

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。

資料 1－3

補足説明

(東海第二発電所 工事計画認可申請に係る論点整理について)

平成 30 年 8 月 23 日

日本原子力発電株式会社

目 次

【論点 19】 ペデスタル排水系に設置する安全弁について	1
【論点 15】 ベント管の強度計算書	11
【論点 15】 原子炉本体の基礎に関する説明書	23

ペデスタル排水系に設置する安全弁について

1. 安全弁の設置概要

原子炉圧力容器の破損によりデブリがスリット内部に流入した場合には、ごく短時間でデブリは固化し、固化に伴うデブリの収縮によりスリット内部に蒸気の流路が形成される。これにより、デブリからの加熱に伴い発生した蒸気は格納容器床ドレンサンプ側に抜けるため、ペDESTAL排水系内が蒸気により急激に圧力上昇することはない。

しかしながら、万一、スリット内部において閉塞が生じ、ペデスタル排水系内が蒸気によって圧力上昇することを想定した場合においても、ペデスタル排水系内の配管及び格納容器外側隔離弁の損傷を防止するため、安全弁を設ける設計としている（図 1.2 参照）。

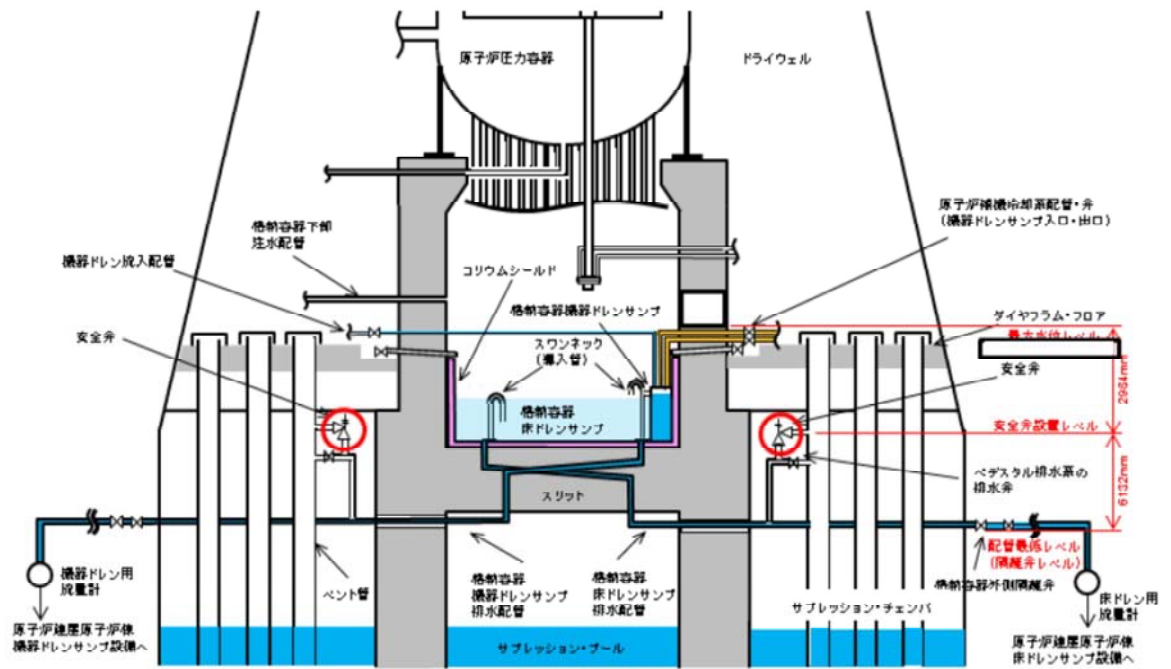


図 1 安全弁設置位置概要図

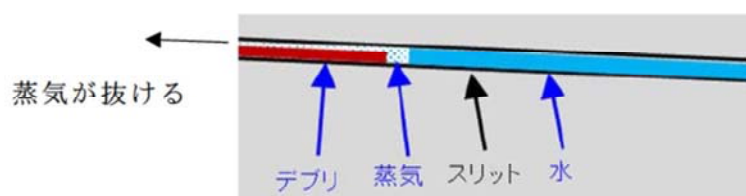


図2 蒸気の流路のイメージ図

2. 安全弁の吹出し圧力について

安全弁の吹出し圧力については格納容器バウンダリの最高圧力である 0.62 MPa (2Pd) 時でもペデスタル内の最大水位維持に影響無いように 0.67 MPa (セット値) とする。

最大水位時の水頭圧については、安全弁設置レベル (EL. mm) とペデスタル内の最大水位時レベル (人通用開口部下端: EL. mm) の差は 2,984 mm であり、その水頭差は圧力換算で約 0.0293 MPa となる (図 2 寸法参照)。

