

タイトル	余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れに対する耐震安全性評価について																																												
説明	<p>1. 評価仕様</p> <p>余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れ（高低温水合流型）に対する評価は、日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針(JEAG4613-1998)」を準用し、1 gpmの漏えいを生じる周方向貫通き裂を想定して、地震発生時のき裂の安定性を評価した。具体的なき裂安定性評価方法およびフローを添付-1に示す。</p> <p>2. 解析モデル</p> <p>発生応力の算出に用いた3次元はりモデル解析のモデル図を添付-2に示す。</p> <p>3. 入力条件</p> <p>(1) 判定応力の算出</p> <p>①判定応力の算出条件</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-bottom: 10px;"> <thead> <tr> <th rowspan="2" style="width: 30%;">項目</th> <th rowspan="2" style="width: 10%;">単位</th> <th style="width: 60%;">評価対象配管</th> </tr> <tr> <th>A-RHR熱交換器 バイパス合流部 (C/V外)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>配管口径</td><td>mm</td><td>267.4</td></tr> <tr><td>配管肉厚</td><td>mm</td><td>9.3</td></tr> <tr><td>配管材料</td><td>—</td><td>SUS304TP</td></tr> <tr><td>最高使用温度</td><td>°C</td><td>200</td></tr> <tr><td>最高使用圧力</td><td>MPa</td><td>4.5</td></tr> <tr><td>縦弾性係数 (×10⁵)</td><td>MPa</td><td>1.83</td></tr> <tr><td>Sy</td><td>MPa</td><td>144</td></tr> <tr><td>Su</td><td>MPa</td><td>402</td></tr> <tr><td>Sm</td><td>MPa</td><td>129</td></tr> <tr><td>σ_f</td><td>MPa</td><td>273</td></tr> </tbody> </table> <p>②き裂形状および判定応力の算出</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">臨界流量 G_c (gpm/mm²)</th> <th style="width: 15%;">開口面積 A (mm²)</th> <th style="width: 15%;">き裂長さ 2c (mm)</th> <th style="width: 15%;">き裂角度 2θ (度)</th> <th style="width: 15%;">判定応力 P_f (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.087</td> <td>11.52</td> <td>114.51</td> <td>50.8</td> <td>278</td> </tr> </tbody> </table>	項目	単位	評価対象配管	A-RHR熱交換器 バイパス合流部 (C/V外)	配管口径	mm	267.4	配管肉厚	mm	9.3	配管材料	—	SUS304TP	最高使用温度	°C	200	最高使用圧力	MPa	4.5	縦弾性係数 (×10 ⁵)	MPa	1.83	Sy	MPa	144	Su	MPa	402	Sm	MPa	129	σ _f	MPa	273	臨界流量 G _c (gpm/mm ²)	開口面積 A (mm ²)	き裂長さ 2c (mm)	き裂角度 2θ (度)	判定応力 P _f (MPa)	0.087	11.52	114.51	50.8	278
項目	単位			評価対象配管																																									
		A-RHR熱交換器 バイパス合流部 (C/V外)																																											
配管口径	mm	267.4																																											
配管肉厚	mm	9.3																																											
配管材料	—	SUS304TP																																											
最高使用温度	°C	200																																											
最高使用圧力	MPa	4.5																																											
縦弾性係数 (×10 ⁵)	MPa	1.83																																											
Sy	MPa	144																																											
Su	MPa	402																																											
Sm	MPa	129																																											
σ _f	MPa	273																																											
臨界流量 G _c (gpm/mm ²)	開口面積 A (mm ²)	き裂長さ 2c (mm)	き裂角度 2θ (度)	判定応力 P _f (MPa)																																									
0.087	11.52	114.51	50.8	278																																									

<判定応力の算出>

$$P_f = P_m + P_{b'}$$

P_m : 内圧によって発生する膜応力 (=0.5 S_m or P_r)

P_r : 設計内圧応力

$P_{b'}$: 曲げ応力 (=2 $\sigma_f (2\sin\beta - \sin\theta) / \pi$)

β : [$\pi - \theta - (P_m / \sigma_f) \pi$] / 2

σ_f : 流動応力 = ($S_y + S_u$) / 2

θ : 貫通き裂半角度

S_y : 設計降伏点

S_u : 設計引張強さ

S_m : 設計応力強さ

(2) 発生応力の算出

3次元はりモデルにて算出した発生応力 (P_a) を表6-1に示す。

表6-1 発生応力

地震力	P_m	P_b			P_a
	内圧 (MPa)	自重 (MPa)	熱 (MPa)	地震 (MPa)	発生応力(合計) (MPa)
S_s 地震時	32.4	16.2	32.8	38.1	120

4. 評価結果

S_s 地震時のき裂安定性評価結果を表6-2に示す。

余熱除去系統配管のうち、RHR熱交換器バイパス合流部（高低温水合流部）について、高サイクル熱疲労割れを考慮しても、地震時に発生する応力は、判定応力（き裂安定限界応力）を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

表6-2 余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れに対する耐震安全性評価結果

地震力	発生応力 P_a (MPa)	判定応力 P_f (MPa)	応力比 P_a / P_f
S_s 地震時	120	278	0.43

以上

地震時のき裂安定性評価方法

① 漏えい量

き裂安定性評価に用いるき裂開口面積および判定応力を求めるにあたって、通常の点検パトロールや漏えい検知設備等で、検知可能な漏えい量として 1gpm を想定する。

② 評価部位の決定

き裂安定性評価の対象は、流況が複雑で疲労が蓄積する可能性がある部位（複雑流況部）を耐震上厳しい部位として選定し、これらの部位についてき裂を想定した安定性評価を実施する。

③ き裂評価における（Gc - Dh）の算出（計算例として⑥の交点での計算結果を記載）

配管の周方向にスリット状き裂を想定して以下の要領で、最初に漏えい量 Q、臨界流量 Gc、負荷荷重 0.5Sm または Pr を与えてき裂半角度 θ を求める。

- a. Gc を仮定しき裂角度を求めるための開口面積を AIN とする。
・ $AIN \doteq Q/Gc$
- b. 次式の $A_{total} > AIN$ となるまで $0^\circ \rightarrow \theta$ を増加させて下式のパラメータ計算を実施し、最大の θ をき裂半角度とする。

<開口面積>（曲げ0による開口面積としている）

$$A_{total} = A_t + A_b$$

$$A_t = \frac{\sigma_t}{E} (\pi R^2) I_t(\theta)$$

$$A_b = \frac{\sigma_b}{E} (\pi R^2) I_b(\theta)$$

なお、き裂先端の塑性域を考慮し、き裂の半角度は θ に代えて θ_{eff} を次式で求める。

$$\theta_{eff} = \theta + \frac{(K_t + K_b)^2}{2\pi R \sigma_f}$$

<記号説明>

- At : 軸力が作用した時のき裂開口面積
- Ab : 曲げモーメントが作用した時のき裂開口面積
- σt : 軸力による公称応力
- σb : 曲げモーメントによる公称応力
- R : 配管平均半径
- E : 縦弾性係数
- It(θ), Ib(θ) : 無次元量
- θ : き裂半角度
- Kt : 軸力による応力拡大係数
- Kb : 曲げモーメントによる応力拡大係数
- σf : 流動応力

c. 水力学的直径(Dh)

き裂長さは次式による。また、DhはAtotal をき裂長さで除したものの。

$$2c = (D-t) \frac{\theta \pi}{180}$$

$$Dh = \frac{A_{total}}{c}$$

<記号説明>

- D : 管外径
- t : 板厚

④ Gc-Dh 曲線

前項の a. から c. を、Gcを変えてパラメータ計算を繰り返すことにより Gc-Dh 曲線が求められる。

⑤ Henry の臨界流モデルによる G c - D h 曲線

Henry のサブクール水モデル (図 6-1-1 参照) を用いて、配管の内外圧力差、流体性状等から、臨界流量 G c (gpm/mm²) と水力学的直径 D h (mm) の関係曲線を求める。

計算パラメータとしては、漏えい流体の条件 (温度、圧力、流体性状等)、外部の状態 (外圧の有無)、漏えい流路状態 (表面粗さ、流路形状) 等を考慮する。

臨界流量 G c は下式により求める。

$$Gc^2 = \left[\frac{xv_g}{\gamma P} - (v_g - v_{\ell 0}) \frac{dx}{dP} \right]_{exit}^{-1} \quad \left(\frac{dx}{dP} \right)_{exit} = N \frac{dx_E}{dP}$$

<記号説明>

- x : クオリティ (x_E : 熱平衡時のクオリティ)
- v : 比容積 (m³/kg)
- P : 圧力 (Pa)
- γ : 断熱係数
- (添字・・・・g : 気相, ℓ : 液相, ℓ₀ : 入口液相条件)

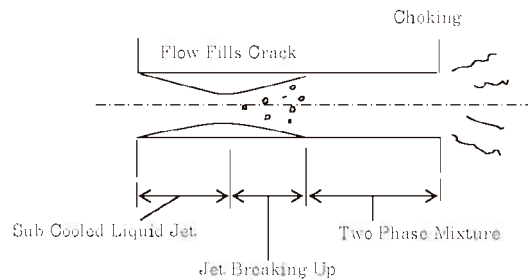


図 6-1-1 き裂内の流れ (サブクール水)

⑥ 臨界流量 (G c - D h) の決定

上記④と⑤の G c - D h 曲線は別々の観点から求められたものであり、図 6-1-2 の通り 2 本の曲線が描け、交点の G c、D h は両方の条件を満足する。

この時の G c - D h のき裂角度、開口面積を、き裂安定性評価に用いる判定応力の算出に使用する。

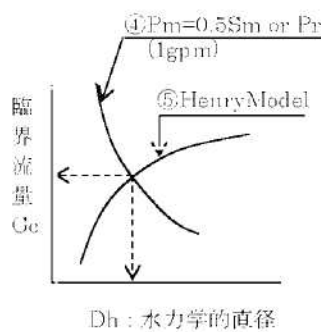


図 6-1-2 G c - D h 曲線

⑦ 判定応力の算出（計算例として⑥の交点での計算結果を記載）

判定応力Pfは「実断面応力基準」によって算出する。この基準は、配管周方向にスリット状開口を想定し、断面のリガメント（開口部以外）の応力が一様な流動応力 σf に達した時に破壊が進行すると仮定したものである。従って発生応力が流動応力以下であれば、き裂があっても安定していると考えられる。

$$\begin{aligned} Pf &= P_m + P_b' \\ &= P_m + 2\sigma f (2\sin\beta - \sin\theta) / \pi \end{aligned}$$

<記号説明>

P_m : 内圧によって発生する膜応力(=0.5 S_m or P_r)

P_b' : 曲げ応力 (= $2\sigma f(2\sin\beta - \sin\theta) / \pi$)

β = [$\pi - \theta - (P_m / \sigma f) \pi$] / 2

σf : 流動応力 = ($S_y + S_u$) / 2

θ : 貫通き裂半角度

S_y : 設計降伏点

S_u : 設計引張強さ

S_m : 設計応力強さ

⑧ 発生応力（計算例として、 S_s 地震時の計算結果を記載）

発生応力 P_a を求める時の作用荷重は日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998」より次のとおり。

- a. 考慮すべき運転状態は、I、II、IIIおよびI+S_s、S_d地震とするが、実質的にはI、II+S_s、S_d地震が最も厳しいことから、I、II+S_s、S_d地震の評価を実施する。

(JEAG4613-1998はS₁、S₂で評価するが、本評価はS_s、S_d地震で評価を実施する。)

- b. 評価荷重は一次応力で実施するが、安全側に二次応力である熱膨張応力を含める。

$$P_a = P_m + P_b$$

<記号説明>

P_m : 配管の設計条件における計算値を採用（内圧応力）

P_b : 曲げ応力（自重応力+熱膨張応力+地震応力*の合計応力、ただしねじり応力は除く）

* : 地震慣性応力（片振幅）

注：発生応力は流動応力となることから応力係数は考慮しない。

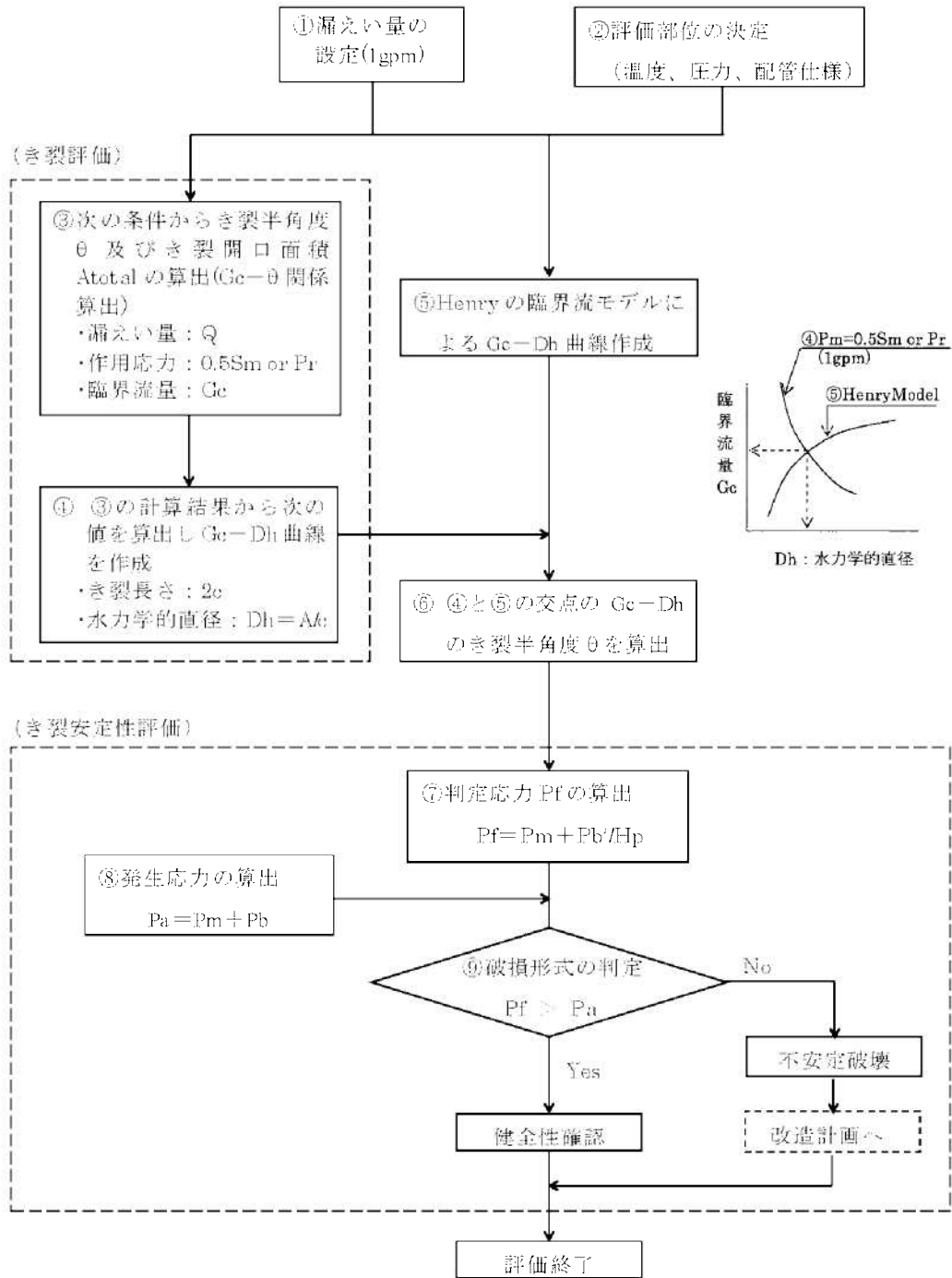
⑨ 評価

前項までの算出結果を基に以下を評価する。

$P_f > P_a$: 漏えい

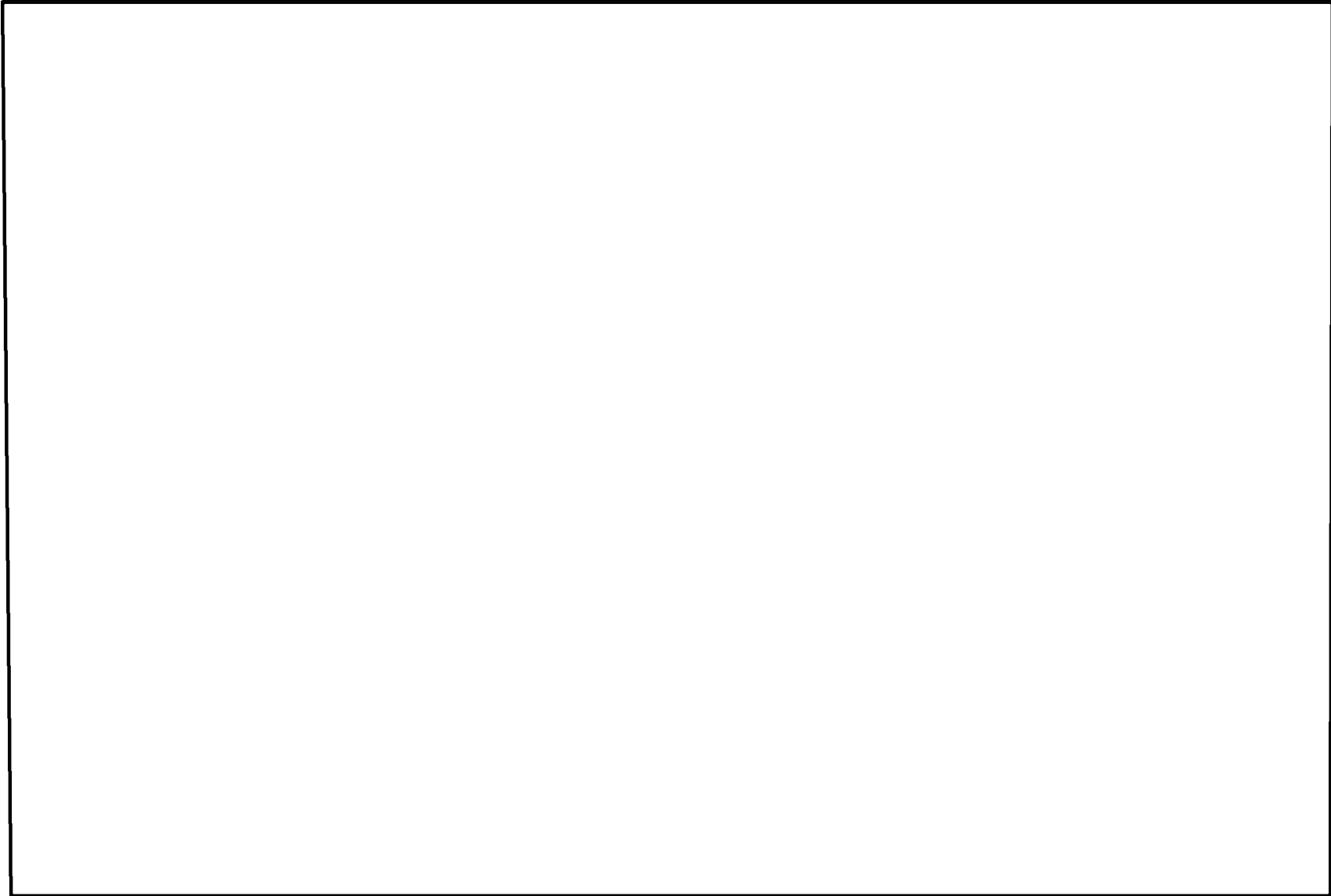
$P_f \leq P_a$: 破断

地震時のき裂安定性評価フロー



(注記) 記号の内容は以下のとおり

- ・Gc: 臨界流モデルによる単位面積当りの漏えい量
- ・Dh: 水力学的直径
- ・Pf: 判定応力
- ・Pa: 発生応力
- ・σf: 流動応力
- ・Pr: 設計内圧応力
- ・Pm: 内圧等による膜応力
- ・Pb: 曲げ応力 (発生応力)
- ・Pb': 曲げ応力 (判定応力)



玄海原子力発電所3号炉 余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れ評価対象配管 (解析モデル図)

