定される異常時荷重

$L_{SA(L)}$: 重大事故後長期に想定される異常時荷重

$L_{SA(LL)}$: 重大事故後長々期に想定される異常時荷重

S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力

S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力

4.2.2 評価結果

4.2.1 項の評価条件を用いた解析結果とそれに基づく断面算定結果を表 4-7～表 4-8 に示す。

表 4-7 荷重状態 V 軸力及び曲げモーメントによる応力検討結果 (たて方向)

箇所名	荷重記号	応力状態	設計応力		a ty (mm ² /m)	引張りずみ及び圧縮ひずみ			許容値			判定
			N _y (kN/m)	M _y (kN・m/m)		c ε c (×10 ⁶)	s ε c (×10 ⁶)	s ε t (×10 ⁶)	c ε cu (×10 ⁶)	s ε cu (×10 ⁶)	s ε tu (×10 ⁶)	
A	(A)	1	-3145	-585	11998	-111	-103	-45	-3000	-5000	5000	可
	(B)	1	2745	-1748	11998	0	127	990	-3000	-5000	5000	可
	(C)	1	3426	-1479	11998	0	332	1062	-3000	-5000	5000	可
B	(A)	1	-7336	-59	15970	-173	-172	-167	-3000	-5000	5000	可
	(B)	1	5876	-1155	15970	0	683	1112	-3000	-5000	5000	可
	(C)	1	7974	-1384	15970	0	962	1475	-3000	-5000	5000	可
C	(A)	1	-2267	-4	9697	-74	-74	-73	-3000	-5000	5000	可
	(B)	1	-211	-167	9697	-35	-25	29	-3000	-5000	5000	可
	(C)	1	1156	-234	9697	0	180	403	-3000	-5000	5000	可
D	(A)	1	96	-193	7095	-116	-44	260	-3000	-5000	5000	可
	(B)	1	135	-244	7095	-147	-55	335	-3000	-5000	5000	可
	(C)	1	142	-256	7095	-153	-58	351	-3000	-5000	5000	可

注1: は検討ひずみの最大値を示す。

表 4-8 面外せん断の検討結果 (たて方向)

箇所名	荷重状態	荷重記号	応力状態	設計応力		Q (N/mm)	許容値 面外(Q _A) (N/mm)	p w (%)	判定
				M (kN・m/m)	Q (kN/m)				
A	V	(A)	1	599	526	526	2992	0.54	可
	V	(B)	1	-1749	-678	678	3990	0.54	可
	V	(C)	1	-1480	-432	432	3990	0.54	可
B	V	(A)	1	-59	-211	211	2500	0.00	可
	V	(B)	1	-1156	-701	701	2296	0.00	可
	V	(C)	1	-1384	-616	616	2131	0.00	可
C	V	(A)	1	-4	38	38	1538	0.00	可
	V	(B)	1	-166	-80	80	1896	0.00	可
	V	(C)	1	-235	-120	120	1794	0.00	可
D	V	(A)	1	-195	-347	347	576	0.00	可
	V	(B)	1	-246	-407	407	576	0.00	可
	V	(C)	1	-256	-418	418	576	0.00	可