弁の作動圧力範囲は % であり 0.67 MPa のときで約 MPa の範囲となる。水位維持に対する安全弁の影響については、最大水位と安全弁の作動圧力範囲の関係から、弁の作動圧力範囲のプラス側及び水頭差を考慮して $0.62 + \text{} + 0.0293 = \text{}$ MPa となることから、安全弁の作動圧力以下であり安全弁が水位維持に悪影響を及ぼすことは無い。

また、安全弁に係る排水配管 (隔離弁含む) の最高使用圧力は、安全弁が吹出す際の圧力に安全弁からの水頭差 (格納容器外側隔離弁: EL. mm) 6,132 mm (圧力換算で 0.0601 MPa) 及び作動圧力範囲を考慮して $0.67 + 0.0601 + \text{} = \text{}$ MPa より、安全弁が作動する際に排水配管に作用する圧力以上の 0.76 MPa とする。

3. 安全弁の吹出し量について

3.1 安全弁の吹出し量の計算

【安全弁から液体が吹出す場合】

安全弁の吹出し量 (液体) の計算は J S M E S N C 1 - 2005/2007 に基づき以下のとおり計算される。

$$W = 5.04 A n \sqrt{(1.1 \Delta P G)} = 5.04 \times \text{} \times 0.5 \times \sqrt{(1.1 \times 0.05 \times \text{})}$$
$$= \text{} (\text{kg/h}) \div \text{} (\text{m}^3/\text{h})$$

ここで、

W : 弁の容量 (kg/h)

A : 安全弁内流路断面積 (mm²)

流路径: mm, リフト量 mm とすると

$$3.14159 \times \text{} \times \text{} = \text{} \text{ mm}^2$$

n : 流量係数 0.5

ΔP : 逃し弁入口の圧力と逃し弁出口の圧力の差 $0.67 - 0.62 = 0.05$ (MPa)

G : 入り口側の液体の密度 (kg/m³) (吹出し圧力の飽和温度 169℃時)

計算された吹出し量は約 m³/h である。

3.2 安全弁の吹出し量の妥当性

原子炉圧力容器の破損直後に、デブリがスリット内に侵入する場合、その駆動源はデブリの自重である。デブリは高温であり、水による濡れが発生するまでには時間を要するため、侵入したデブリの前面（水と接する箇所）には、水蒸気の膜が形成され、この膜により、デブリから水への熱伝達が抑制される。ここで、仮にデブリから水への熱伝達が十分に行われ、排水配管内で圧力が上がることを想定した場合においても、デブリが流動性を有する時点では、デブリをスリットからペDESTAL床面側に押し出す力が働き、排水配管内の圧力は、デブリ及びデブリ上の水のヘッド圧までの上昇に留まることとなる。デブリ及びデブリ上の水のヘッド圧は、デブリの全量（デブリの密度の考慮含む）及び高さ 1m の水を考慮した場合であっても約 0.15MPa であり、有効性評価における RPV 破損時の D/W 圧力（約 0.3MPa）を考慮しても、安全弁の吹出し圧力 0.67MPa を下回るため、安全弁が動作することはない。

➤デブリからの入熱による蒸気発生を想定した場合の吹出し量評価

上記のとおり、デブリの凝固停止までの間安全弁は動作しないため、デブリの凝固停止（固相線温度 °C）以降の状態において安全弁が動作する状態を想定し、必要な吹出し量を計算した。

- ・デブリが凝固停止すると、デブリと水の接触部分に生成された水蒸気の膜を介してデブリの熱が下流の水に伝わることで蒸気が発生するとともに、発生した蒸気がデブリにより加熱されることで体積膨張し、これらによりペDESTAL排水系の圧力が上昇することで安全弁が動作し、水が安全弁から排出されると考えられる（図 3～図 5 参照）。
- ・保守的に、デブリから蒸気に伝わる熱が全て下流の水（保守的に飽和状態を想定）に移行し、水から蒸気への状態変化に使われる場合を仮定する。表 1 で計算したデブリから蒸気への熱伝達係数を基に表 2 にてデブリから蒸気への入熱量を計算しており、この入熱量が全て水に移行した場合の蒸気発生速度を表 3 にて計算した。
- ・蒸気発生速度の計算結果は約 m³/h であり、安全弁の水の吹出し容量 m³/h よりも小さいため、ペDESTAL排水系内で増加した体積を安全弁で吹出すことでペDESTAL排水系内の過圧を防止可能である。
- ・ペDESTAL排水系の体積膨張速度を保守的に評価するために、デブリから蒸気に伝わる熱が全て下流の水に移行する想定としているが、実際は蒸気の温度上昇による体積膨張にも用いられること、スリット中で高温になった蒸気から周囲のコンクリートへの放熱も考えられること及び水の顕熱を考慮せずに飽和温度にて評価していることから、体積膨張速度はさらに遅くなり、必要な吹出し量はさらに少ないと考えられる。
- ・なお、最終的に蒸気が安全弁から吹出すことになった場合、蒸気の加熱による体積膨張によりペDESTAL排水系内は加圧されることとなるが、より厳しい条件の上