タイトル	原子炉容器の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価について
説明	<p>原子炉容器の中性子照射脆化に対する評価についての具体的な評価内容を以下に記す。</p> <p>1. PTS での応力評価部位と応力値</p> <p>PTS 事象の K_I 上限包絡曲線については、技術評価書「容器—原子炉容器」に示すとおり、小破断 1 次冷却材喪失事故（小破断 LOCA）、大破断 1 次冷却材喪失事故（大破断 LOCA）、主蒸気管破断事故および 2 次冷却系からの除熱機能喪失に対する K_I 曲線を上限包絡して示している。</p> <p>JEAC4206-2007「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」では、加圧熱衝撃評価を実施するにあたって深さ 10 mm の想定き裂を設定するように定められている。したがって、K_I 値は原子炉容器胴部に想定欠陥（長さ 60 mm、深さ 10 mm の半楕円表面欠陥）を仮定し評価している。なお、「技術評価」においては軸方向のき裂を想定しているが、軸方向欠陥には有意な地震荷重が作用しないと考えられることから、耐震安全性評価では保守的に周方向の欠陥を想定した。</p> <p>2. Ss 地震の応力評価部位と応力値</p> <p>Ss 地震による原子炉容器胴部に生じる曲げモーメントとして、最大となる節点（図 7-1 中①）の $6.22 \times 10^{10} \text{ N}\cdot\text{mm}$ を使用している。この曲げモーメントを断面係数（$3.46 \times 10^9 \text{ mm}^3$）で除して算出した曲げ応力値（$\sigma_b$）は 18.0 MPa（= 2.62 ksi）となる。</p> <div data-bbox="534 1193 1201 1944" style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">図 7-1 原子炉容器 耐震解析モデル</p>

3. K_{Ic} の算出式とその根拠

K_{Ic} は JEAC4206-2007 の附属書 C 「供用状態 C, D における加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価方法」に基づき、以下の式で計算している。(技術評価書「容器-原子炉容器」参照)

$$K_{Ic} = 20.16 + 129.9 \exp\{0.0161(T - T_p)\} \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}})$$

4. K_I 値の評価結果

PTS 事象での K_I 上限包絡曲線(上記 1.)に、Ss 地震で生じる K_I 値を一律でかさ上げしている。Ss 地震の K_I 値は、原子炉容器胴部に仮定した想定欠陥(長さ 60 mm、深さ 10 mm の半楕円表面欠陥、母材厚さ mm)に上記 2. の荷重が作用した場合に生じる値として、JEAC4206-2007 F-3300 ASME Sec. XI App. A の解(作用分布応力を線形近似する場合)を用いて 6.0 MPa $\sqrt{\text{m}}$ を算出した。

PTS 事象の K_I 値は、JEAC4206-2007 で PTS 事象の K_I 値算出に引用されている C. B. Buchalet & W. H. Bamford の応力拡大係数式(附属図 C-2000-1 および C-2000-2 の係数を使用)を用いて算出されたものだが、Ss 地震で生じる K_I 値の算出に対しては規定がないため、JEAC4206-2007 の附属書 F 「応力拡大係数」にて記載のある ASME Sec. XI App. A の解(作用分布応力を線形近似する場合)を使用している。

応力拡大係数を計算する際のき裂寸法は、長さ 60 mm、深さ 10 mm の半楕円表面欠陥とした。

Ss 地震で生じる K_I 値 : 6.0 の算出過程は以下のとおり。

JEAC4206-2007 A-3320 ASME Sec. XI App. A の解(作用分布応力を線形近似する場合)により、 K_I 値を算出する。想定欠陥のサイズは、

欠陥深さ $a = 10 \text{ mm}$
 欠陥長さ $l = 60 \text{ mm}$
 母材厚さ $t = \text{ mm}$

附属書表 A-3320-1 最深点 A での係数(添付-1)において、 $a/t = 0.046$ 、 $a/l = 0.167$ より、

$$M_m = G_0 = 1.0917$$

$$G_1 = 0.6772$$

よって、

$$q_y = [(\sigma_m \cdot M_m + A_p \cdot M_m + \sigma_b \cdot M_b) / \sigma_{ys}]^2 / 6$$

$$= [(2.49 \times 1.0917 + 2.62 \times 1.0294) / 44.1]^2 / 6 = 0.0026$$

$$\text{ここで } A_p = 17.16 \text{ MPa}^{**} = 2.49 \text{ ksi}$$

$$M_b = G_0 - 2(a/l) G_1 = 1.0294$$

$$\sigma_{ys} = 304.2 \text{ MPa} = 44.1 \text{ ksi}$$

($T_c = 289.2 \text{ }^\circ\text{C}$ における JSME S NC1-2005/2007 の値)

$$\sigma_m = 0$$

$$Q = 1 + 4.593(a/l)^{1.65} - q_y = 1.237$$

※：欠陥面にかかる内圧は、PTS 事象として考慮している小破断 LOCA、大破断 LOCA、主蒸気管破断事故および 2 次冷却系からの除熱機能喪失時の最高圧力を上回る、最高使用圧力 (17.16 MPa) を評価に用いている。

以上より、

$$\begin{aligned}
 K_I &= [(\sigma_m + A_p) \cdot M_m + \sigma_b \cdot M_b] \sqrt{\pi a / Q} \\
 &= [2.49 \times 1.0917 + 2.62 \times 1.0294] \sqrt{\pi \times 0.394 / 1.237} \\
 &= 5.42 \text{ ksi}\sqrt{\text{in}} = 6.0 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}
 \end{aligned}$$

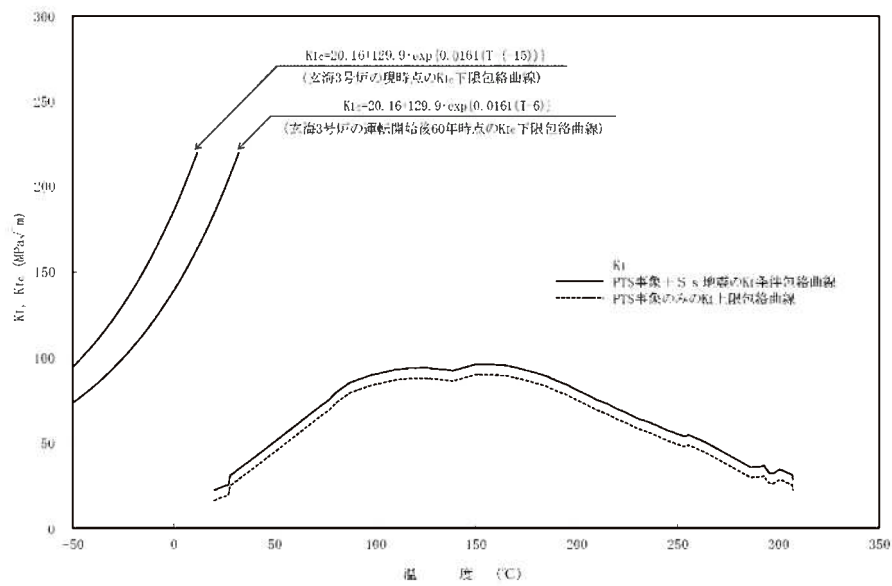


図 7-2 Ss 地震を考慮した PTS 評価結果

以上の結果より、運転開始後 60 年時点での K_{IC} 下限包絡曲線と PTS 事象に Ss 地震を考慮した K_I を比較すると、両曲線は交差することなく、 $K_{IC} > K_I$ は満足され、原子炉容器の中性子照射による関連温度上昇は、耐震安全性評価上問題ないことを確認している。

以上

附属書表 A-3320-1 最深点 A での係数

TABLE A-3320-1
COEFFICIENTS G_0 THROUGH G_3 FOR SURFACE CRACK AT POINT 1

		Flaw Aspect Ratio a/t						
		a/t	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5
UNIFORM G_0	0.00	1.1208	1.0969	1.0856	1.0727	1.0564	1.0366	
	0.05	1.1461	1.1000	1.0879	1.0740	1.0575	1.0373	
	0.10	1.1945	1.1152	1.0947	1.0779	1.0609	1.0396	
	0.15	1.2670	1.1402	1.1058	1.0842	1.0664	1.0432	
	0.20	1.3654	1.1744	1.1210	1.0928	1.0739	1.0482	
	0.25	1.4929	1.2170	1.1399	1.1035	1.0832	1.0543	
	0.30	1.6539	1.2670	1.1621	1.1160	1.0960	1.0614	
	0.40	2.1068	1.3840	1.2135	1.1448	1.1190	1.0772	
	0.50	2.8254	1.5128	1.2693	1.1757	1.1457	1.0931	
	0.60	4.0420	1.6372	1.3216	1.2039	1.1699	1.1058	
0.70	6.3743	1.7373	1.3610	1.2237	1.1868	1.1112		
0.80	11.991	1.7899	1.3761	1.2285	1.1902	1.1045		
LINEAR G_1	0.00	0.7622	0.6635	0.6826	0.7019	0.7214	0.7411	
	0.05	0.7624	0.6651	0.6833	0.7022	0.7216	0.7413	
	0.10	0.7732	0.6700	0.6855	0.7031	0.7221	0.7418	
	0.15	0.7945	0.6780	0.6890	0.7046	0.7230	0.7426	
	0.20	0.8267	0.6891	0.6939	0.7067	0.7243	0.7420	
	0.25	0.8706	0.7029	0.7000	0.7094	0.7260	0.7451	
	0.30	0.9276	0.7193	0.7073	0.7126	0.7282	0.7468	
	0.40	1.0907	0.7584	0.7249	0.7209	0.7338	0.7511	
	0.50	1.3501	0.8029	0.7454	0.7314	0.7417	0.7566	
	0.60	1.7863	0.8488	0.7671	0.7441	0.7520	0.7631	
0.70	2.6125	0.8908	0.7882	0.7588	0.7653	0.7707		
0.80	4.5727	0.9288	0.8063	0.7753	0.7822	0.7792		
QUADRATIC G_2	0.00	0.6009	0.5078	0.5310	0.5556	0.5815	0.6084	
	0.05	0.5969	0.5086	0.5313	0.5557	0.5815	0.6084	
	0.10	0.5996	0.5109	0.5323	0.5560	0.5815	0.6085	
	0.15	0.6088	0.5148	0.5340	0.5564	0.5815	0.6087	
	0.20	0.6247	0.5202	0.5364	0.5571	0.5815	0.6089	
	0.25	0.6475	0.5269	0.5394	0.5580	0.5817	0.6093	
	0.30	0.6775	0.5350	0.5430	0.5592	0.5820	0.6099	
	0.40	0.7651	0.5545	0.5520	0.5627	0.5835	0.6115	
	0.50	0.9048	0.5776	0.5632	0.5680	0.5869	0.6144	
	0.60	1.1382	0.6027	0.5762	0.5760	0.5931	0.6188	
0.70	1.5757	0.6281	0.5907	0.5874	0.6037	0.6255		
0.80	2.5997	0.6513	0.6063	0.6031	0.6200	0.6351		
CUBIC G_3	0.00	0.5060	0.4246	0.4480	0.4735	0.5006	0.5290	
	0.05	0.5012	0.4250	0.4482	0.4736	0.5006	0.5290	
	0.10	0.5012	0.4264	0.4488	0.4736	0.5004	0.5290	
	0.15	0.5059	0.4286	0.4498	0.4737	0.5001	0.5289	
	0.20	0.5152	0.4317	0.4511	0.4738	0.4998	0.5289	
	0.25	0.5292	0.4357	0.4528	0.4741	0.4994	0.5289	
	0.30	0.5483	0.4404	0.4550	0.4746	0.4992	0.5291	
	0.40	0.6045	0.4522	0.4605	0.4763	0.4993	0.5298	
	0.50	0.6943	0.4665	0.4678	0.4795	0.5010	0.5316	
	0.60	0.8435	0.4829	0.4769	0.4853	0.5054	0.5349	
0.70	1.1207	0.5007	0.4880	0.4945	0.5141	0.5407		
0.80	1.7614	0.5190	0.5013	0.5085	0.5286	0.5487		

$a/t=0.046$
 $a/l=0.167$
 $G_0=1.0917$

$a/t=0.046$
 $a/l=0.167$
 $G_1=0.6772$

GENERAL NOTE: Interpolations in a/t and a/l are permitted.

タイトル	炉心槽の中性子照射による靱性低下に対する耐震安全性評価について						
説明	<p>中性子照射による材料の靱性低下が想定される炉心槽溶接部に有意な欠陥が存在すると仮定し、S s 地震発生時の荷重を考慮して求めた応力拡大係数Kと、中性子照射を受けたステンレス鋼のJ_{1c}値から換算した破壊靱性値K_{1c}とを比較することにより耐震安全性評価を行っている。評価の具体的内容を以下に示す。</p> <p>1. 解析条件</p> <p>(1) 想定欠陥</p> <p>想定欠陥は設計・建設規格を準用し、表 8-1 のとおりとした。</p> <p style="text-align: center;">表 8-1 想定したき裂形状</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>き裂方向</th> <th>き裂長さ</th> <th>き裂深さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>周方向</td> <td>1.5t</td> <td>1/4t</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">t : 炉心槽板厚 (= <input style="width: 40px; height: 15px;" type="text"/> mm)</p> <p>き裂の想定部位(評価部位)は、図 8-1 に示すとおり、溶接部にき裂が想定されることから、下部炉心槽上部胴と下部胴の溶接部とした。</p> <p>なお、炉心槽の応力算出時におけるバッフル構造の変形拘束の影響については、炉心槽の板厚が約 57.2mm であるのに対し、炉心バッフル取付板を炉心槽に締結しているバレルフォーマボルトの径は約 13mm であることと、周方向に間隔を開けて設置されているため、十分に小さいと考えられる。</p>	き裂方向	き裂長さ	き裂深さ	周方向	1.5t	1/4t
き裂方向	き裂長さ	き裂深さ					
周方向	1.5t	1/4t					

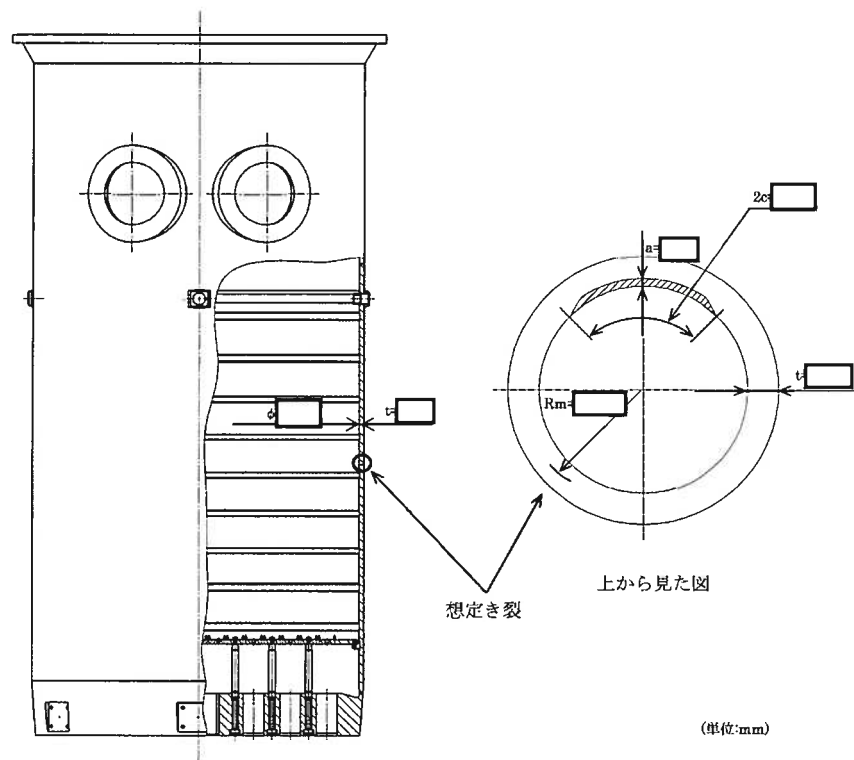


図 8-1 炉心槽における想定欠陥部位

(2) 応力条件

地震荷重は、水平方向地震荷重および鉛直方向地震荷重ともスペクトルモーダル解析で算出した。使用した水平方向耐震解析モデルおよび鉛直方向耐震解析モデルをそれぞれ図 8-2 および図 8-3 に示す。

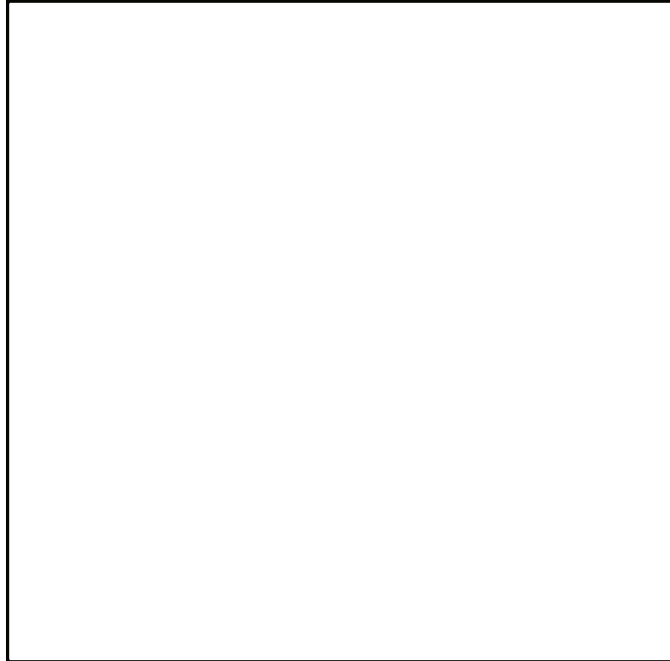


図 8-2 水平方向耐震解析モデル

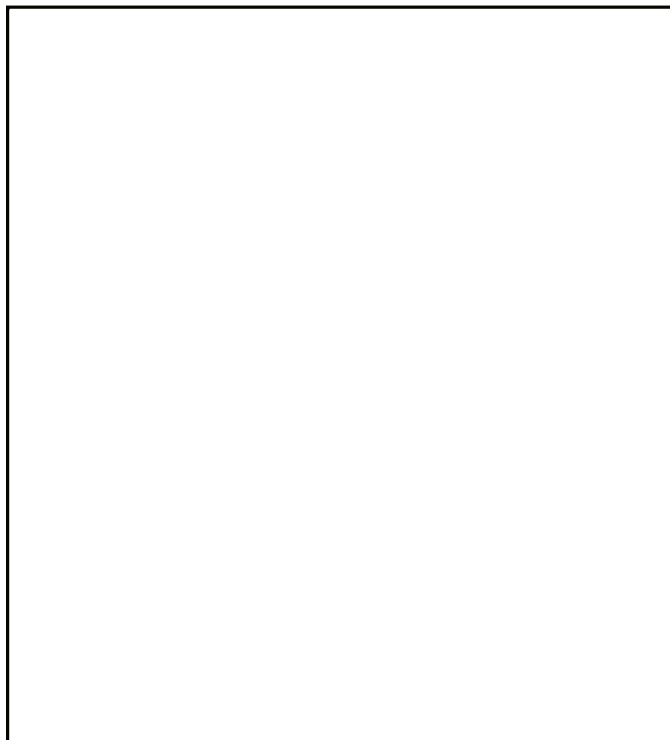


図 8-3 鉛直方向耐震解析モデル

評価位置に作用する機械荷重、熱荷重、S_s地震時の荷重による各応力の重ね合わせで評価した。評価に用いた応力条件を表 8-2 に示す。

表 8-2 応力条件 (単位: MPa)

機械荷重による応力	引張応力	7.3
	曲げ応力	0.0
熱荷重による応力	引張応力	0.0
	曲げ応力 ^{※1}	8.3
S _s 地震による応力	引張応力	15.9
合計	引張応力 σ_m	23.2
	曲げ応力 σ_b	8.3

※1: 炉心槽の内外面の温度差により生じる曲げ応力

(3) 解析モデル

炉心槽の平均半径 R_m の板厚 t に対する比「 R_m/t 」は約 \square と大きいことから、炉心槽胴部はき裂付き平板で近似している。図 8-4 に平板近似モデルを示す。また、表 8-3 に平板近似した想定欠陥の寸法を示す。