注1: は面外せん断力の最大値を示す。

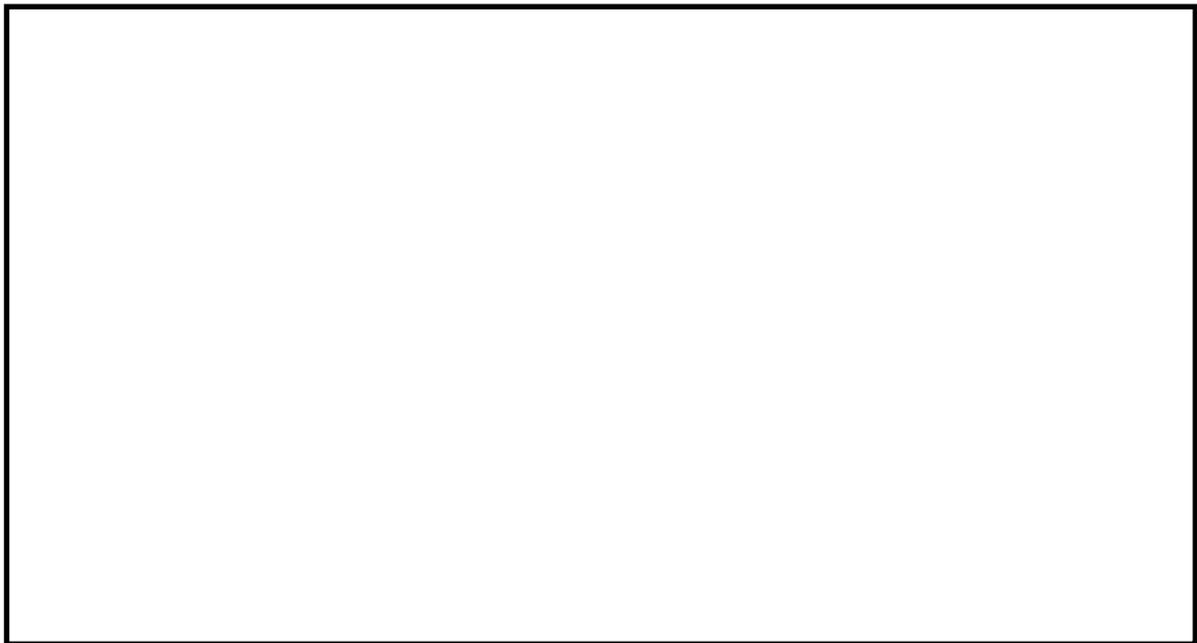
以上より、すべての評価点で許容値以下となる。

5. コリウムシールドの機能維持について

5.1 構造の概要

コリウムシールドは、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び代替循環冷却系による原子炉注水（原子炉圧力容器破損後は原子炉へ注入した水がペDESTALへ落下）と合わせて、溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合にペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するためにペDESTAL（ドライウエル部）に設置されるものである。

コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）へと落下した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制する設計とする。ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制するためのコリウムシールドの構造、寸法及び仕様を図5-1に示す。



単位：mm

注1：*寸法はシールド材寸法を示す。

注2：シールド材の材質はジルコニア（ ZrO_2 ）である。

図5-1 コリウムシールドの構造、寸法及び仕様

5.2 機能維持の評価結果

コリウムシールドは溶融炉心によるペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートの侵食を抑制するため、耐熱性の高いシールド材（ジルコニア）で構成されており、原子炉压力容器下部から落下した溶融炉心の堆積高さ及び拡がり範囲に基づきペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリート表面を覆うように敷設される。

コリウムシールドの機能維持確認結果は、「V-2-9-4-3-5-2 付属設備の耐震性の計算書」に示す。

6. 中間スラブ部の構造変更に伴う機能維持への影響について

6.1 中間スラブ内に設置される流路の機能維持について

ペDESTALの中間スラブには、重大事故等時に想定される溶融炉心の落下に備え、中間スラブの貫通を防止するためのステンレス製の矩形流路を設置する。（以下、スリットと称する。）

スリットは、設計基準対象施設としては液体廃棄物処理系の流路としての機能を有する設備である。また、重大事故等対処設備としては、炉心の著しい損傷が発生した場合においてペDESTAL内に蓄水される水量を適切に維持するためのペDESTAL排水系の流路としての機能を有するとともに、原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部のペDESTALへと溶融炉心が落下した場合に、ペDESTAL外へ溶融炉心が流出することを防止するためにスリット中で溶融炉心の凝固機能を有する設備である。当該設備は耐震Bクラスに分類され、基準地震動 S_s に対する機能維持が求められる。本項は、基準地震動 S_s に対するスリットの機能維持を確認した結果を示すものである。