記評価結果に包含される。蒸気の吹出し量については以下に示す。

【安全弁から蒸気が吹出す場合】

安全弁の吹出し量（蒸気）の計算は J S M E S N C 1 - 2005/2007 (JIS B 8210) に基づき以下のとおり計算される。

$$Q_m = 5.246 C K_d A (p + 0.1) \times 0.9$$

$$= 5.246 \times 0.994 \times 0.805 \times \boxed{} \times (0.67 \times 1.03 + 0.1) \times 0.9 = \boxed{} \text{ (kg/h)}$$

0.67MPa の飽和蒸気比容積 $0.249 \text{ m}^3/\text{kg}$ をかけて, $\boxed{} \times 0.249 = \boxed{} \text{ (m}^3/\text{h)}$

ここで,

Q_m : 公称吹出し量 (kg/h)

A : 吹出し面積 (mm²)

p : 公称吹出し量決定圧力 (MPa) で, 設定圧力が 0.1MPa を超えるときは, 設定圧力の 1.03 倍とする。

K_d : 公称吹出し係数 0.805

C : 蒸気の性質による係数で付属書表 1 による。0.994

計算された蒸気の吹出し量は $\boxed{} \text{ m}^3/\text{h}$ であり, 液体の吹出し量 $\boxed{} \text{ m}^3/\text{h}$ よりも吹出し量が多いため, 最終的に配管内の水がなくなり蒸気が吹出すようになると吹出し量の裕度は増加する。