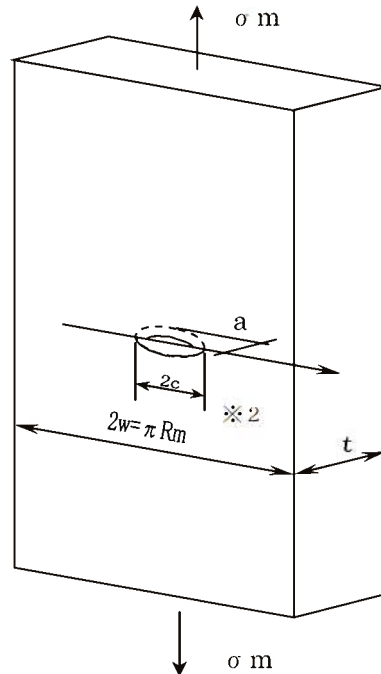


図 8-4 想定欠陥の平板近似モデル

※2 Raju-Newman の式において、板幅 w が小さいほど、平板端部の影響を受けて応力拡大係数は大きくなる。円筒形状である炉心槽を平板にて模擬するため、端部があるわけではないので、平板端部の影響を考慮する必要はないと考え、十分に大きな幅として半周分に設定している。

なお、Raju-Newman の式の適用範囲として、き裂半長 c と板幅 w の関係が $c/w < 0.5$ ($w > 2c$) と規定されている。仮に、最も板幅が小さく、平板端部の影響を受ける $w = 2c$ (mm) とした場合でも、応力拡大係数は $6.8 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ となり^(※3)、応力拡大係数に対する板幅の影響が軽微で、許容値 ($51 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$) に対して十分な裕度があることを確認している。

※3 $2w = \pi R_m$ (mm) の場合、応力拡大係数は $6.5 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$

表 8-3 想定したき裂の寸法

	き裂長さ 2c	き裂深さ a	板幅 2w	板厚 t
寸法 (mm)				

2. 解析結果

(1) 中性子照射を受けたステンレス鋼の破壊靱性値（許容値）

評価に用いるステンレス鋼の破壊靱性値 K_{IC} は、発電設備技術検査協会「平成 8 年度 プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書」で得られたオーステナイト系照射ステンレス鋼の J_{IC} 試験結果を用いて、 J_{IC} 最下限値 14 kJ/m^2 から以下の換算式により算出した破壊靱性値 $K_{IC} = 51 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ とした。

$$K_{IC} = \sqrt{\frac{E}{(1-\nu^2)}} \times J_{IC}$$

E : 縦弾性係数^(※) ($173,000 \text{ MPa at } 350^\circ\text{C}$)

ν : ポアソン比 (0.3)

J_{IC} : 破壊靱性値の下限 ($14 \text{ kJ/m}^2 \text{ at } 350^\circ\text{C}$)

※: 中性子照射を受けるとステンレス鋼は硬化し降伏応力は大きくなる傾向があるが縦弾性係数に大きな変化はないことから、照射前の一定値を用いる。

(2) 地震時の応力拡大係数

応力拡大係数の算出は、以下のとおり、平板中の半楕円表面き裂の応力拡大係数 K を求める Raju-Newman の式^{*}を用いた。

*: Raju, I. S. and Newman, J. C., Jr., NASA Technical Paper 1578, 1979.

$$K = (\sigma_m + H \sigma_b) \sqrt{(\pi a/Q)} \cdot F$$

ここで、

$$Q = 1 + 1.464(a/c)^{1.65} \quad (a/c \leq 1)$$

$$F = \{M_1 + M_2(a/t)^2 + M_3(a/t)^4\} (1 - k^2 \cos^2 \phi)^{1/4} g \cdot f_w$$

$$M_1 = 1.13 - 0.09(a/c)$$

$$M_2 = -0.54 + 0.89/\{0.2 + (a/c)\}$$

$$M_3 = 0.5 - 1.0/\{0.65 + (a/c)\} + 14 \times \{1.0 - (a/c)\}^{2.1}$$

$$g = 1 + \{0.1 + 0.35(a/t)^2\} (1 - \sin \phi)^2$$

$$f_w = \left[\sec \left\{ \frac{\pi c}{2w} \sqrt{a/t} \right\} \right]^{1/2}$$

$$k^2 = 1 - (a/c)^2$$

$$H = H_1 + (H_2 - H_1) \sin^p \phi$$

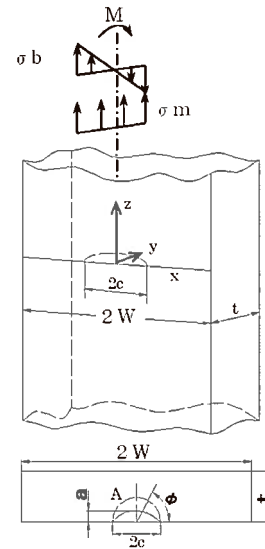
$$p = 0.2 + (a/c) + 0.6(a/t)$$

$$H_1 = 1 - 0.34(a/t) - 0.11(a/c)(a/t)$$

$$H_2 = 1 + G_1(a/t) + G_2(a/t)^2$$

$$G_1 = -1.22 - 0.12(a/c)$$

$$G_2 = 0.55 - 1.05(a/c)^{0.75} + 0.47(a/c)^{1.5}$$



<記号説明>

Q : 表面き裂の形状補正係数

F : 応力拡大係数の補正係数

φ : 評価点の角度 (応力拡大係数が最大となる $\frac{\pi}{2}$ (最深点) とする)

g : 解の定式化のための係数

f_w : 有限板幅に関する補正係数

H : 曲げ応力の補正係数

$M_1, M_2, M_3, k, p, H_1, H_2, G_1, G_2$: 数式項の置き換え記号

σ_m : 引張応力

σ_b : 曲げ応力

適用範囲 : $0 < a/c \leq 1.0, 0 \leq a/t \leq 1.0, c/w < 0.5, 0 \leq \phi \leq \pi$

S_s地震時の応力拡大係数 $K = 6.5 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ となり、照射ステンレス鋼の破壊靱性値 $51 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ を下回っており、不安定破壊は生じることはなく、耐震安全性評価上問題ない。

表 8-4 評価結果

地震条件	応力拡大係数 K (MPa√m)	破壊靱性値 K _{IC} (MPa√m)
S _s	6.5	51

以上

タイトル	原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子および γ 線照射脆化に対する耐震安全性評価について
説明	<p>原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子およびγ線照射脆化に対する評価についての評価内容を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> サポートリブに発生するせん断応力値の算出 サポートリブに発生するせん断応力値σは、原子炉容器支持構造物に作用する接線方向の最大荷重Tと鉛直方向の最大荷重Nを基に算出した。（詳細は添付-1のとおり） せん断応力値$\sigma = 16 \text{ MPa}$（S_5地震時） 想定欠陥 本評価では、評価対象であるサポートリブを、想定欠陥を含めモデル化した。（詳細は添付-2のとおり） 応力拡大係数の算出 応力拡大係数KをRaju-Newmanの算出式を用いて算出する。 $K = F \sigma \sqrt{\frac{\pi a / 1000}{Q}}$ $F = \left\{ M_1 + M_2 \times \left(\frac{a}{t} \right)^2 + M_3 \times \left(\frac{a}{t} \right)^4 \right\} \times g \times f_\phi \times f_w$ $Q = 1 + 1.464 \times \left(\frac{a}{c} \right)^{1.65}$ $M_1 = 1.13 - 0.09 \times \left(\frac{a}{c} \right)$ $M_2 = -0.54 + \frac{0.89}{0.2 + \frac{a}{c}}$ $M_3 = 0.5 - \frac{1}{0.65 + \frac{a}{c}} + 14 \times \left(1 - \frac{a}{c} \right)^{24}$ $f_\phi = \left\{ \left(\frac{a}{c} \right)^2 \cos^2 \phi + \sin^2 \phi \right\}^{\frac{1}{4}}$ $g = 1 + \left\{ 0.1 + 0.35 \times \left(\frac{a}{t} \right)^2 \right\} \times (1 - \sin \phi)^2$ $f_w = \left\{ \sec \left(\pi c \frac{\sqrt{\frac{a}{t}}}{2b} \right) \right\}^{\frac{1}{2}}$

<記号説明>

- a : 想定き裂深さ (=15 (mm))
- b : 平板の幅の半長 (=1,000 (mm))
- c : 表面長さの半長 (=45 (mm))
- t : 平板の厚さ (=60 (mm))
- ϕ : き裂前縁の位置を示す角度 (= $\pi/2$)
- F : 応力拡大係数の補正係数 (=1.169)
- Q : 表面き裂の形状補正係数 (=1.239)
- M_1, M_2, M_3 : 数式項の置き換え記号 ($M_1=1.1, M_2=1.129, M_3=-0.516$)
- f_{ϕ} : 内部き裂を表面き裂に変換する際の補正係数 (=1)
- g : 解の定式化のための係数 (=1)
- f_w : 有限板幅に関する補正係数 (=1)

なお、高経年化技術評価では、NUREG-1509「Radiation Effects on Reactor Pressure Vessel Supports」の評価手法に従い、応力拡大係数Kに安全率 $\sqrt{2}$ を乗じた値を評価に用いている。

$$\begin{aligned} \sqrt{2}K &= 1.169 \times 16 \times \sqrt{\frac{\pi \times \frac{15}{1000}}{1.239}} \times \sqrt{2} \\ &= 5.2 \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}}) \end{aligned}$$

また、破壊靱性値について、本評価はせん断応力に対する評価であり、許容値としてはモードII（せん断）における破壊靱性値 $K_{II R}$ を使用することが最適であるが、試験法が確立していないこと等により値がないため、安全側と考えられるモードI（引張）での破壊靱性値 $K_{I R}$ を代用して評価している。許容値 $K_{I R}$ （=40.9MPa $\sqrt{\text{m}}$ ）の算出過程については添付-3に示す。

4. 評価結果

評価結果を表9-1に示す。応力拡大係数は破壊靱性値を超えることはないため、原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子および γ 線照射脆化は、耐震安全性評価上問題ない。

表9-1 原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子および γ 線照射脆化に対する耐震安全性評価結果

応力拡大係数 K_I (= $\sqrt{2}K$) (MPa $\sqrt{\text{m}}$)	破壊靱性値 $K_{I R}$ (MPa $\sqrt{\text{m}}$)	$K_I / K_{I R}$
5.2	40.9	0.13

以上

原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））に発生するせん断応力 σ の算出について

1. 原子炉容器支持構造物に作用する荷重

原子炉容器支持構造物に作用する荷重方向図を図9-1-1に、荷重を表9-1-1に示す。

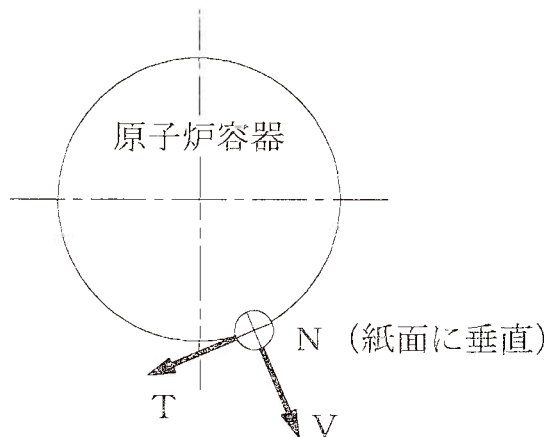


図9-1-1 荷重方向図

表9-1-1 原子炉容器支持構造物に作用する一次+二次応力評価用荷重

(単位：kN)

	接線方向荷重	鉛直方向荷重
	T	N
自重	—	-1,302
熱膨張荷重	—	-1,091
地震荷重	±2,633	-2,652
最大荷重	±2,633	-5,045

(注1) 鉛直方向荷重において負符号（-）は、鉛直下向きを示す。

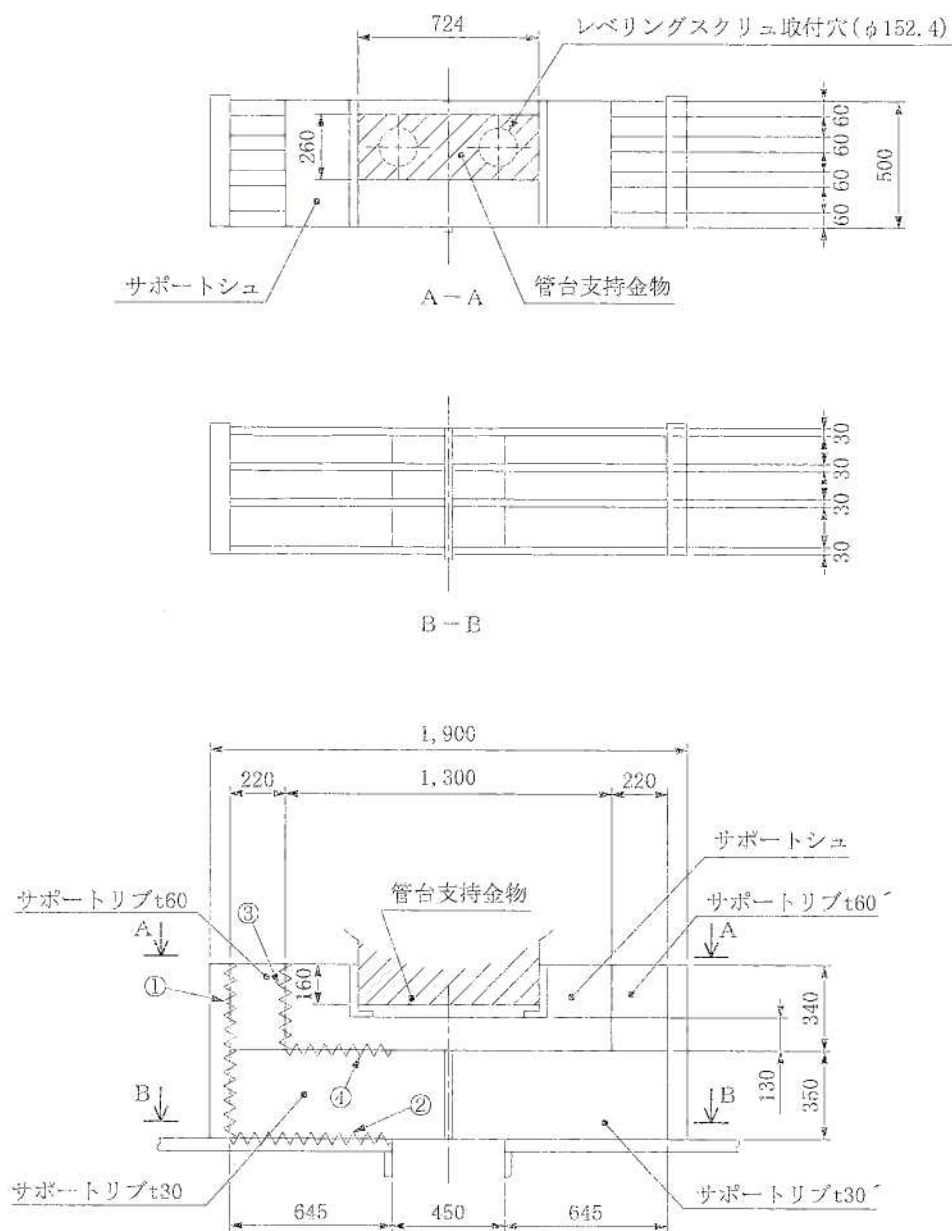
(注2) 自重は、スクラム荷重を含む。

(注3) Nの最大荷重は、自重と熱膨張荷重と地震荷重を加算したものである。

2. 応力の算出

2.1 原子炉容器支持構造物の応力計算

原子炉容器支持構造物の構造および評価箇所を図9-1-2に示す。評価対象とするサポートリブの①および②部におけるせん断応力を算出する。



(単位: mm)

図9-1-2 原子炉容器支持構造物の構造および評価箇所

(1) サポートシュに作用する荷重

サポートシュには図9-1-3に示すとおり荷重が作用する。

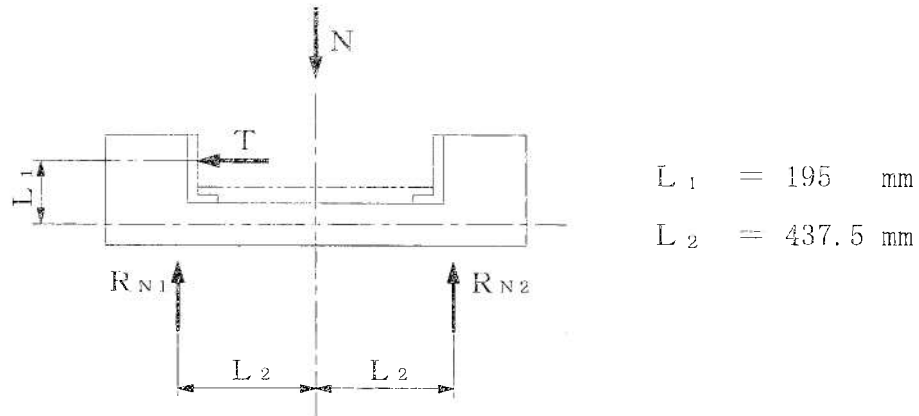


図9-1-3 サポートシュに作用する荷重

図9-1-3よりサポートリブからの反力 R_{N1} 、 R_{N2} を次式より求める。

$$R_{N1} + R_{N2} = N$$

$$R_{N1} \cdot L_2 = T \cdot L_1 + R_{N2} \cdot L_2$$

なお、 N 、 T については表9-1-1に、 L_1 、 L_2 については表9-1-2に示す。

(2) サポートリブに作用する荷重

原子炉容器支持構造物を図9-1-4のようにモデル化し、サポートリブに作用する荷重を求める。

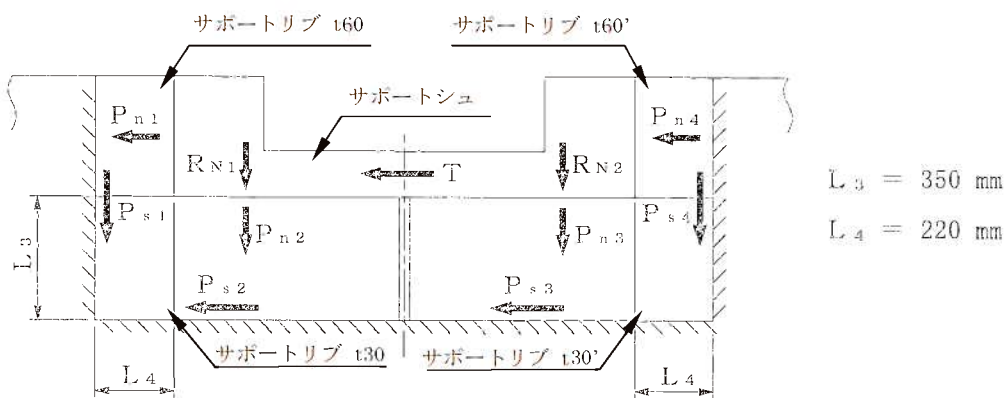


図9-1-4 サポートリブに作用する荷重

P_{n1} 、 P_{n2} 、 P_{n3} 、 P_{n4} 、 P_{s1} 、 P_{s2} 、 P_{s3} 、 P_{s4} 、はサポートシュより受ける荷重である。

ここでは、条件の厳しいサポートリブについて評価するが、サポートシュは剛体であり、サポートリブとは溶接による一体構造であることから、次式が成立する。

$$P_{n1} + P_{s2} = \frac{T}{2} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{i})$$

$$P_{s1} + P_{n2} = R_{N1} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{ii})$$

サポートリブ (①部) のせん断による変位

$$D_{s1} = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s1}}{A_{s1}} \times L_1$$

サポートリブ (②部) のせん断による変位

$$D_{s2} = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s2}}{A_{s2}} \times L_3$$

サポートリブ (③部) の圧縮による変位

$$D_{c3} = \frac{1}{E} \times \frac{P_{n1}}{A_{c3}} \times L_1$$

サポートリブ (④部) の圧縮による変位

$$D_{c4} = \frac{1}{E} \times \frac{P_{n2}}{A_{c4}} \times L_3$$

圧縮による変位とせん断による変位の連続条件から

$$\frac{1}{E} \times \frac{P_{n1}}{A_{c3}} \times L_1 = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s2}}{A_{s2}} \times L_3 \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{iii})$$

$$\frac{1}{E} \times \frac{P_{n2}}{A_{c4}} \times L_3 = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s1}}{A_{s1}} \times L_1 \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{iv})$$