スリットの構造及び主要寸法を図6-1に示す。

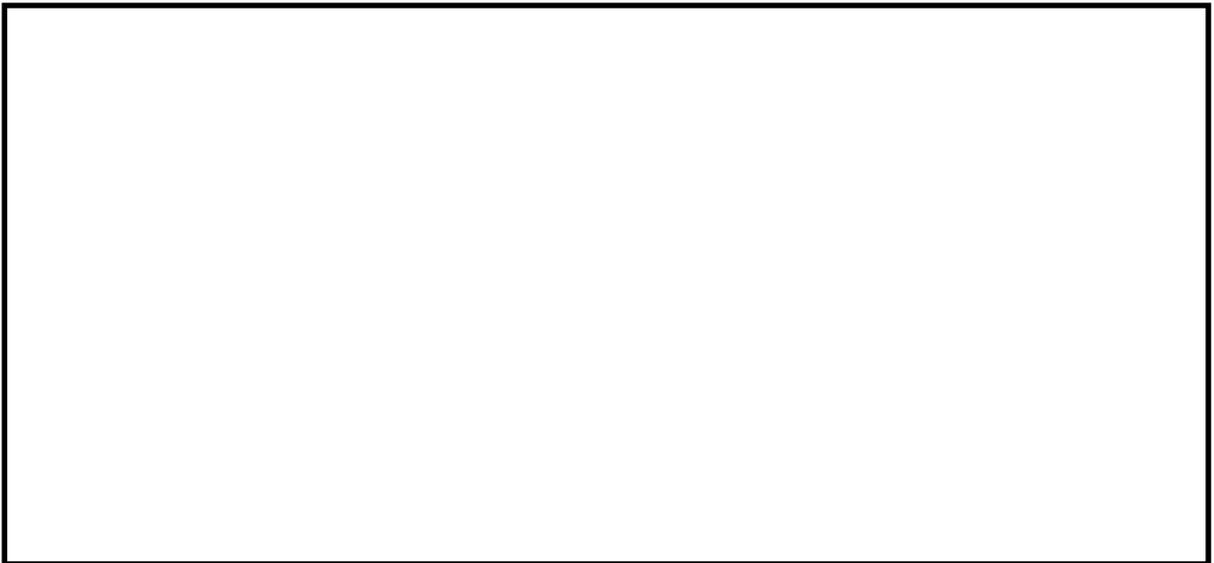


図6-1 スリットの構造及び主要寸法

図6-1に示す通り、スリットは上部スリット、垂直スリット、及び下部スリットから構成される中空角形断面の流路であり、液体廃棄物処理系の流路として十分な流路面積を確保するとともに、溶融炉心を凝固させるのに十分な流路長さを備えた設計となっている。

スリットは、上部スリットと垂直スリットの一部を除きペDESTAL中間スラブのコンクリート層に埋設される。そのため、スリットの変位は周囲のコンクリート層によって拘束され、垂直スリット及び下部スリットの地震時の挙動は中間スラブの挙動に支配される。また、下部スリットについてはより一層の耐震性の確保、並びに施工性の観点から、下部の鉄筋コンクリート層への固定を目的としたサポートを設置することとしている。

ここで、スリットの材料は [] を採用しており、周囲のコンクリート材料に比べ延性に富んだ材料であることから、中間スラブの健全性が確保されている限りはスリットの地震慣性力による変位は拘束され、有意な応力は生じない。ここで中間スラブの耐震健全性については本書4.項に示す通りであり、基準地震動 S_s に対するスリットの健全性は維持されている。

6.2 中間スラブの強度維持対策の影響検討結果

4.項で示した構造強度及び耐震評価では、中間スラブ（厚さ [] のうちの鉄筋コンクリート層（厚さ [] を強度部材としてモデル化し、評価している。

一方で、重大事故等時を想定し、万が一の水蒸気爆発の発生を考慮した場合でもペDESTALの構造強度が維持できることを確認しており、その評価においては、コンクリート層（厚さ [] も強度部材として考慮している。ここで、6.1項で示すスリットを施工するため、厚さ [] のコンクリート層はスリットの施工前に一度撤去し、スリットの施工後に再度コンクリート層として形成されることとなっており、コンクリート層と既存躯体との一体性をより確実なものとするを目的に、補強鉄筋を追加施工する方針としている。各部位の構造を図6-2に示す。