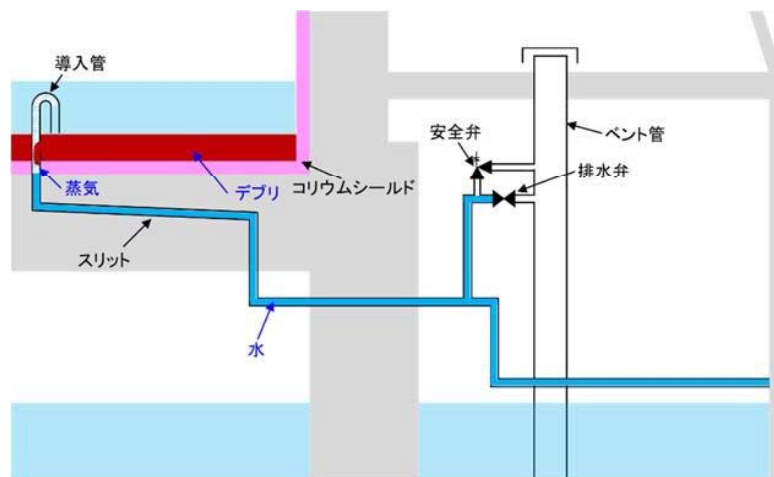


図 3 デブリが導入管内の水を蒸発させ導入管内部に入っている状態

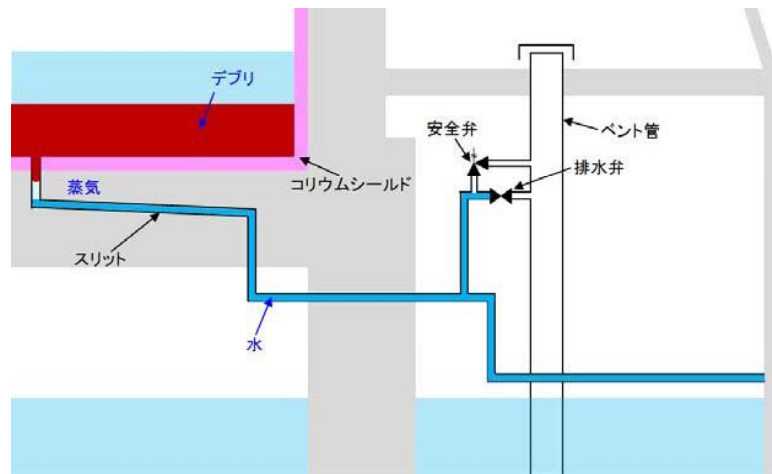


図 4 デブリが蒸気の膜をまといスリット内に侵入している状態

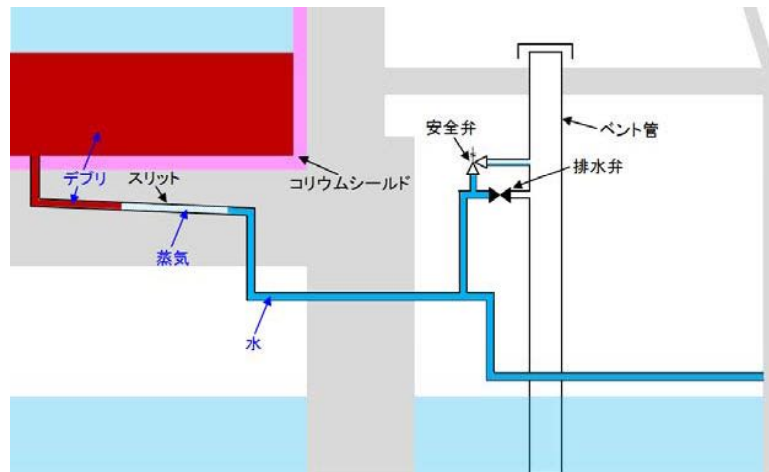


図 5 スリット内が閉塞後に蒸気が発生した状態

表 1 デブリから蒸気への熱伝達係数の計算

項目	単位	値	備考
重力加速度 (g)	m/s ²	9.80	
水の温度 (T _∞)	℃	169	保守的に 0.67MPa 時の飽和温度として設定* ¹
デブリの温度 (T _w)	℃		デブリの固相線温度 (V-1-8-1 別添 2 5.3 参照)* ²
比体積	m ³ /kg	0.639	蒸気表より計算* ³
動粘性係数 (ν)	m ² /s	0.0000299	蒸気表より計算* ³
熱伝導率 (λ)	W/mK	0.108	蒸気表より計算* ³
線膨張係数 (β)	1/K	0.000969	蒸気表より計算* ³ (=1×体積変化量／(比体積×温度変化量))
プラントル数 (Pr)	—	0.879	蒸気表より計算* ³
代表長さ (x)	m	1	単位長さを設定(熱伝達係数の算出にあたっては、代表長さは影響しない)
グラスホフ数 (Gr)	—		=g β (T _w −T _∞) x ³ ／ ν ²
ヌセルト数 (Nu)	—		=0.046 (PrGr) ^{1/3} * ⁴
デブリから蒸気への熱伝達係数	W/m ² ・K		=Nu λ /x

*1：保守的にデブリからの入熱が全て蒸気への状態変化に使われるよう、水温度を安全弁吹出し時の飽和温度と想定。

*2：デブリが凝固停止する前は、蒸気が発生しても流動性のあるデブリ内を逆流し格納容器床ドレンサンプ側に抜けると考えられる。

*3：蒸気の平均温度として、デブリと水の平均的な温度：800℃を設定。実際は周囲のスリットへの熱移行により、さらに温度は低くなると考えられる。

*4：伝熱工学（相原利雄著機械工学選書，裳華房）における密閉層内の自然対流伝熱での乱流域の平均ヌセルト数の式。スリット内のような極小密閉層では対流が起こりにくい，保守的に乱流の対流が起こるとして算出。

表 2 デブリから蒸気への入熱量の計算

項目	単位	値	備考
デブリから蒸気への熱伝達係数 (h)	W/m ² ・K		表 1 の値から有効数字 1 桁で切上げ
デブリの温度 (T _w)	℃		デブリの固相線温度 (V-1-8-1 別添 2 5.3 参照) * ¹
デブリ接触面積 (A ₃)	m ²		接触面積の不確かさを考慮し、スリット断面積：高さ m × 幅 m の 10 倍を想定 * ²
デブリから蒸気への入熱量	W (J/s)		=hA ₃ (T _w -T _∞) T _∞ ：表 1 より

*¹：デブリが凝固停止する前は、蒸気が発生しても流動性のあるデブリ内を逆流し格納容器床ドレンサンプ側に抜けると考えられる。

*²：デブリの表面にはある程度凹凸が生じると考えられることから、保守的にスリット断面積の 10 倍と想定した。

表 3 発生蒸気速度の計算

項目	単位	値	備考
比エンタルピー	J/kg	2,050,000	安全弁の吹出し圧力 (0.67MPa) 時の飽和温度 169℃ における値 (蒸気表より)
比体積	m ³ /kg	0.248	安全弁の吹出し圧力 (0.67MPa) 時の飽和温度 169℃ における値 (蒸気表より)
蒸気発生速度	m ³ /h	約	=デブリからの入熱量 (表 2) × 比体積 × 3600 / 比エンタルピー *

*：デブリから蒸気に伝わる熱が全て水に移行し、その熱が水から蒸気への状態変化に使用されると仮定した値。

4. 安全弁のベント管への影響について

①安全弁内流路における流速

安全弁内流路における流速は以下となる。

$$V_1 = \sqrt{2gH} = \sqrt{2 \times 9.80665 \times 68.0} = 36.6 \text{ m/s}$$

ここで、

V_1 : 安全弁内流路における速度 (m/s)

g : 重力加速度 9.80665 (m/s²)