(i)、(ii)、(iii) および (iv) 式より P_{s1} および P_{s2} は次式より求められる。

$$P_{n1} = \frac{\frac{T}{2}}{1 + \frac{L_1}{E \times A_{c3}} \times \frac{G \times A_{s2}}{L_3}}$$

$$P_{n2} = \frac{R_{N1}}{1 + \frac{L_3}{E \times A_{c1}} \times \frac{G \times A_{s1}}{L_1}}$$

$$P_{s1} = \frac{L_3}{E \times A_{c1}} \times \frac{G \times A_{s1}}{L_1} \times P_{n2}$$

$$P_{s2} = \frac{L_1}{E \times A_{c3}} \times \frac{G \times A_{s2}}{L_3} \times P_{n1}$$

ここで、

P_{s1} : サポートリブ (①部) に作用するせん断荷重 (kN)

P_{s2} : サポートリブ (②部) に作用するせん断荷重 (kN)

P_{n1} : サポートリブ (③部) に作用する圧縮荷重 (kN)

P_{n2} : サポートリブ (④部) に作用する圧縮荷重 (kN)

A_{s1} : 荷重 P_{s1} を受けるサポートリブ (①部) のせん断に対する断面積 (mm^2)

A_{s2} : 荷重 P_{s2} を受けるサポートリブ (②部) のせん断に対する断面積 (mm^2)

A_{c3} : 荷重 P_{n1} を受けるサポートリブ (③部) の圧縮に対する断面積 (mm^2)

A_{c1} : 荷重 P_{n2} を受けるサポートリブ (④部) の圧縮に対する断面積 (mm^2)

なお、 T については表9-1-1に、 E 、 G 、 L_3 、 L_1 、 A_{s1} 、 A_{s2} 、 A_{c3} 、 A_{c1} については表9-1-2に示す。

2.2 原子炉容器支持構造物各部の応力計算方法

2.1項で求めた荷重より、サポートリブに発生する応力を算出する。

(1) サポートリブ

a. せん断応力 (①部)

$$\tau_1 = \frac{P_{s1}}{A_{s1}}$$

b. せん断応力 (②部)

$$\tau_2 = \frac{P_{s2}}{A_{s2}}$$

3. 応力の計算結果

3.1 計算条件

原子炉容器支持構造物の応力計算条件を表9-1-2に示す。

表9-1-2 原子炉容器支持構造物の応力計算条件

名 称	記号	単位	数値
荷重作用点までの距離	L_1	mm	195
荷重作用点までの距離	L_2	mm	437.5
部材の長さ	L_3	mm	350
部材の長さ	L_4	mm	220
サポートリブ (①部) のせん断に対する断面積	A_{s1}	mm ²	123,000
サポートリブ (②部) のせん断に対する断面積	A_{s2}	mm ²	77,400
サポートリブ (③部) の圧縮に対する断面積	A_{c3}	mm ²	81,600
サポートリブ (④部) の圧縮に対する断面積	A_{c4}	mm ²	51,000
サポートリブの縦弾性係数 ^(注1)	E	MPa	196,000
サポートリブの横弾性係数 ^(注2)	G	MPa	75,500
サポートリブの材質	—	—	SM50B

(注1) サポートリブの最高使用温度におけるJSME S NC1付録材料図表part6に規定する縦弾性係数。

(注2) サポートリブの最高使用温度におけるJSME S NC1付録材料図表part6に規定する縦弾性係数から求めた横弾性係数。

3.2 計算結果

2. 項で示した計算方法により求めた原子炉容器支持構造物の応力計算結果を、表9-1-3に示す。せん断応力が最も大きいS_s地震時のサポートリブ (①部) のせん断応力 ($\sigma = \tau_1 = 16\text{MPa}$) を評価に使用する。

表9-1-3 原子炉容器支持構造物の応力計算結果

(単位: MPa)

部材名	記号	地震時
		せん断
サポートリブ (①部)	τ_1	16
サポートリブ (②部)	τ_2	4

以 上

想定欠陥について

本評価では、評価対象であるサポートリブを、想定欠陥を含め図9-2-1のとおりモデル化し、せん断応力の生じる図9-2-2中①および②の位置を評価対象とした。想定欠陥のモデル図を図9-2-1に、評価対象箇所を図9-2-2にそれぞれ示す。

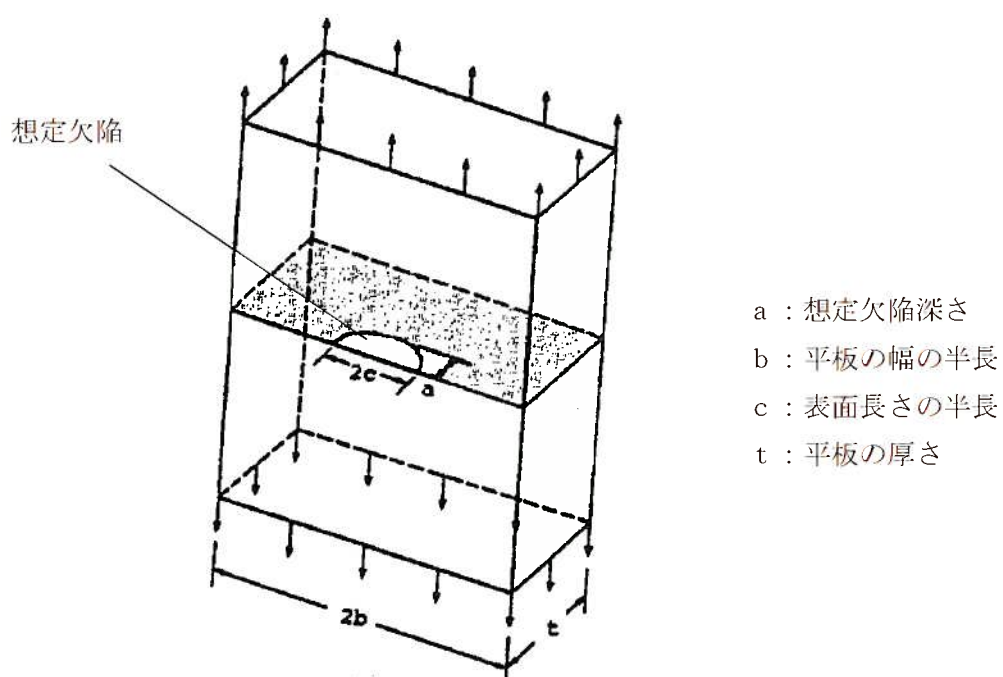


図9-2-1 想定欠陥のモデル図

■ 評価対象

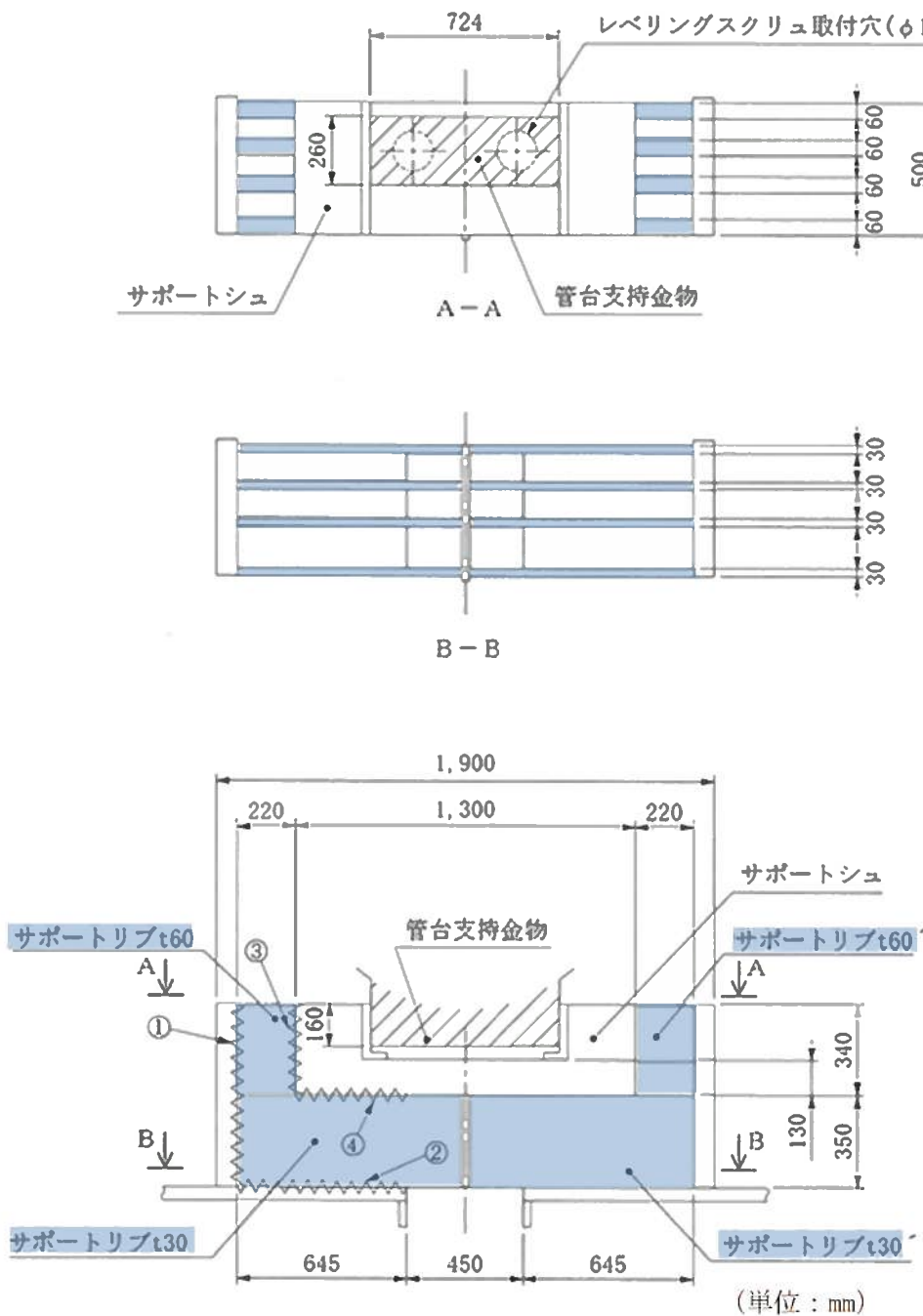


図9-2-2 評価対象箇所

K_{IR}の算出根拠・過程について

K_{IR}については、図9-3-1に示すフローに基づき算出する。

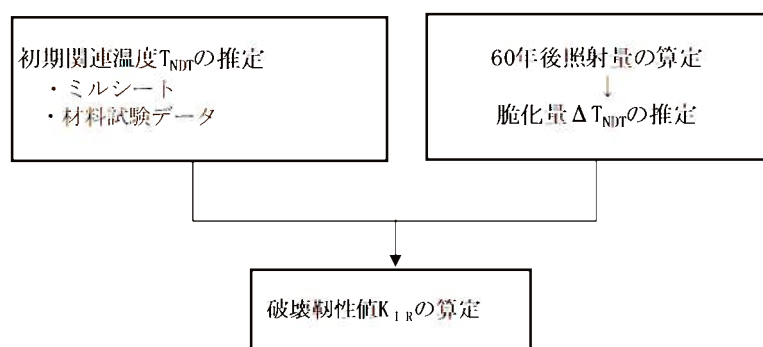


図9-3-1 K_{IR}の算定フロー

詳細については、以下のとおりである。

1. 吸収エネルギー曲線

国内PWRプラントの建設時のミルシートを基に、製作した供試材を用いた、引張試験、落重試験、シャルピー衝撃試験、破壊靱性試験結果から求めた吸収エネルギー遷移曲線を図9-3-2に示す。

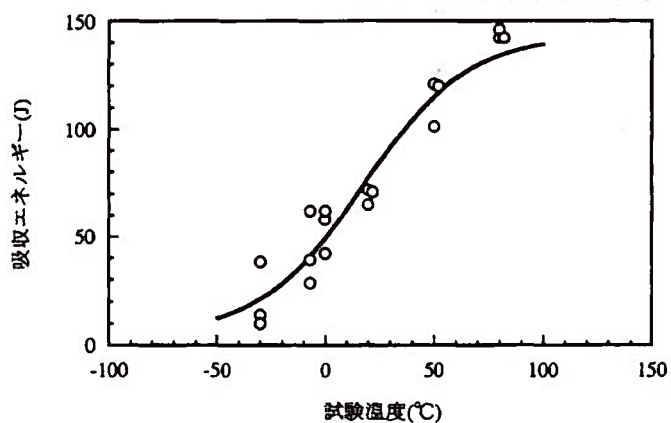


図9-3-2 リブ材 (SM50B鋼) の吸収エネルギー遷移曲線

[出典：電力共同研究「原子炉容器支持構造物の照射脆化に関する研究」1999年度]

2. 初期関連温度 (T_{NDT}) の推定

図9-3-2の曲線 (以下、遷移曲線A) と、国内外データ・文献データ等の吸収エネルギー遷移曲線 (以下、遷移曲線B) を使い、「JSME 設計・建設規格 付録材料図表 Part5表3」および「JEAC4206 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」から求めた吸収エネルギー値 (リブ材: 41J) を満足するよう初期関連温度 (T_{NDT}) を算出する。算出にあたっては、ミルシートに記載される温度 T_i における吸収エネルギーと、 $C_V (T_i) A$ および $C_V (T_i) B$ と推定 $T_{NDT} A$ および推定 $T_{NDT} B$ との関係プロットし、初期関連温度 (T_{NDT}) を推定する。

【評価結果】 $-68^{\circ}C$

初期関連温度 (T_{NDT}) の推定の流れを、図9-3-3に示す。

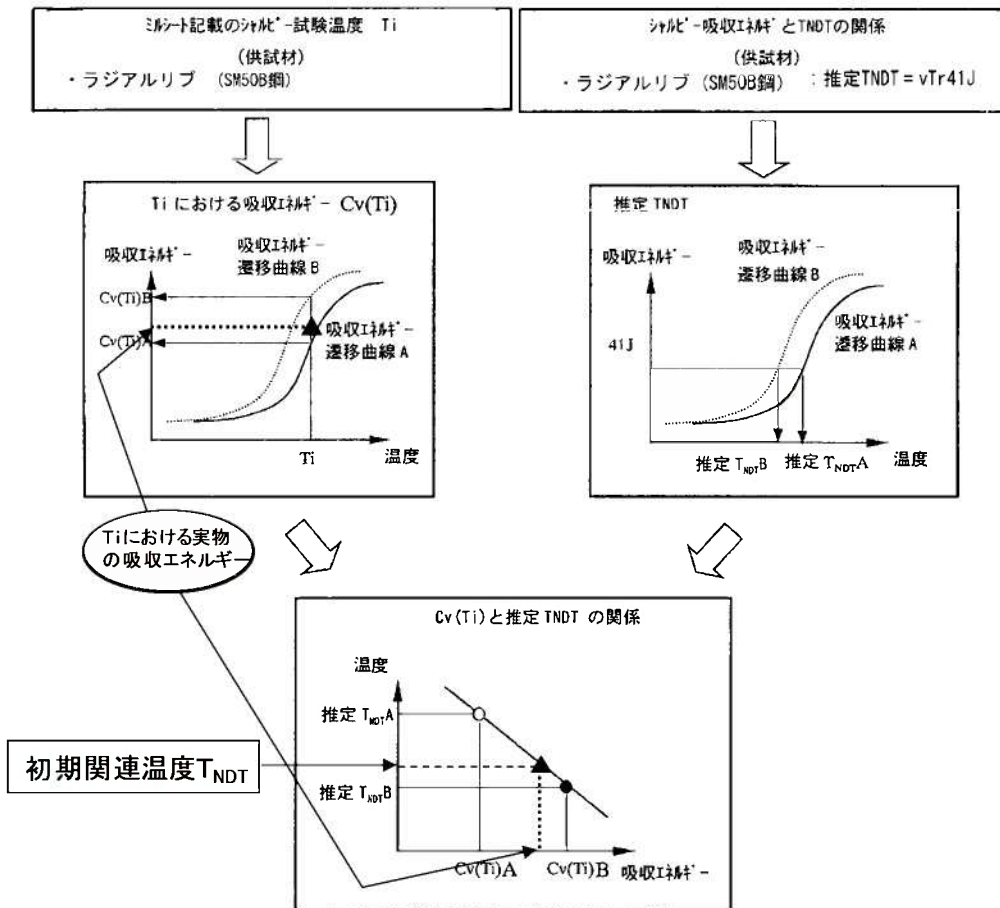


図9-3-3 シャルピー吸収エネルギー $C_V (T_i)$ と推定 T_{NDT} の関係

3. 中性子照射量の算定および脆化量 ΔT_{NDT} の推定

中性子照射量については、米国オークリッジ国立研究所で開発改良された「二次元輸送解析コード“DORT”」を用いて算定する。

【評価結果】 0.0035 dpa^{*1}

※1：玄海3号炉においては、2009年11月9日（13.6EFPY）にMOX燃料を装荷し、使用を開始していることから、MOX燃料装荷以降の中性子束は保守的に実績炉心の中性子束の1.2倍として、60年時点の中性子照射量を評価した。

この値を基に図9-3-4に示す、NUREG-1509「ORNLのHFIR炉のサーベイランスデータおよび米国 SHIPPINGPORT（Shippingport）炉の材料試験データ等の上限を包絡する曲線」を基にした脆化予測曲線を用いてラジアルリブの脆化度（脆化量推定量（ ΔT_{NDT} ））を推定する。

【評価結果】 $T_{NDT} : 27.5$ $\Delta T_{NDT} : 95.5$

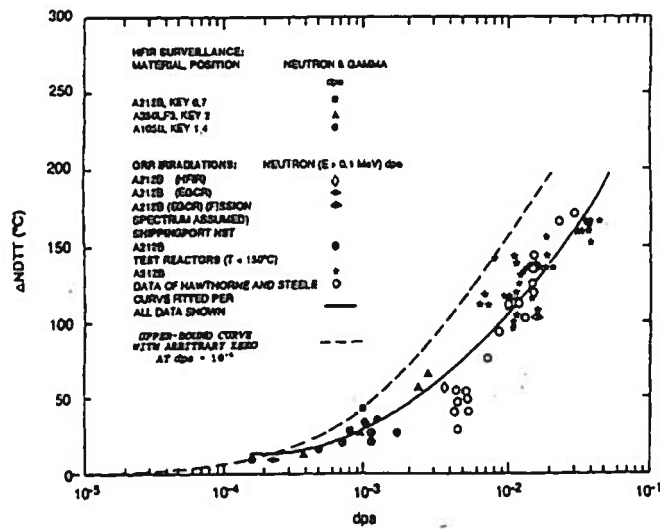


図9-3-4 R Vサポートの脆化予測曲線

【出典：NUREG-1509 “Radiation Effects on Reactor Pressure Vessel Supports” R. E. Johnson, R. E. Lipinski NRC 1996 P14】

4. 破壊靱性値 K_{IR} の推定

電力共同研究実施当時のASME Section III Appendix Gに記載されている下式により算出する。

$$K_{IR} = 29.43 + 1.344 \exp(0.0261(T - T_{NDT} + 88.9)) \quad ※1$$

K_{IR} : 破壊靱性値 (MPa \sqrt{m})

T: 最低使用温度 (21°C)

T_{NDT} : 関連温度 (°C) (初期 T_{NDT} 推定値 + 脆化量推定値 (ΔT_{NDT}))

【評価結果】 K_{IR} : 40.9MPa \sqrt{m}

※1 K_{IR} はASME2007年版改正時に K_{IC} ($=36.5 + 22.783 \exp(0.036(T - T_{NDT}))$)へ変更されているが、 $K_{IR} < K_{IC}$ となり K_{IR} の方が保守的であることを確認している。