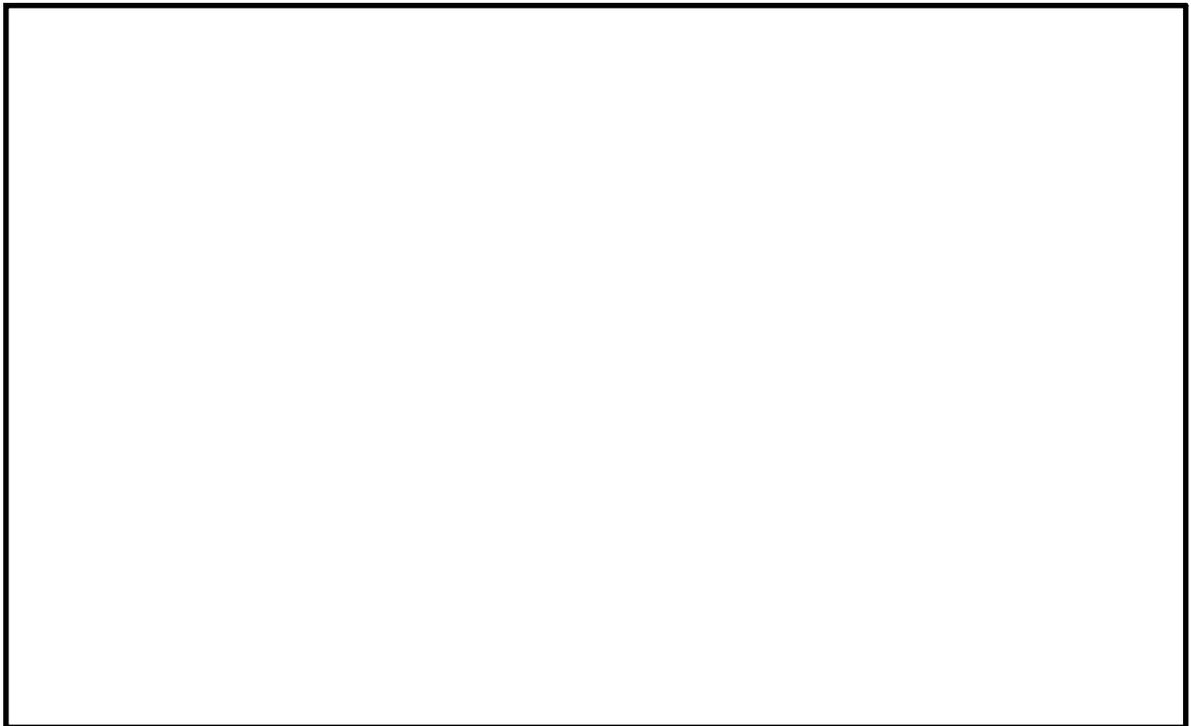


図 6-2 ペDESTAL床スラブ構造図

本項では、図 6-2 に示す補強鉄筋がペDESTAL 全体の荷重伝達機構に悪影響を及ぼさないことを評価する。補強鉄筋施工前後のペDESTAL の強度評価モデルの比較を図 6-3 に示し、各モデルでの応力評価結果を表 6-1 に示す。

表 6-1 に示すとおり、補強鉄筋施工後において、施工前に比べ床スラブ剛性が増加したことにより荷重伝達割合が増加しているものの、許容値に対し裕度が十分確保されているため、補強鉄筋の施工による悪影響はない。



 : 表 6-1 に示す応力評価部

図 6-3 ペDESTAL 評価モデルの比較（左：補強鉄筋追加前 右：補強鉄筋追加後）

表 6-1 補強鉄筋追加前後の応力評価結果

状態	荷重状態	評価応力		評価基準値	評価裕度
		曲げ M (kN・m/m)	面外せん断 (kN/m)	面外せん断 (kN/m)	
補強鉄筋追加前	IV	764	467	1880	4.02
補強鉄筋追加後	IV	756 (減少)	491 (増加)		3.82

7. 引用図書

- (1) V-2-1 「耐震設計の基本方針」
- (2) V-2-3-2 「炉心，原子炉压力容器及び压力容器内部構造物
並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」
- (3) V-1-8-1 「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」