H : 圧力 (m) 0.67MPa $\approx$ 68.3m

②安全弁排出ラインにおける流速

$$V_2 = V_1 \cdot (A_1 / A_2) = 36.5 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ m/s}$$

ここで、

V_2 : 安全弁排出ラインにおける流速 (m/s)

A_1 : 安全弁内流路断面積 $A \times 10^{-6}$ (m²)

A_2 : 安全弁排出ライン断面積 (m²)

$\boxed{} A$ Sch80配管 (内径: $\boxed{} \text{ mm}$)

$$3.14159 \times (\boxed{} / 2)^2 = \boxed{} \text{ m}^2$$

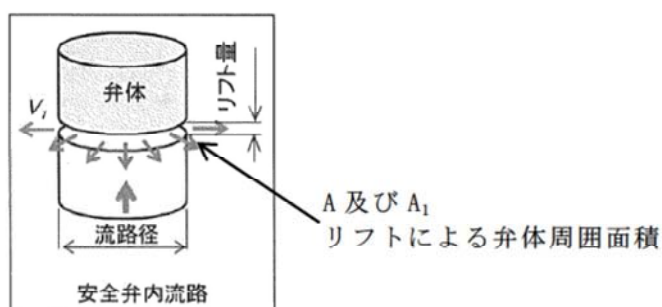


図6 安全弁内流路概略図 (①式)

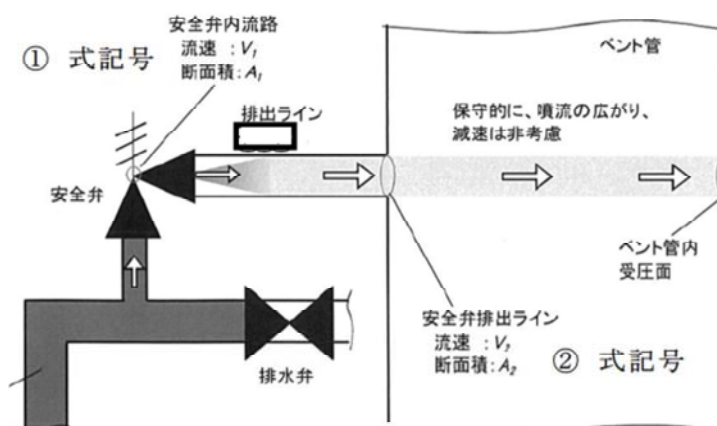


図7 安全弁排出ライン概略図 (②式)

③安全弁の吹出しによるベント管への影響（荷重）

$$F = \rho A_2 V_2^2 = 1000 \times \boxed{} \times \boxed{} = \boxed{} \text{ N}$$

ここで、

F : ベント管内面が受ける荷重 (N)

ρ : 密度

④安全弁の吹出しによるベント管への影響（圧力）

安全弁の吹出しによって発生する噴流によりベント管内面が受ける圧力について、保守的に噴流の広がりや減速は考慮せずに、安全弁排出ラインと同じと仮定した。

安全弁の吹出しによりベント管内側が受ける圧力

$$P = F / A_2 = \boxed{} / \boxed{} = \boxed{} \text{ Pa} = \boxed{} \text{ kPa}$$

P : 噴流による水圧 (Pa)

噴流による圧力は、ベント管の最高使用圧力 173kPa の $\boxed{}\%$ 程度であり、ベント管への影響は無い。

なお、本評価では、保守的に噴流の広がりや減速を考慮していないが、実際にはベント管内側に到達するまでに流体は減速するとともに、流れが広がり受圧面積が大きくなるため、ベント管内面が受ける圧力は大幅に小さくなる。

また、安全弁が吹き出すのは短時間であり、時間的な影響も小さい。

5. 安全弁作動時の吹出し反動力による配管設計への配慮について

安全弁作動時の吹出し反動力の配管への影響については、配管解析時の安全弁自重を入力する質点に吹出し反動力値を入力し、ペデスタル排水系の配管が健全であるように設計する。【図書番号 V-3-9-2-2-5-2 の荷重として含む】

安全弁動作時における吹出し反動力 F_f （水平方向）の算出は、反動力が大きくなる飽和蒸気を内包する際の値で評価を行う。

$$\begin{aligned} F_f &= W_a \cdot g \cdot \sqrt{\{k T_1 / (k+1) M\}} / 274 \\ &= \boxed{} \times 9.80665 \times \sqrt{\boxed{} \times 473 / \{(\boxed{} + 1) \times 18.02\}} / 274 \\ &= \boxed{} \\ &\approx \boxed{} [\text{N}] \end{aligned}$$

F_f : 水平方向の反動力 [N] {JIS B8210(1994)より}

W_a : 吹出し量 $\boxed{}$ [kg/h]（反動力が大きい背圧無しの蒸気時）

k : 断熱指数 $\boxed{}$

T_1 : 流体の温度 $200^\circ\text{C} = 473$ [K]