以上

タイトル	廃液蒸発装置（蒸発器胴板）の応力腐食割れに対する耐震安全性評価について																																																																	
説明	<p>廃液蒸発装置（蒸発器胴板）の応力腐食割れに対する評価の具体的内容を以下に示す。</p> <p>1. 評価仕様</p> <p>評価仕様を表 10-1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 10-1 評価仕様</p> <table border="1" data-bbox="480 730 1299 1480"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>単位</th> <th>記号</th> <th>数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>板厚</td> <td>mm</td> <td>t</td> <td></td> </tr> <tr> <td>き裂角度</td> <td>rad</td> <td>2θ</td> <td>π</td> </tr> <tr> <td>胴外径</td> <td>mm</td> <td>d_o</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>胴内径</td> <td>mm</td> <td>d_i</td> </tr> <tr> <td>胴板断面二次モーメント</td> <td>mm^4</td> <td>I</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>MPa</td> <td>P</td> <td>0.1</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>°C</td> <td>—</td> <td>150</td> </tr> <tr> <td>蒸発器質量</td> <td>kg</td> <td>m_0</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">質点質量 (図 10-2 参照)</td> <td>kg</td> <td>m_1</td> </tr> <tr> <td>kg</td> <td>m_2</td> </tr> <tr> <td>設計降伏点</td> <td>MPa</td> <td>S_y</td> <td>130</td> </tr> <tr> <td>設計引張強さ</td> <td>MPa</td> <td>S_u</td> <td>424</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">基準点からの距離 (図 10-2 参照)</td> <td>mm</td> <td>H_1</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>mm</td> <td>H_2</td> </tr> <tr> <td>設計地震力</td> <td>—</td> <td>C_H</td> <td>3.345</td> </tr> <tr> <td>胴板材質</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>SUS316L</td> </tr> <tr> <td>重力加速度</td> <td>m/s^2</td> <td>g</td> <td>9.80665</td> </tr> </tbody> </table>	項目	単位	記号	数値	板厚	mm	t		き裂角度	rad	2θ	π	胴外径	mm	d_o		胴内径	mm	d_i	胴板断面二次モーメント	mm^4	I	最高使用圧力	MPa	P	0.1	最高使用温度	°C	—	150	蒸発器質量	kg	m_0		質点質量 (図 10-2 参照)	kg	m_1	kg	m_2	設計降伏点	MPa	S_y	130	設計引張強さ	MPa	S_u	424	基準点からの距離 (図 10-2 参照)	mm	H_1		mm	H_2	設計地震力	—	C_H	3.345	胴板材質	—	—	SUS316L	重力加速度	m/s^2	g	9.80665
項目	単位	記号	数値																																																															
板厚	mm	t																																																																
き裂角度	rad	2θ	π																																																															
胴外径	mm	d_o																																																																
胴内径	mm	d_i																																																																
胴板断面二次モーメント	mm^4	I																																																																
最高使用圧力	MPa	P	0.1																																																															
最高使用温度	°C	—	150																																																															
蒸発器質量	kg	m_0																																																																
質点質量 (図 10-2 参照)	kg	m_1																																																																
	kg	m_2																																																																
設計降伏点	MPa	S_y	130																																																															
設計引張強さ	MPa	S_u	424																																																															
基準点からの距離 (図 10-2 参照)	mm	H_1																																																																
	mm	H_2																																																																
設計地震力	—	C_H	3.345																																																															
胴板材質	—	—	SUS316L																																																															
重力加速度	m/s^2	g	9.80665																																																															

2. 評価モデル

評価モデルは、蒸発器胴板に地震時発生応力が最も大きくなる箇所に図 10-1 に示すとおり 1 gpm (0.2271m³/h) の漏えい量以上となる半周の貫通き裂*を想定し、図 10-2 に示すとおりラグの中心を基準（固定点）とした 2 質点系のモデルにて評価している。

※メーカー試験結果(三菱重工技報 Vol. 18 NO.4(1981-7))に基づき、き裂幅を m と設定した場合における 1 gpm (0.2271m³/h) の漏えいき裂角度は 105° であるが、本評価ではより安全側の半周き裂（き裂角度 180° = π rad）としている。

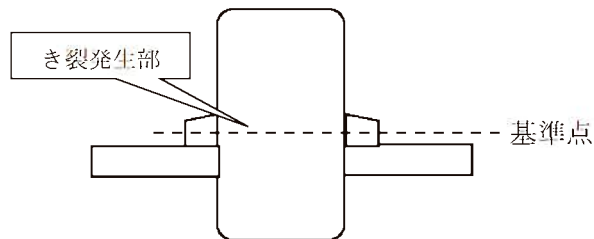


図 10-1 廃液蒸発装置蒸発器 き裂想定箇所

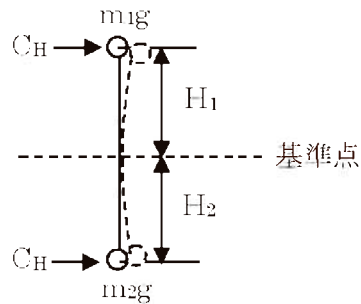


図 10-2 評価モデル

なお、き裂想定箇所は廃液蒸発装置蒸発器の地震時応力最大点としており溶接位置とは異なっているが、溶接位置においても耐震安全性評価上問題ないことを確認している。詳細を添付-1に示す。

3. 入力（荷重）条件

3.1 地震荷重

廃液蒸発装置は、耐震Bクラスであるため、設置エリアに対応する水平静的震度 0.332(G*) と、1/2Sd の水平動的震度 6.69(G) (Sd 床応答曲線のピーク値の 1/2 : 添付-2 参照) の大きい方である 3.345(G) (=C_{II}) を使用する。

※9.80665(m/s²)

3.2 地震時発生応力

地震時の発生応力算出式を以下に示す。

発生応力： $\sigma = \sigma_{\text{内圧}} + \sigma_{\text{自重}} + \sigma_{\text{地震}}$

・内圧による応力

$$\sigma_{\text{内圧}} = \frac{P \times (d_i + 1.2t)}{4 \times t}$$

・自重による応力

$$\sigma_{\text{自重}} = \frac{m_0 \times g}{\pi \times t \times (d_i + t)}$$

・地震による応力

$$\sigma_{\text{地震}} = \frac{m_1 \times g \times H_1 \times (d_i + 2t) \times C_{II}}{2I} + \frac{m_2 \times g \times H_2 \times (d_i + 2t) \times C_{II}}{2I}$$

3.3 き裂安定限界応力

日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針(JEAG 4613-1998)」3.2.3 き裂安定性評価に基づき、半周の貫通き裂を考慮した安定限界応力 P_r を算出する。算出式を以下に示す。

$$P_r = P_m + P_b'$$

<記号説明>

P_m : 内圧によって発生する膜応力 (=P×d_i / 4t)

P_b' : 曲げ応力 (=2σ_r (2sinβ - sinθ) / π)

β : {π - θ - (P_m / σ_r) π} / 2

σ_r : 流動応力 (S_y + S_u) / 2

4. 評価結果

評価結果を表 10-2 に示す。廃液蒸発装置（蒸発器胴板）に応力腐食割れを考慮しても、地震時に発生する応力がき裂安定限界応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題はない。

表 10-2 応力腐食割れに対する耐震安全性評価結果

想定き裂 き裂角度 (rad)	耐震安全性評価		
	地震時応力 (MPa)	き裂安定限界応力 (MPa)	応力比
π	13	71	0.18

以 上

廃液蒸発装置蒸発器の溶接位置における耐震安全性評価について

廃液蒸発装置蒸発器の溶接位置における評価を実施し、き裂想定箇所による評価が耐震安全上問題のないことを以下に示す。

1. 溶接位置

廃液蒸発装置蒸発器の溶接位置とき裂想定箇所を図 10-1-1 に示す。

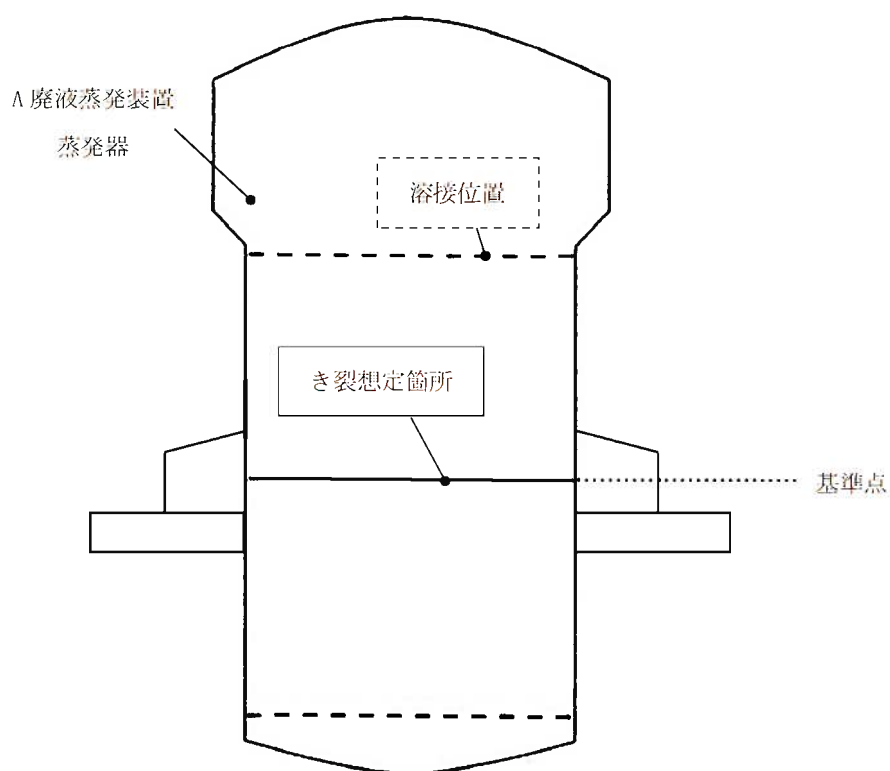


図 10-1-1 溶接位置とき裂想定箇所

2. 応力の算出

廃液蒸発装置蒸発器の溶接位置における評価は、日本機械学会「維持規格 2008 年版 JSME S NA1-2008」(添付 E-9) に基づく弾塑性破壊力学評価法により、蒸発器胴板上部の周方向溶接部での応力比(曲げ応力)を算出し実施する。

2.1 評価仕様

評価仕様を表 10-1-1 に示す。

表 10-1-1 評価仕様

項目	単位	記号	数値
板厚	mm	t	
き裂角度	rad	2θ	π
胴外径	mm	d_o	
胴内径	mm	d_i	
最高使用圧力	MPa	P	0.1
最高使用温度	°C	—	150
蒸発器上部の質点質量	kg	m_1	
設計降伏点	MPa	S_y	130
設計引張強さ	MPa	S_u	424
基準点から蒸発器 上端までの距離	mm	L_1	
基準点から上部周方向 溶接線までの距離	mm	X_1	
設計地震力	—	C_{II}	3.345
胴板材質	—	—	SUS316L
重力加速度	m/s^2	g	9.80665

2.2 許容曲げ応力

周方向溶接部での許容曲げ応力 S_c の算出式^{*1} を以下に示す。

$$S_c = 1 \times (P_b' / Z) - P_m \times (1 - 1/Z)$$

$$= \square \text{ (MPa)}$$

<記号説明>

Z : Z 係数 (GTAW (ティグ溶接) および SMAW (被覆アーク溶接) における値)
 $(= 0.2921 \log \{ (d_o) / 25 \} + 0.986)$

P_b' : 曲げ応力 (半周き裂が発生する場合) $(= 2 \sigma_r (2 \sin \beta - \sin \theta) / \pi)$

β : $\{ \pi - \theta - (P_m / \sigma_r) \pi \} / 2$

σ_r : 流動応力 $(= (S_y + S_u) / 2)$

P_m : 一次一般膜応力 $(= P \times d_o / 4t)$

*1 : 蒸発器胴板は拘束されていないので、熱膨張応力 P_0 は考慮しない。

2.3 発生曲げ応力

周方向溶接部での発生曲げ応力 σ の算出式を以下に示す。

$$\sigma = M / Z_{\text{断面}}$$

$$= \square \text{ (MPa)}$$

<記号説明>

M : 上部周方向溶接部での発生モーメント $(= p \times m_1 (L_1 - X_1)^2 / 2)$

$Z_{\text{断面}}$: 上部周方向溶接部の断面係数 $(= \pi (d_o^3 - d_i^3) / (32 \times d_o))$

p : 上部等分布加重 $(= (m_1 \times g \times C_H) / L_1)$

3. 評価結果

評価結果を表 10-1-2 に示す。胴板上部の周方向溶接部の評価の結果、発生曲げ応力は許容曲げ応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

なお、胴板上部の周方向溶接部の評価の結果、応力比は 0.09 であり、き裂想定箇所による評価の応力比 0.18 と比較しても小さいことから、き裂想定箇所による評価は安全側となる。

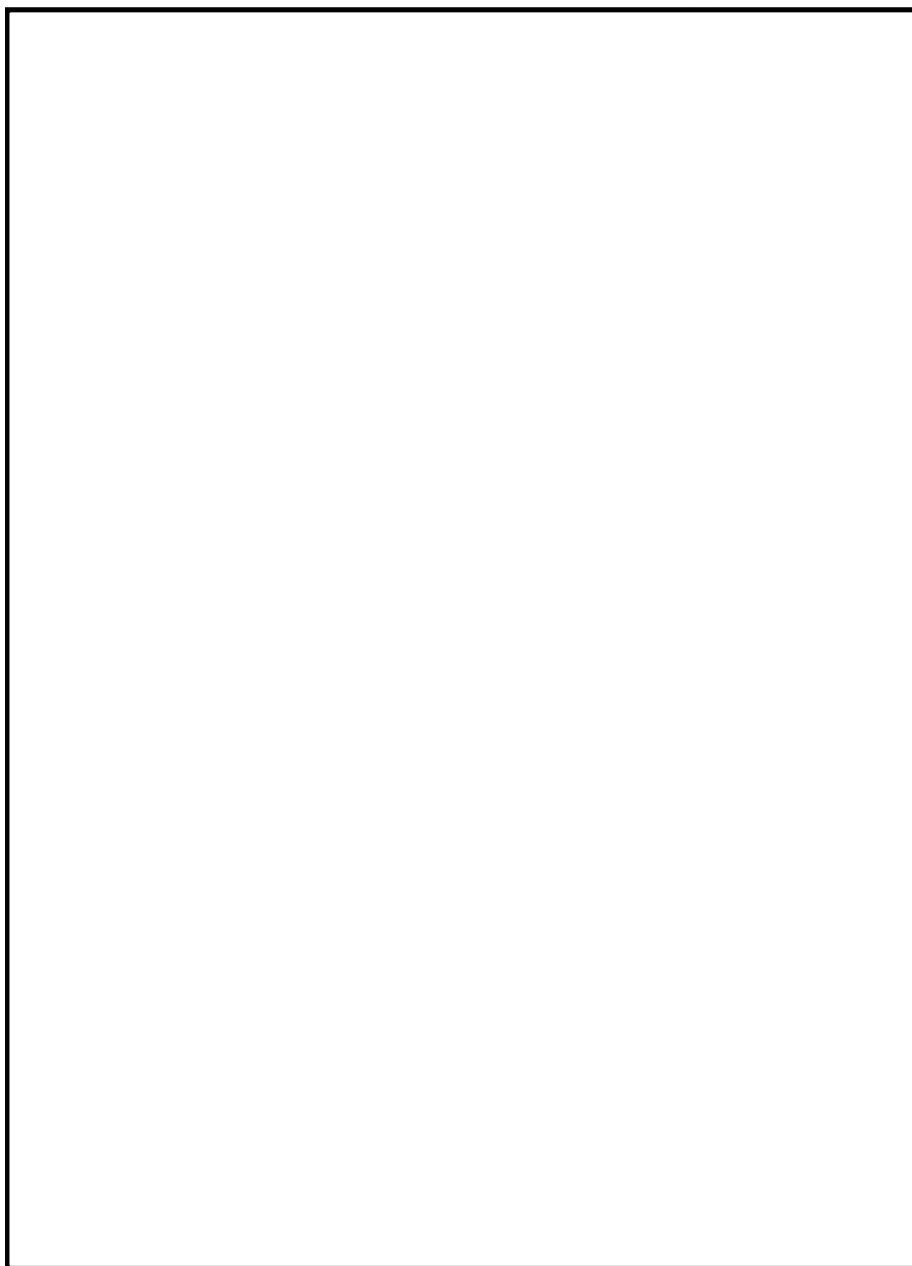
表 10-1-2 評価結果の比較

周方向溶接部の評価結果 応力比	き裂想定箇所の評価結果 応力比
0.09	0.18

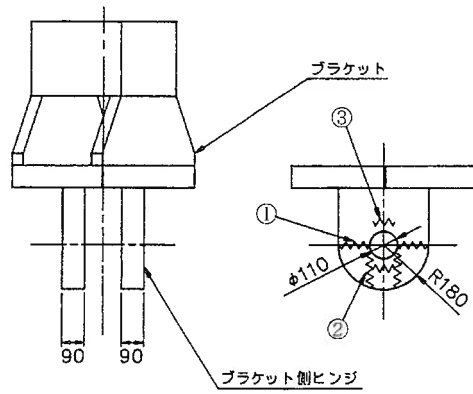
以上

廃液蒸発装置蒸発器胴板 (原子炉補助建屋 EL. -3.5m)

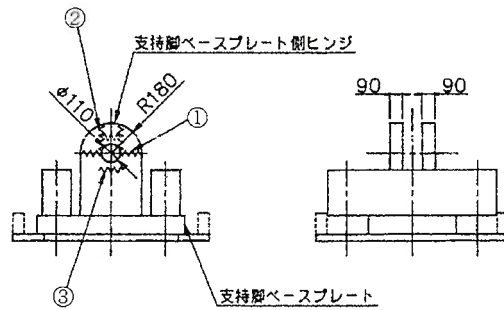
S d 地震動 水平方向床応答曲線図 (減衰 1%)



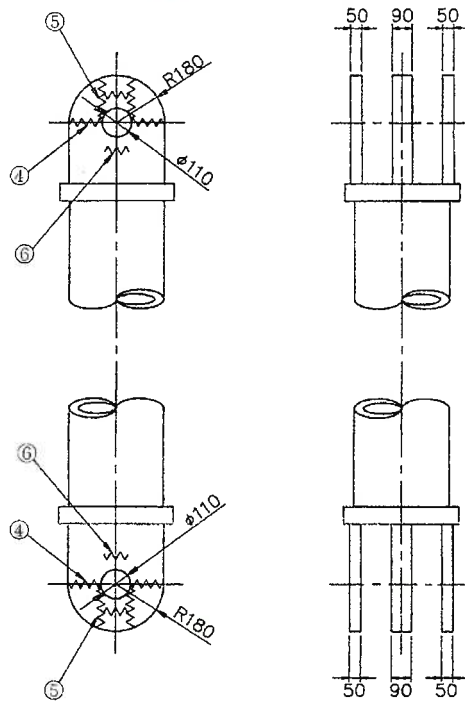
<p>タイトル</p>	<p>蒸気発生器支持脚（ヒンジ摺動部）の摩耗に対する耐震安全性評価について</p>
<p>説明</p>	<p>蒸気発生器支持脚のヒンジ摺動部の摩耗に対する評価の具体的内容について以下に示す。</p> <p>1. 評価仕様 蒸気発生器支持脚ヒンジの摩耗深さは0.04mmとする。 （摩耗深さの算定根拠は添付－1を参照）</p> <p>2. 評価モデル 蒸気発生器支持脚の概略図を図11-1に、評価対象箇所を図11-2にそれぞれ示す。</p> <div data-bbox="587 840 1225 1899" data-label="Diagram"> </div>
<p>図 11-1 蒸気発生器支持脚概略図</p>	



(a) ブラケット側ヒンジ



(b) 支持脚ベースプレート側ヒンジ



(c) サポートパイプ側ヒンジ

(単位 : mm)

図 11-2 評価対象箇所

3. 入力（荷重）条件

蒸気発生器支持脚に作用する一次応力および一次＋二次応力評価用荷重を以下に示す。

(1) 一次応力評価用荷重

引張荷重 N=2,079 (kN)

圧縮荷重 N=4,420 (kN)

(2) 一次＋二次応力評価用荷重

引張荷重 N=3,128 (kN)

圧縮荷重 N=5,021 (kN)