M : 流体の分子量 18.02

【参考】

安全弁から水が吹出す場合の反動力の算出式は定められていないが、参考に水が吹出す際の力 F_s を算出する。

$$F_s = \rho A_1 V_3^2 = 1000 \times \boxed{} \times \boxed{} \div \boxed{} \text{ N}$$

ここで、

F_s : 水が安全弁から吹出す荷重 (N)

ρ : 密度

$$V_3 : \text{水の吹出す流速 (m/s)} = (\boxed{} \text{ m}^3/\text{h}) / (\boxed{} \text{ m}^2) \div \boxed{} \text{ m/s}$$

以上から水の吹出す力は蒸気の反動力の 1 割以下の値であり、影響評価として問題ない。

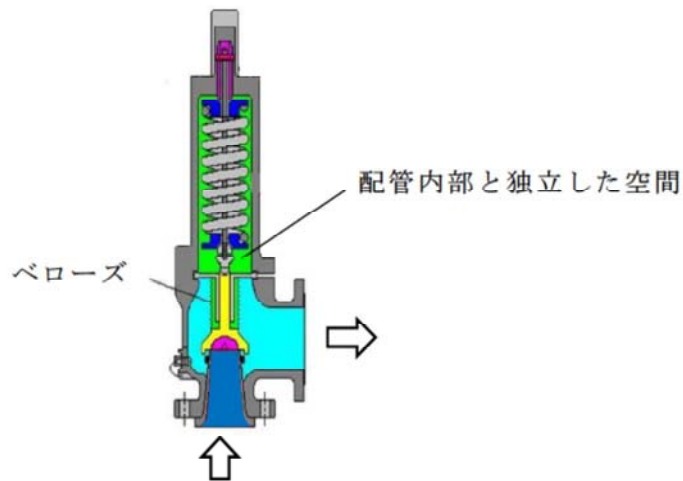


図 8 安全弁構造概略図

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。

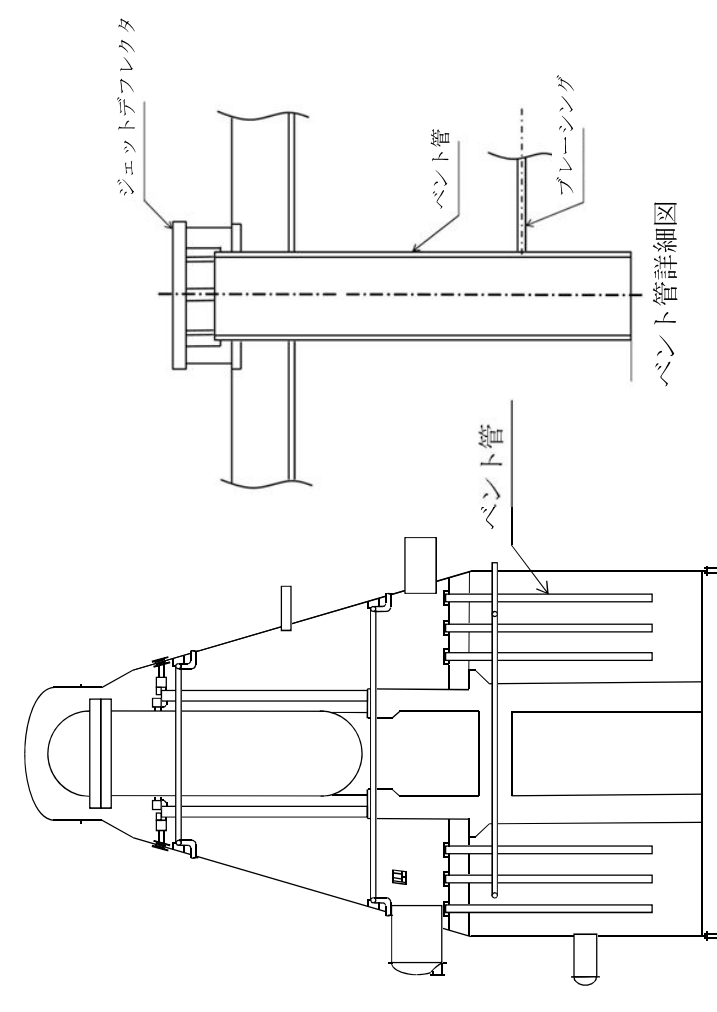
ベント管は、設計基準対象施設のベント管を重大事故等クラス2管として兼用する管である。

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	
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。	ベント管は内径 mm、板厚 mm、長さ 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デフレクタが取付けた構造である。	