4. 許容応力

各部材の許容応力を表 11-1 に示す。

表 11-1 各部材の許容応力

機器	部位	材料	温度 (°C)	許容応力 (MPa)		
				1.5f _t [*]	1.5f _s [*]	1.5f _p [*]
蒸気 発生器	ブラケット側 ヒンジ	SM490B	90	312	180	426
	支持脚 ベースプレート側 ヒンジ		50	336	193	457
	サポートパイプ側 ヒンジ		70	322	186	439

f_t^{*}、f_s^{*}、f_p^{*} は、供用状態IV₀S に対する許容応力算定に用いる引張、せん断、
支圧応力

5. 評価部面積

評価部面積を以下に示す。番号については図 11-2 を参照のこと。

①部 断面積

$$A_{s1} = \{180 \times 2 - (110 + 0.04 \times 2)\} \times 90 \times 2$$

$$= 44,900 (\text{mm}^2)$$

②部 せん断に対する断面積

$$A_{s2} = \sqrt{180^2 - \left\{ \frac{(110 + 0.04 \times 2)}{2} \right\}^2} \times 2 \times 90 \times 2$$

$$= 61,600 (\text{mm}^2)$$

③部 支圧面積

$$A_{p3} = 110 \times 90 \times 2 = 19,800 \text{ (mm}^2\text{)}$$

④部 断面積

$$A_{t4} = \{180 \times 2 - (110 + 0.04 \times 2)\} \times (90 + 50 \times 2) \\ = 47,400 \text{ (mm}^2\text{)}$$

⑤部 せん断に対する断面積

$$A_{s5} = \sqrt{180^2 - \left\{ \frac{(110 + 0.04 \times 2)}{2} \right\}^2} \times 2 \times (90 + 50 \times 2) \\ = 65,100 \text{ (mm}^2\text{)}$$

⑥部 支圧面積

$$A_{p6} = 110 \times (90 + 50 \times 2) = 20,900 \text{ (mm}^2\text{)}$$

6. 発生応力および応力比の算出

①部 引張応力

$$\sigma_{t1} = \frac{N}{A_{t1}}$$

一次応力評価用荷重 $N=2,079 \text{ (kN)}$ より

$$\sigma_{t1} = 47 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $47/312=0.15$

②部 せん断応力

$$\tau_2 = \frac{N}{A_{s2}}$$

一次応力評価用荷重 $N=2,079 \text{ (kN)}$ より

$$\tau_2 = 34 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $34/180=0.19$

③部 支圧応力

$$\sigma_{p3} = \frac{N}{A_{p3}}$$

一次応力評価用荷重 $N=4,420$ (kN) より

$$\sigma_{p3} = 224 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $224/426=0.53$

また、一次+二次応力評価用荷重 $N=5,021$ (kN) より

$$\sigma_{p3} = 254 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $254/426=0.60$

④部 引張応力

$$\sigma_{t4} = \frac{N}{A_{t4}}$$

一次応力評価用荷重 $N=2,079$ (kN) より

$$\sigma_{t4} = 44 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $44/322=0.14$

⑤部 せん断応力

$$\tau_5 = \frac{N}{A_{s5}}$$

一次応力評価用荷重 $N=2,079$ (kN) より

$$\tau_5 = 32 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $32/186=0.17$

⑥部 支圧応力

$$\sigma_{p6} = \frac{N}{A_{p6}}$$

一次応力評価用荷重 $N=4,420$ (kN) より

$$\sigma_{p6} = 212 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $212/439=0.48$

また、一次+二次応力評価用荷重 $N=5,021$ (kN) より

$$\sigma_{p6} = 241 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は $241/439=0.55$

7. 評価結果

最大の応力比を示した部位（一次応力は②部、一次＋二次応力は③部）の評価結果を表 11-2 に示す。地震時に発生する応力は許容応力を下回っていることから耐震安全性評価上問題ない。

表 11-2 評価結果

評価対象	耐震 重要度	許容 応力 状態	地震動	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)		応力比 ^{*1}	
				一次 ^{*2}	一次 +二次 ^{*3}	一次	一次 +二次	一次	一次 +二次
蒸気発生器 支持脚	S	IV,S	S _s	34	254	180	426	0.19	0.60

*1：応力比＝発生応力/許容応力

*2：③および⑥部（支圧応力）は摩耗による影響がないため、一次応力による評価は③部および⑥部を除いて応力比が最も厳しい②部を代表としている。

*3：一次＋二次応力による評価は③および⑥部（支圧部）のみであるため摩耗による影響はないが、応力比が最も厳しい③部を代表としている。

8. 水平 2 方向評価

水平 2 方向を考慮後の評価結果を表 11-3 に示す。地震時に発生する応力は許容応力を下回っていることから、耐震安全性評価上問題ない。

表 11-3 水平 2 方向を考慮した評価結果

評価対象	耐震 重要度	許容 応力 状態	地震動	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)		応力比 ^{*1}	
				一次 ^{*2}	一次 +二次 ^{*3}	一次	一次 +二次	一次	一次 +二次
蒸気発生器 支持脚	S	IV,S	S _s	49	360	180	426	0.27	0.85

*1：応力比＝発生応力/許容応力

*2：発生応力は水平 1 方向の発生応力（表 11-2）に $\sqrt{2}$ 倍した値

*3：③および⑥部（支圧応力）は摩耗による影響がないため、一次応力による評価は③部および⑥部を除いて応力比が最も厳しい②部を代表としている。

*4：一次＋二次応力による評価は③および⑥部（支圧部）のみであるため摩耗による影響はないが、応力比が最も厳しい③部を代表としている。

9. 工事計画認可申請における評価との比較について

工事計画認可申請における水平 2 方向を考慮した評価結果として、蒸気発生器支持脚の支圧応力（一次＋二次応力）の発生応力および許容値の記載があるので表 11-4 で比較する。

表 11-4 蒸気発生器支持脚の支圧応力（一次+二次応力）の評価結果の比較

耐震 重要度	許容 応力 状態	地震動	水平方向 の考慮	発生応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				高経年化 技術評価	工事計画 認可	高経年化 技術評価	工事計画 認可
S	IV _A S	S _s	1方向	254	254	426	387
			2方向	360	313	426	387

(1) 発生応力（水平2方向考慮）の高経年化技術評価と工事計画認可の差について

工事計画認可では、水平2方向を考慮した評価に用いる荷重を、保守的に「X方向+Z方向の発生荷重」と「Y方向+Z方向の発生荷重」をSRSSして算出しているが、高経年化技術評価では水平2方向の発生応力を「(水平1方向の発生応力) × √2」で算出しているため発生応力が異なる。

(2) 許容応力の高経年化技術評価と工事計画認可の差について

工事計画認可では、SA状態の温度185℃を考慮して算出しているが、高経年化技術評価では、通常温度90℃で算出しているため許容応力が異なる。

なお、SA状態の温度を考慮した場合の、ヒンジ摺動部の摩耗に対する影響評価結果を、表11-5（水平1方向考慮）および、表11-6（水平2方向考慮）に示す。

表 11-5 SA状態温度を考慮した場合のヒンジ摺動部の摩耗に対する影響評価結果
(水平1方向考慮)

評価対象	耐震 重要 度	許容 応力 状態	地震動	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)		応力比*	
				一次**	一次 +二次**	一次	一次 +二次	一次	一次 +二次
蒸気発生器 支持脚	S	IV _A S	S _s	34	254	163 (163)	387 (387)	0.21 (0.21)	0.66 (0.66)

()内数値：高経年化技術評価

*1：応力比＝発生応力/許容応力

*2：③および⑥部（支圧応力）は摩耗による影響がないため、一次応力による評価は③部および⑥部を除いて応力比が最も厳しい②部を代表としている。

*3：一次+二次応力による評価は③および⑥部（支圧部）のみであるため摩耗による影響はないが、応力比が最も厳しい③部を代表としている。

表 11-6 SA 状態温度を考慮した場合のヒンジ摺動部の摩耗に対する影響評価結果
(水平 2 方向考慮)

評価対象	耐震 重要 度	許容 応力 状態	地震 動	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)		応力比*1	
				一次*2	一次 +二次*3	一次	一次 +二次	一次	一次 +二次
蒸気発生器 支持脚	S	IV _A S	S _S	— (49)	313 (360)	— (163)	387 (387)	— (0.30)	0.81 (0.93)

()内数値：高経年化技術評価

*1：応力比＝発生応力/許容応力

*2：③および⑥部（支圧応力）は摩耗による影響がないため、一次応力による評価は③部および⑥部を除いて応力比が最も厳しい②部を代表としている。

*3：一次+二次応力による評価は③および⑥部（支圧部）のみであるため摩耗による影響はないが、応力比が最も厳しい③部を代表としている。

以 上

蒸気発生器支持脚（ヒンジ摺動部）の摩耗深さの算定根拠

蒸気発生器の自重を支えている支持脚のヒンジ摺動部について、運転開始後 60 年時点における推定摩耗量を評価した。

摩耗量については、現在定量的に評価する理論が確立されていないが、ここではホルム (Holm) の理論式（機械工学便覧（日本機械学会編））により、概略の摩耗量の推定を行った。

ホルムの式： $W=K \cdot S \cdot P / P_m$

W：摩耗量(m³)

K：摩耗係数(-) (7×10^{-3})

S：すべり距離(m)

P：荷重(N)

P_m：硬さ(N/m²) ($18.6 \times 10^7 \times g$ (N/m²))

g：重力加速度(m/s²) (9.80665 (m/s²))

また、摩耗深さ： $H=W/A$

H：摩耗深さ(m)

A：接触面積(m²)

なお、評価にあたっては、通常運転時における評価対象サポートに加わる荷重（約 190×g kN）を算出した。

すべり距離（約 0.27m）については計算により求めた熱移動量を基に運転状態 I および運転状態 II の過渡条件とその回数から算出した。

摩耗係数および硬さについては J. F. Archard & W. Hirst, Proc. Roy. Soc., 236, A, (1956), 397 より使用温度での硬さの変化を考慮しても安全側の評価となるよう、実機より柔らかい材料である軟鋼－軟鋼のデータを引用した。

上記式より、運転開始後 60 年時点の推定摩耗量と、蒸気発生器支持脚の接触面積から、運転開始後 60 年時点の推定摩耗深さを求める。表 11-1-1 に各数値を示す。

表 11-1-1 評価対象部位の各数値

部位	推定摩耗量 W ($\times 10^{-6}$ (m ³))	接触面積 A ($\times 10^{-1}$ (m ²))	運転開始後 60 年時点の 推定摩耗深さ H ($\times 10^{-3}$ (m))
蒸気発生器支持脚 (ヒンジ摺動部)	2.0	639	0.04

タイトル	主蒸気系統配管他の内面からの腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価について										
説明	<p>1. 評価対象ラインの抽出について</p> <p>玄海原子力発電所3号炉の高経年化技術評価における「母管の内面からの腐食（流れ加速型腐食）」に対する耐震安全性評価は、日本機械学会「加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NG1-2006）」（以下「技術規格」という。）等を反映した社内規程「2次系配管肉厚の管理指針」を基に、評価対象ラインを選定し、耐震安全性評価を実施している。</p> <p>なお、耐震重要度が高く、配管の腐食（流れ加速型腐食）による配管減肉を考慮した耐震安全性評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大となる主蒸気系統の炭素鋼配管を代表とし、以下に評価の詳細を示す。また、主蒸気系統以外の系統の配管（主給水系統、第3抽気系統、第4抽気系統、第5抽気系統、第6抽気系統、低温再熱蒸気系統、2次系復水系統、2次系ドレン系統、タービンランド蒸気系統、補助蒸気系統、蒸気発生器ブローダウン系統）の評価を添付-3、4、5、6に示す。</p> <p>2. 評価仕様</p> <p>主蒸気系統配管の評価仕様を表12-1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表12-1 評価仕様</p> <table border="1" data-bbox="448 1422 1326 1700"> <thead> <tr> <th>評価対象配管</th> <th>ライン数</th> <th>種別</th> <th>技術規格との対応[※]</th> <th>減肉条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気系統配管</td> <td>16</td> <td>FAC</td> <td>なし (知見拡充箇所)</td> <td>必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉) または 運転開始後60年時点の 想定減肉 (周軸方向一様減肉)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※（ ）内の記載は社内規程「2次系配管肉厚の管理指針」に基づく管理区分を示す。</p> <p>3. 解析モデル</p> <p>(1) 解析手法</p> <p>はりモデル解析、FEM解析</p>	評価対象配管	ライン数	種別	技術規格との対応 [※]	減肉条件	主蒸気系統配管	16	FAC	なし (知見拡充箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉) または 運転開始後60年時点の 想定減肉 (周軸方向一様減肉)
評価対象配管	ライン数	種別	技術規格との対応 [※]	減肉条件							
主蒸気系統配管	16	FAC	なし (知見拡充箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉) または 運転開始後60年時点の 想定減肉 (周軸方向一様減肉)							