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。

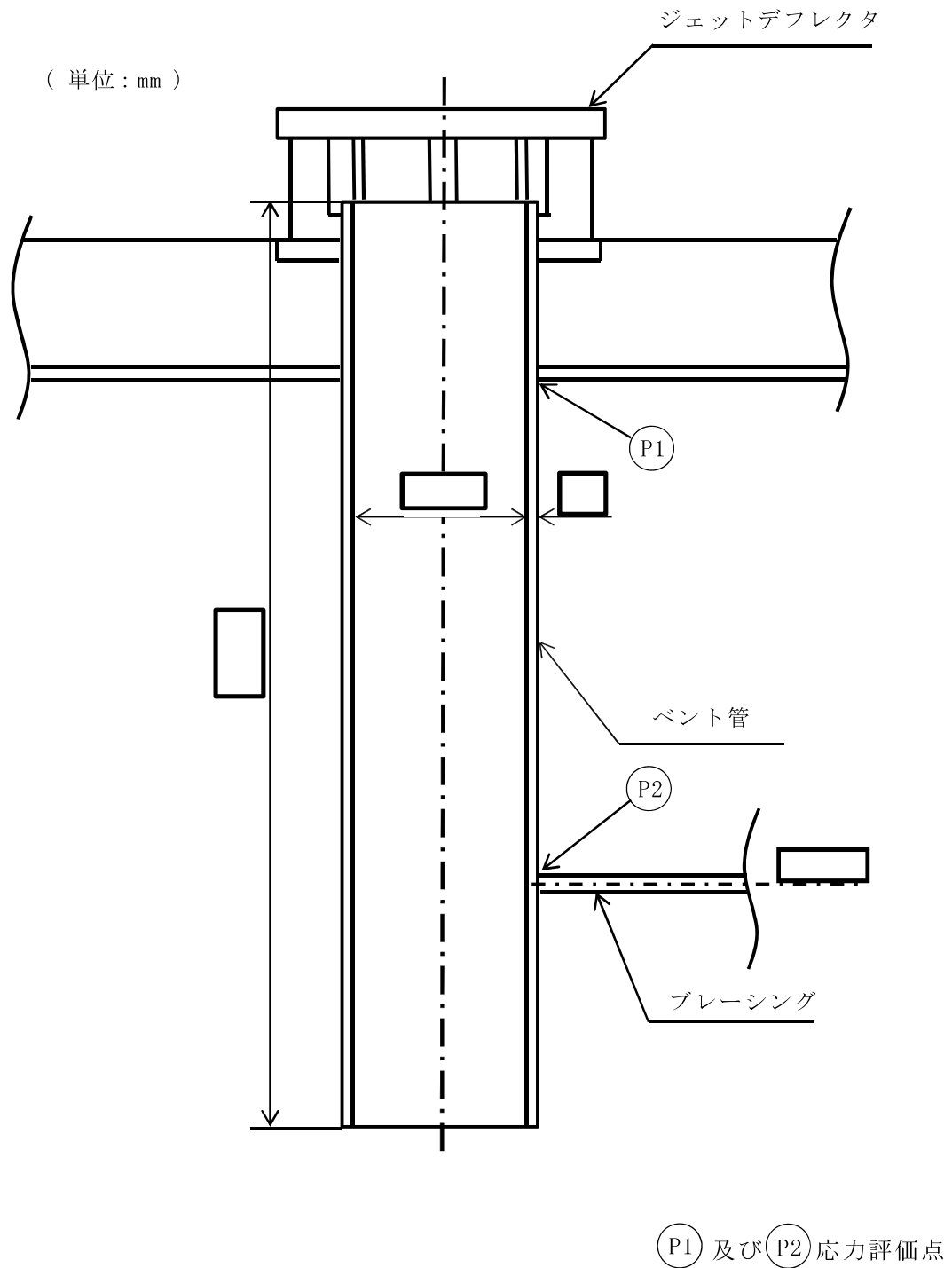


図 3-1 ベント管の形状及び主要寸法 (単位 : mm)

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	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)
	その他の安全設備					

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	評価基準値		
				MPa	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. 引用図書	12