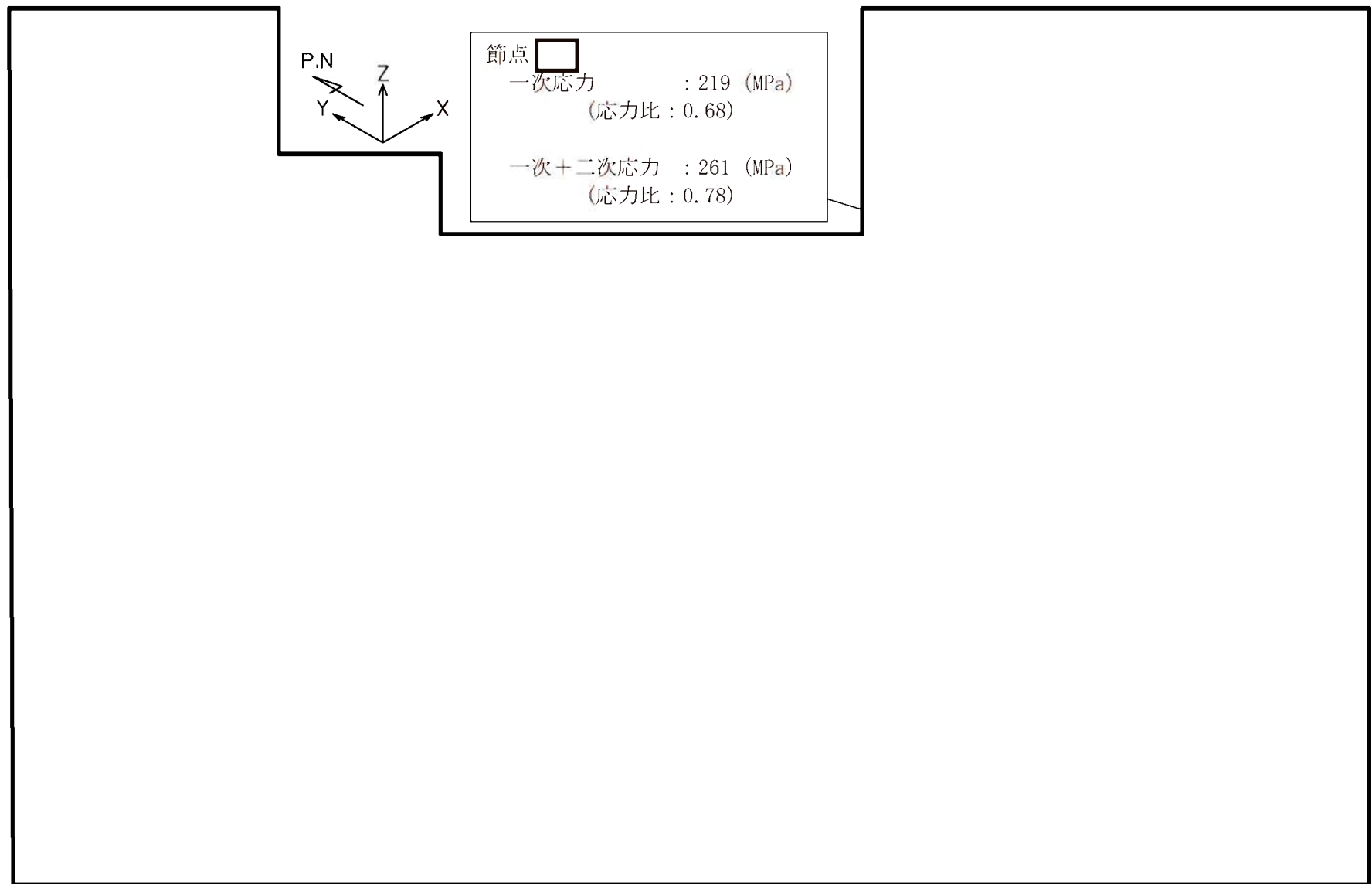
(2) 解析モデル図

評価対象ラインのうち、高経年化技術評価書に代表で記載した応力比の厳しい箇所を含む範囲の解析モデル図を添付－1に示す。

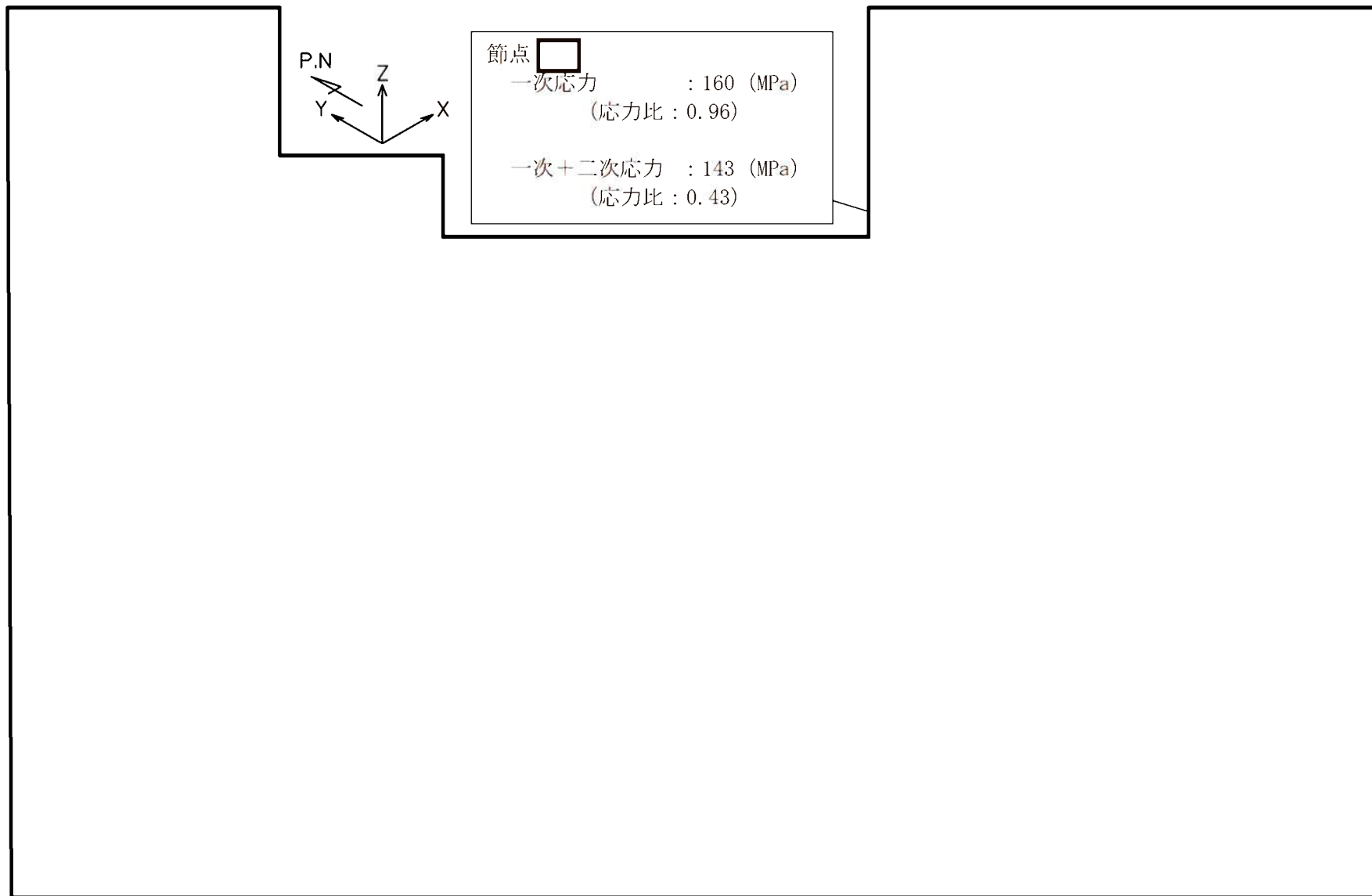
4. 評価結果

評価結果を添付－2に示す。

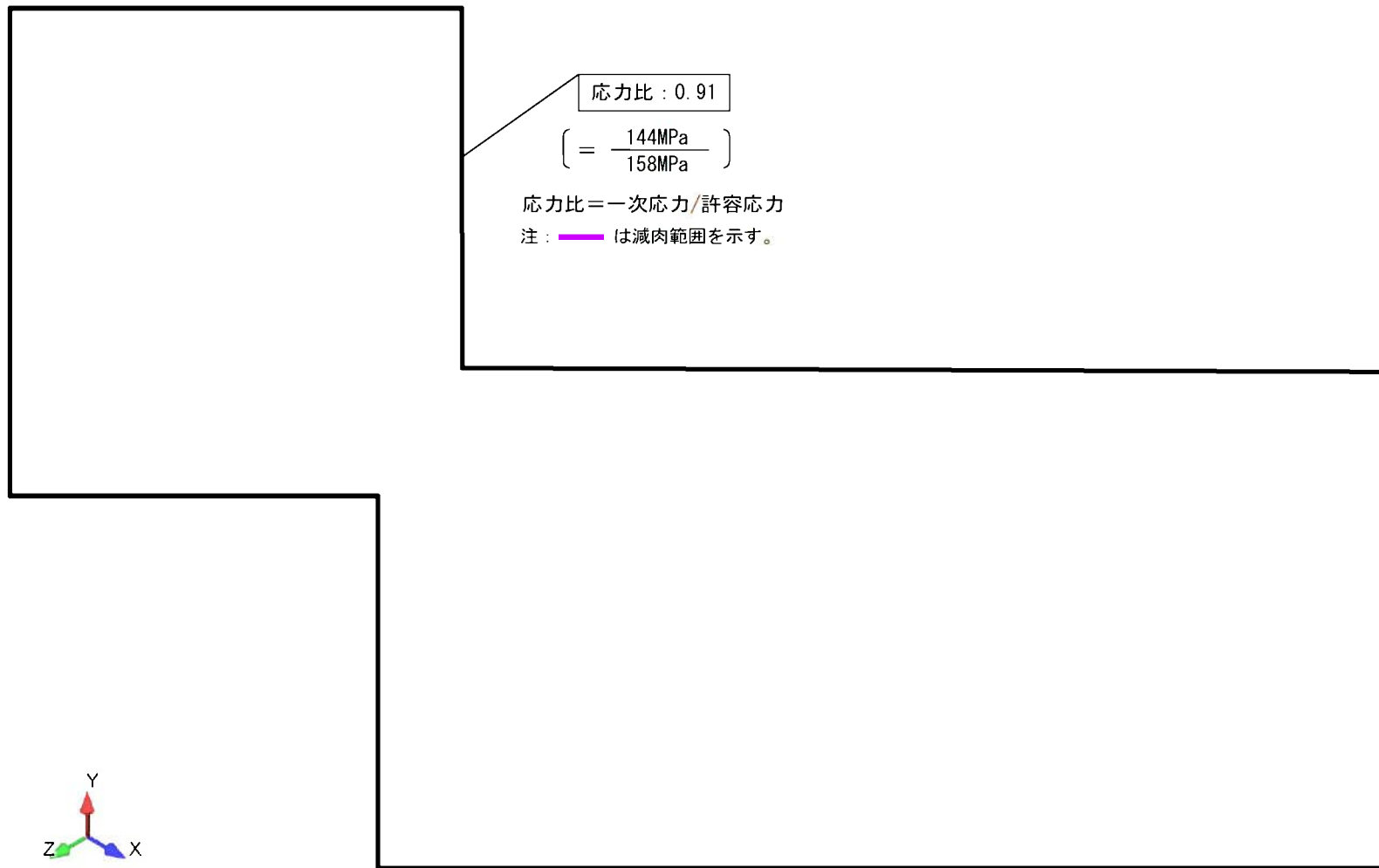
以 上



主蒸気系統配管 A-主蒸気配管 (CV外) 【S s 地震】



主蒸気系統配管 A-主蒸気配管 (CV外) 【S d 地震】



主蒸気系統配管 (Cクラス) 主給水ポンプタービン低圧駆動蒸気管 (A)

玄海原子力発電所3号炉 主蒸気系統配管の内面からの腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果一覧

系統分類	代表機器名称	耐震重要度	応力種別	全箇所必要最小肉厚条件モデル						60年後減肉条件モデル			
				はりモデル評価			FEM評価			はりモデル評価			
				発生応力 / 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	発生応力 / 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	発生応力 / 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	
主蒸気系統	A-主蒸気配管 (CV内)	S	Ss	一次	147/323	0.46	○	—			—		
			Sd	一次+二次	166/333	0.50	○	—			—		
		S	Ss	一次	107/166	0.64	○	—			—		
			Sd	一次+二次	86/333	0.26	○	—			—		
	B-主蒸気配管 (CV内)	S	Ss	一次	150/323	0.46	○	—			—		
			Sd	一次+二次	172/333	0.52	○	—			—		
		S	Ss	一次	108/166	0.65	○	—			—		
			Sd	一次+二次	87/333	0.26	○	—			—		
	C-主蒸気配管 (CV内)	S	Ss	一次	152/323	0.47	○	—			—		
			Sd	一次+二次	185/333	0.56	○	—			—		
		S	Ss	一次	106/166	0.64	○	—			—		
			Sd	一次+二次	90/333	0.27	○	—			—		
	D-主蒸気配管 (CV内)	S	Ss	一次	155/323	0.48	○	—			—		
			Sd	一次+二次	191/333	0.57	○	—			—		
		S	Ss	一次	108/166	0.65	○	—			—		
			Sd	一次+二次	91/333	0.27	○	—			—		
	A-主蒸気配管 (CV外)	S ^{※2}	Ss	一次	219/323	0.68	○	—			—		
			Sd	一次+二次	261/333	0.78	○	—			—		
		S ^{※2}	Ss	一次	160/166	0.96	○	—			—		
			Sd	一次+二次	143/333	0.43	○	—			—		
	B-主蒸気配管 (CV外)	S ^{※2}	Ss	一次	219/323	0.68	○	—			—		
			Sd	一次+二次	261/333	0.78	○	—			—		
		S ^{※2}	Ss	一次	160/166	0.96	○	—			—		
			Sd	一次+二次	142/333	0.43	○	—			—		
	C-主蒸気配管 (CV外)	S ^{※2}	Ss	一次	203/323	0.63	○	—			—		
			Sd	一次+二次	244/314	0.78	○	—			—		
		S ^{※2}	Ss	一次	140/157	0.89	○	—			—		
			Sd	一次+二次	122/314	0.39	○	—			—		
D-主蒸気配管 (CV外)	S ^{※2}	Ss	一次	202/323	0.63	○	—			—			
		Sd	一次+二次	240/314	0.76	○	—			—			
	S ^{※2}	Ss	一次	139/157	0.89	○	—			—			
		Sd	一次+二次	119/314	0.38	○	—			—			
T/B 主蒸気配管	C	一次	118/166	0.71	○	—			—				
湿分離加熱器第2段加熱蒸気管	C	一次	149/158	0.94	○	—			—				
湿分離加熱器逃し弁母管(A)	C	一次	121/167	0.72	○	—			—				
湿分離加熱器逃し弁母管(B)	C	一次	178/167	1.07	×	82/167	0.49	○	—				
主給水ポンプタービン低圧駆動蒸気管(A)	C	一次	250/158	1.58	×	—			144/158	0.91	○		
主給水ポンプタービン低圧駆動蒸気管(B)	C	一次	185/158	1.17	×	132/158	0.84	○	—				
タービンハイス管	C	一次	112/167	0.67	○	—			—				
脱気器加熱蒸気管	C	一次	94/158	0.59	○	—			—				

※1 発生応力及び許容応力の単位はMPa

※2 Cクラス範囲については、保守的にSクラスと同等の評価を行っている

 評価書に記載した評価結果

主蒸気系統配管以外の内面からの腐食（流れ加速型腐食）
に対する耐震安全性評価について

1. 評価仕様

主蒸気系統配管以外の評価仕様を表12-3-1に示す。

表12-3-1 評価仕様

評価対象配管	ライン数	種別	技術規格との対応 ^{※1}	減肉条件
主給水系統配管	18	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
第3抽気系統配管	1	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
第4抽気系統配管	1	FAC	あり (主要箇所)	運転開始後60年時点の 想定減肉 (周軸方向一様減肉)
第5抽気系統配管	1	FAC	あり (主要箇所)	運転開始後60年時点の 想定減肉 (周軸方向一様減肉)
第6抽気系統配管	1	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
低温再熱蒸気系統配管	1	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
2次系復水系統配管	12	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
2次系ドレン系統配管	36	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉) または 運転開始後60年時点の 想定減肉 (周軸方向一様減肉)
タービンランド蒸気 系統配管	1	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
補助蒸気系統配管	8 ^{※2}	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉) または 運転開始後60年時点の 想定減肉 (周軸方向一様減肉)
蒸気発生器ブローダウ ン系統配管	4	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)

※1 () 内の記載は社内規程「2次系配管肉厚の管理指針」に基づく管理区分を示す。

※2 一次系補助蒸気配管は定ピッチスパンモデルによる評価を行っているため除く

2. 解析モデル

（1）解析手法

はりモデル解析、FEM解析

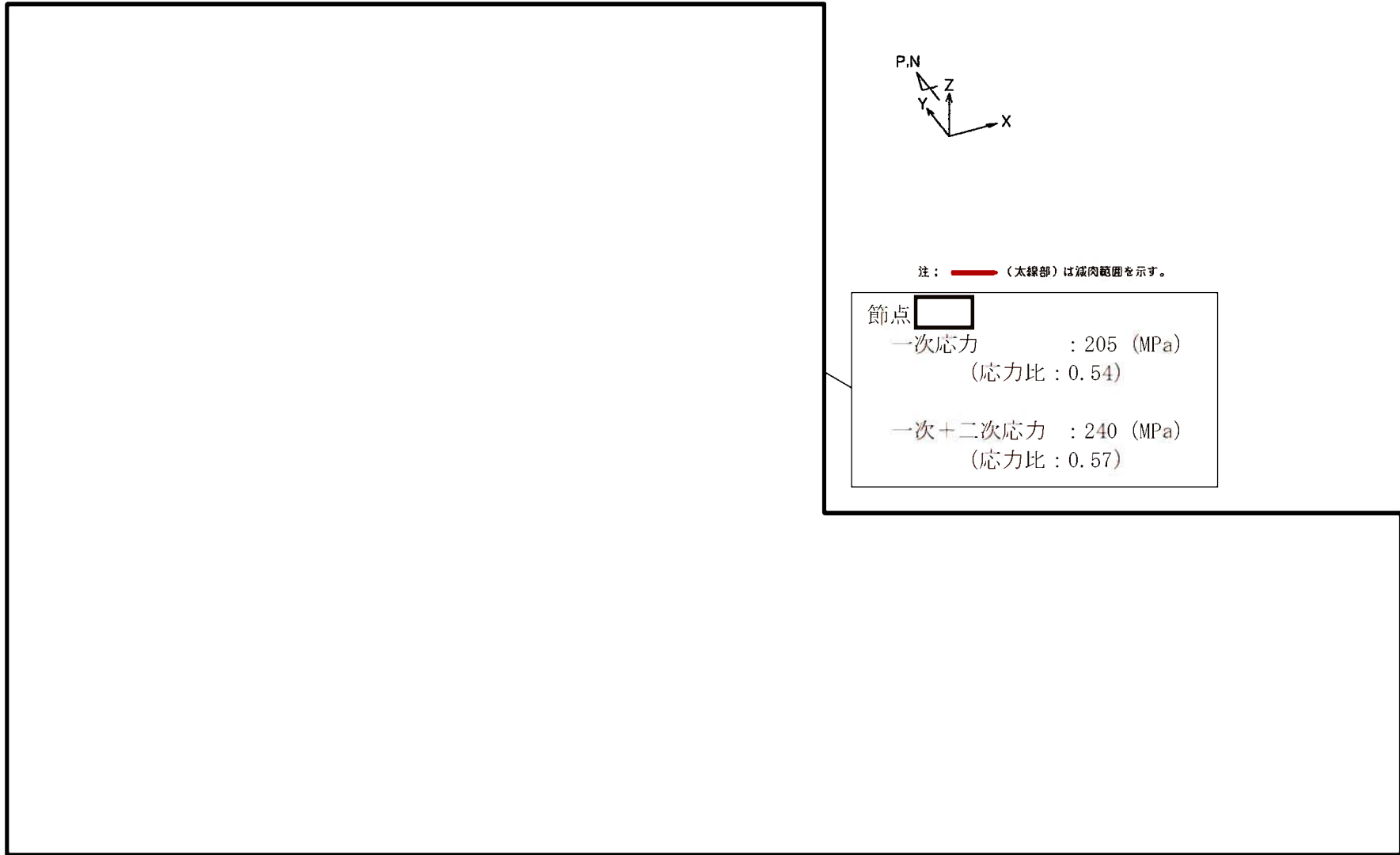
（2）解析モデル図

評価対象ラインのうち、高経年化技術評価書に代表で記載した応力比の厳しい箇所を含む範囲の解析モデル図を次頁以降に示す。

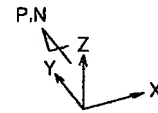
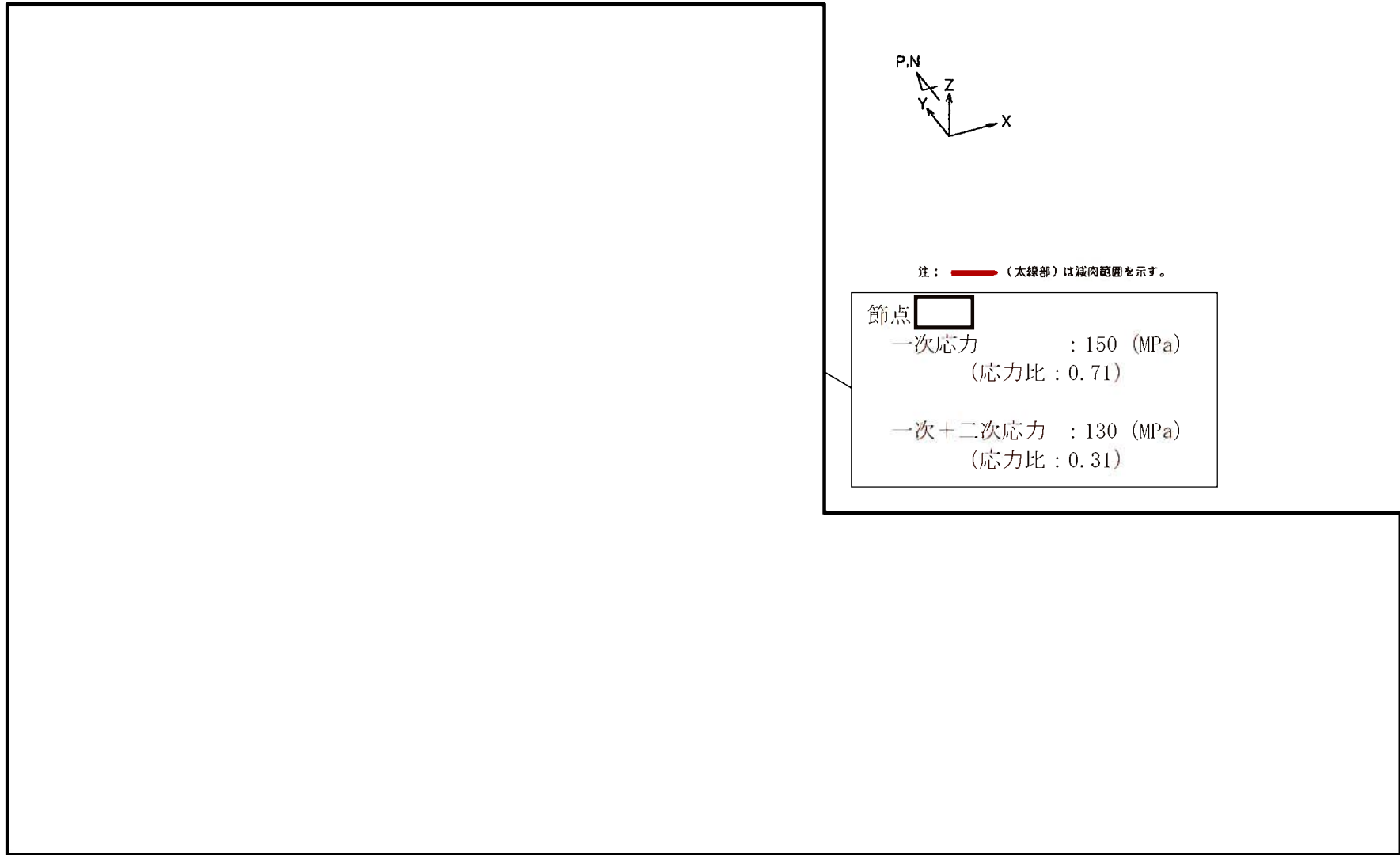
また、FEM解析を行ったラインの、2次系ドレン系統配管の高圧第7給水加熱器ドレン管(B)における、FEM解析について添付－4に示し、定ピッチスパンモデルを使用した、補助蒸気系統（一次系補助蒸気配管）の評価条件について添付－5に示す。

3. 評価結果


評価結果を添付－6に示す。



主給水系統配管 B-主給水配管 (CV内) 【S s 地震】



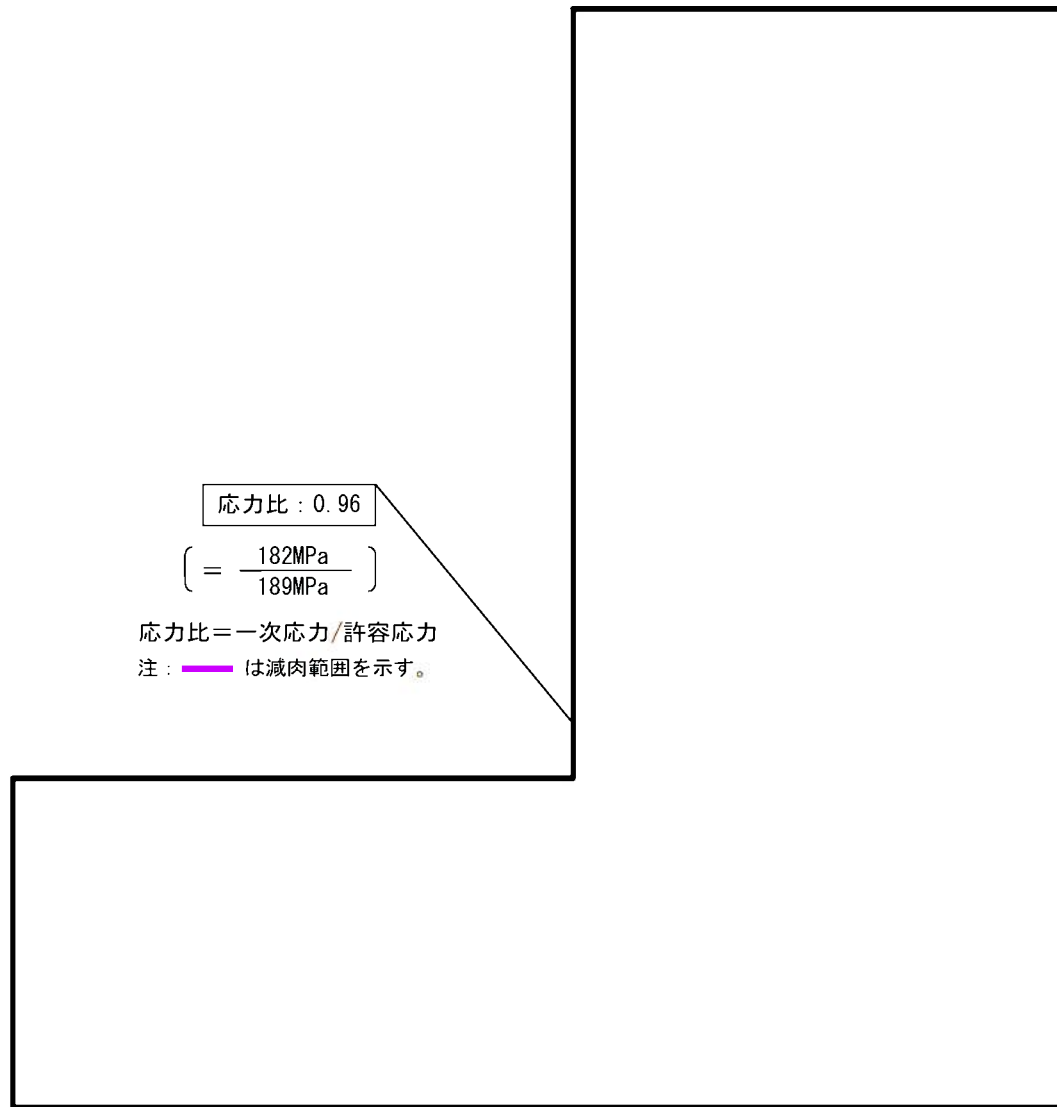
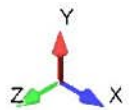
注：  (太線部) は減肉範囲を示す。