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。

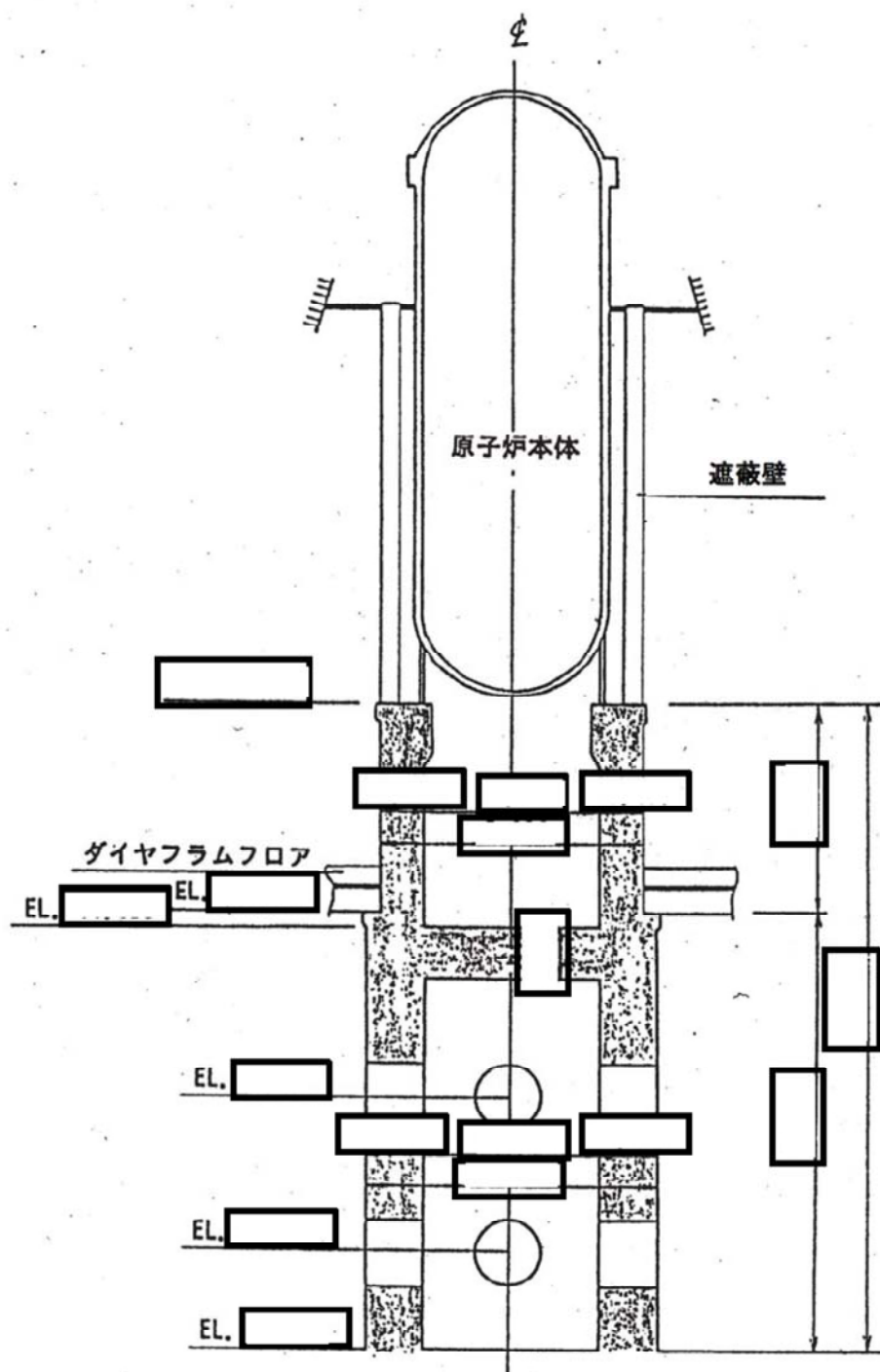


図2-1 構造概要図（単位：m）

3. 設計条件

3.1 設計荷重

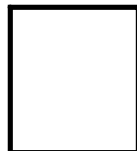
設計基準対象施設としての評価に用いる設計荷重を以下に示す。地震荷重は引用図書(1)「V-2-1耐震設計の基本方針」及び引用図書(2)「V-2-3-2炉心，原子炉压力容器及び压力容器内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」より設定し，表3-1に示す。

(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。

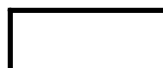
(2)圧力荷重

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

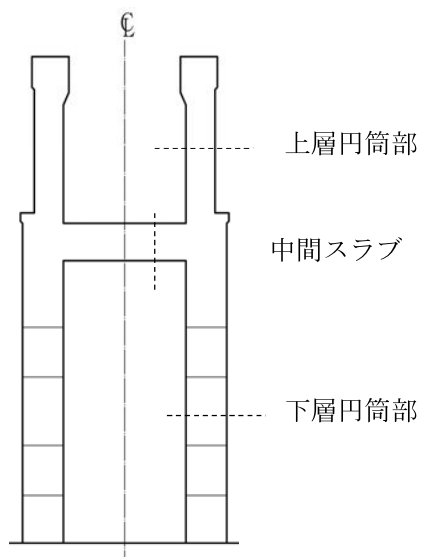
通常運転時

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次元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

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

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

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 原子炉本体基礎脚部概要図 (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

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 _{εc} (×10 ⁻⁶)	s _{εc} (×10 ⁻⁶)	s _{εt} (×10 ⁻⁶)	c _{εcu} (×10 ⁻⁶)	s _{εcu} (×10 ⁻⁶)	s _{εtu} (×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

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. 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