節点 

一次応力 : 150 (MPa)
(応力比 : 0.71)

一次+二次応力 : 130 (MPa)
(応力比 : 0.31)

主給水系統配管 B-主給水配管 (CV内) 【S d 地震】



応力比 : 0.96

$$\left(= \frac{182\text{MPa}}{189\text{MPa}} \right)$$

応力比=一次応力/許容応力


注 : 〇 は減肉範囲を示す。

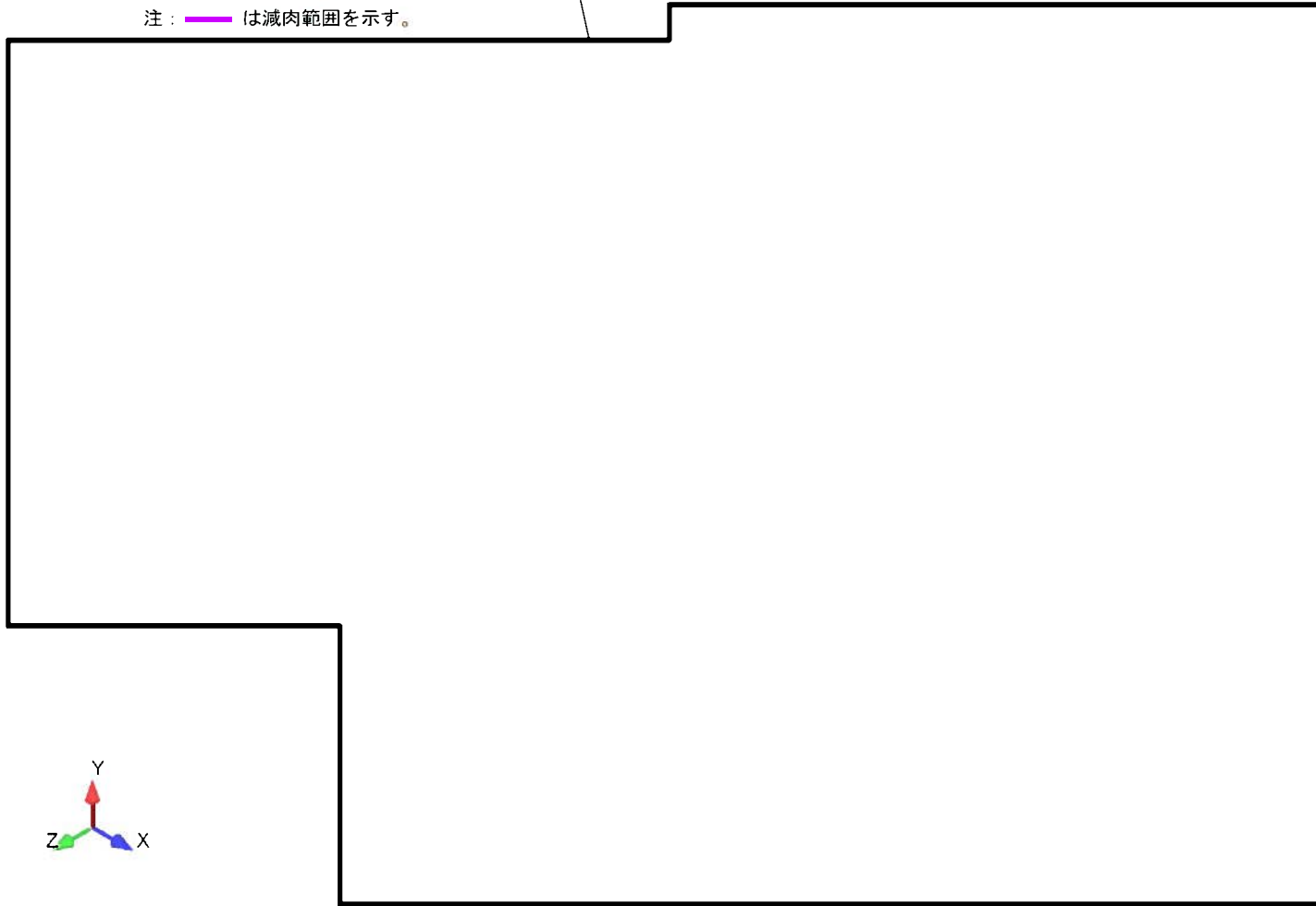
主給水系統配管 (Cクラス) 主給水ブースタポンプ吸込管 (タービン動-B)

応力比 : 0.93

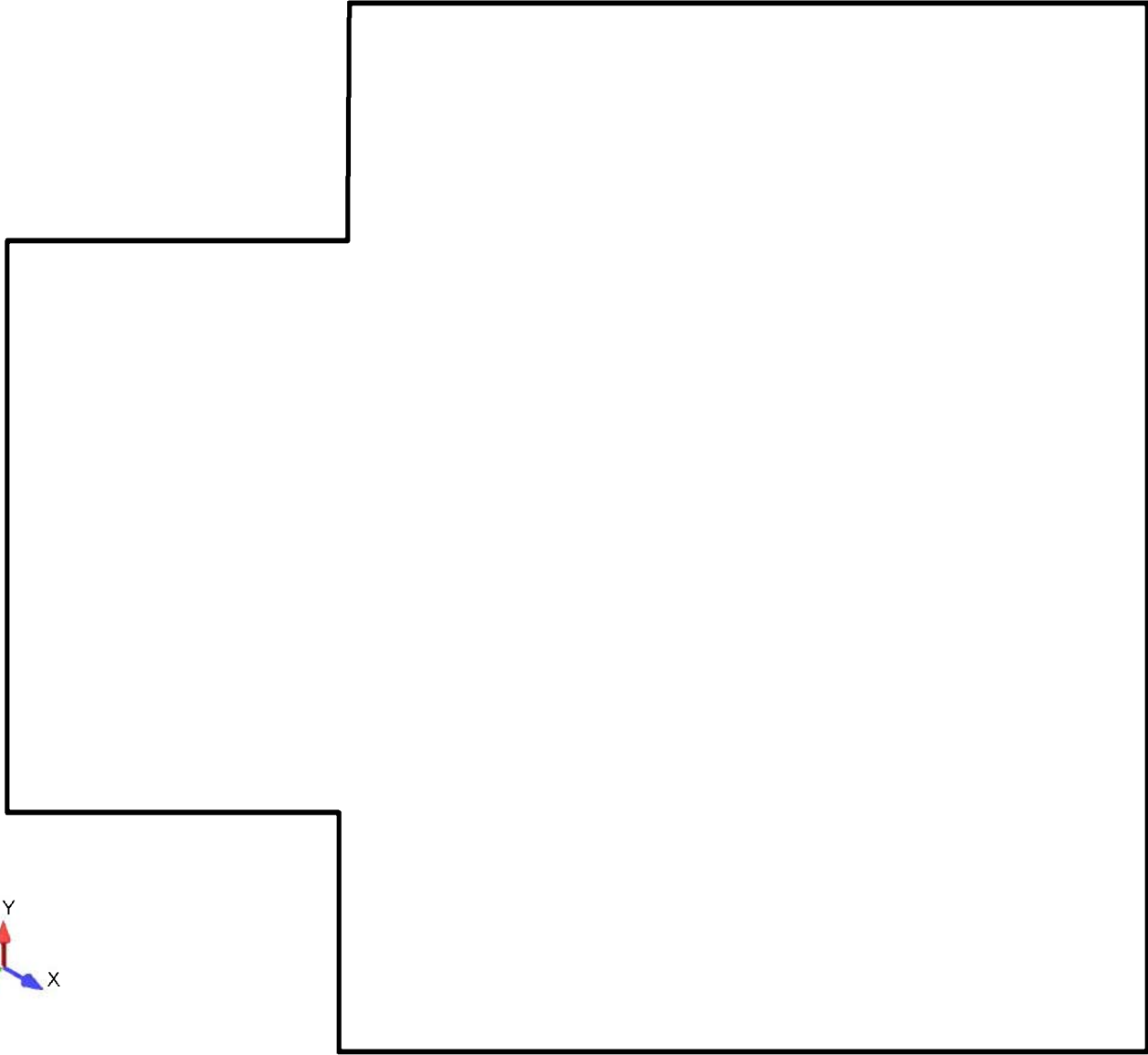
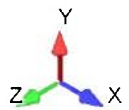
$$\left(= \frac{200\text{MPa}}{216\text{MPa}} \right)$$

応力比 = 一次応力 / 許容応力

注 :  は減肉範囲を示す。




第3抽気系統配管 第3抽気管



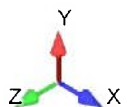
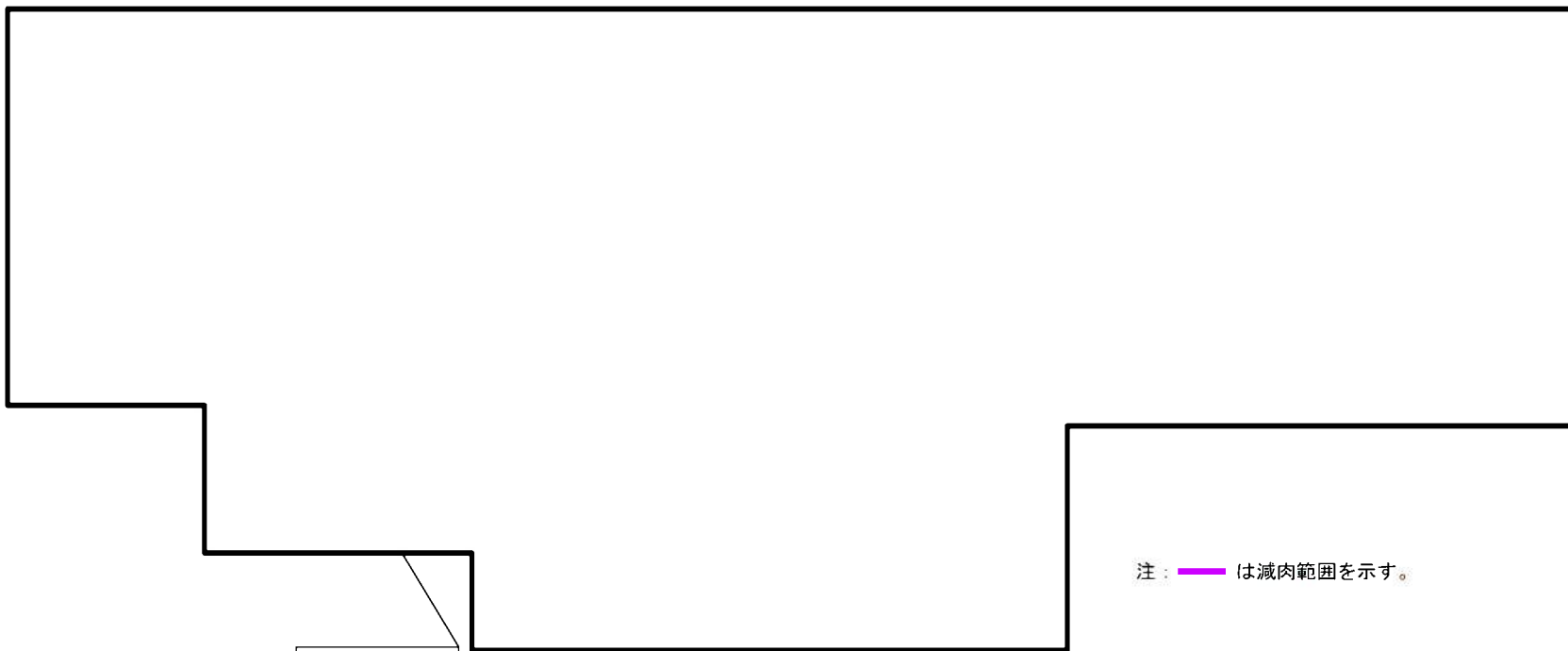
応力比 : 0.76

$$\left[= \frac{151\text{MPa}}{198\text{MPa}} \right]$$

応力比=一次応力/許容応力

注 :  は減肉範囲を示す。

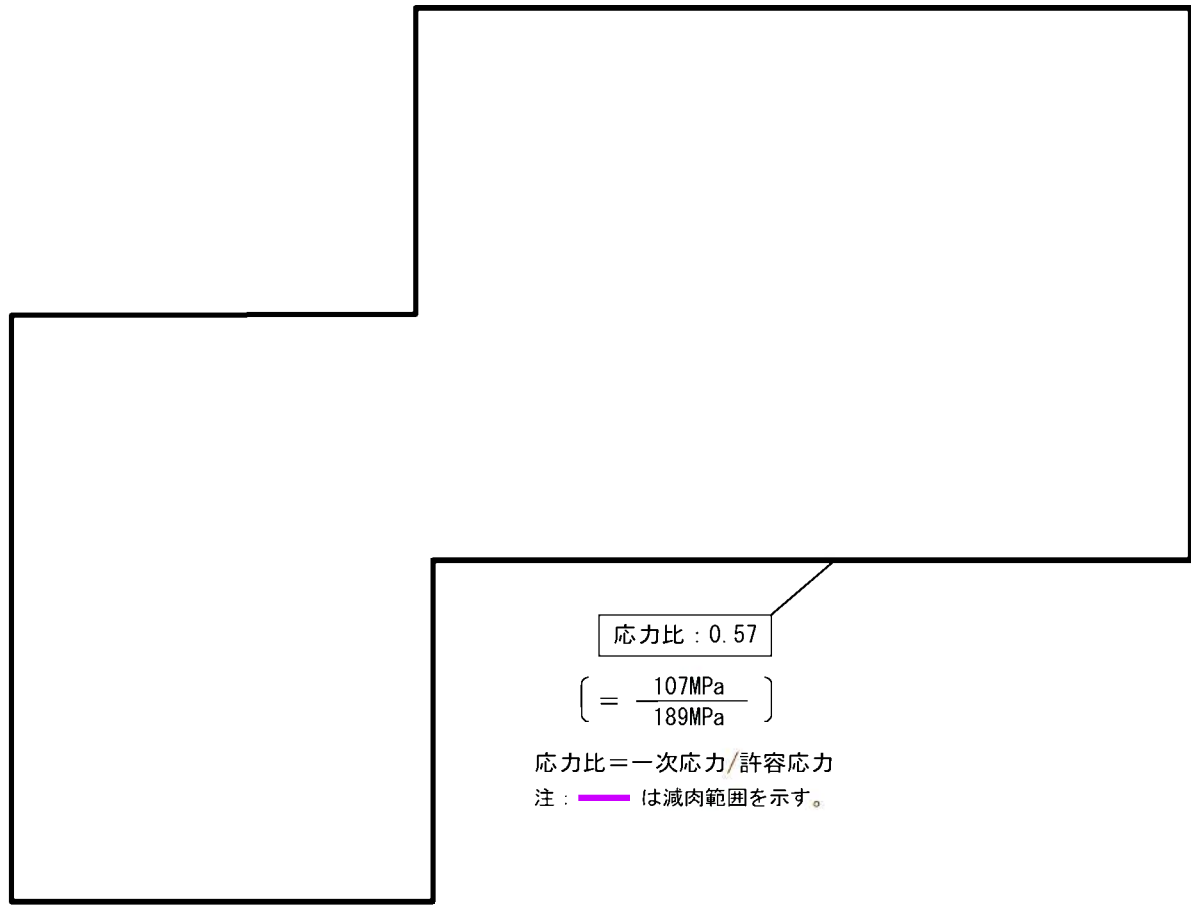
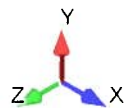
第4 抽気系統配管 第4 抽気管



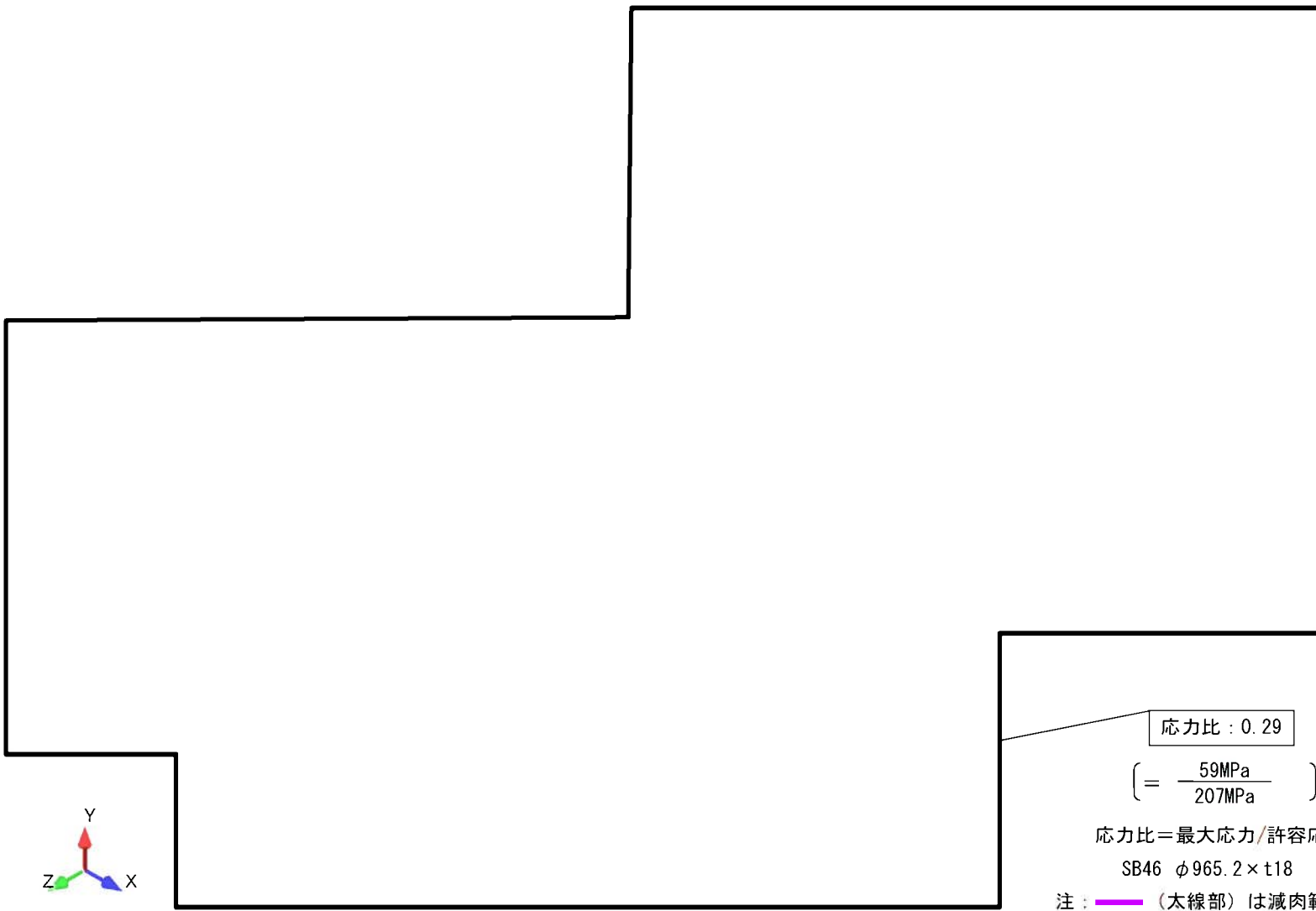
応力比 : 0.94
 $\left(= \frac{164\text{MPa}}{175\text{MPa}} \right)$
応力比=一次応力/許容応力

注 : 〇 は減肉範囲を示す。

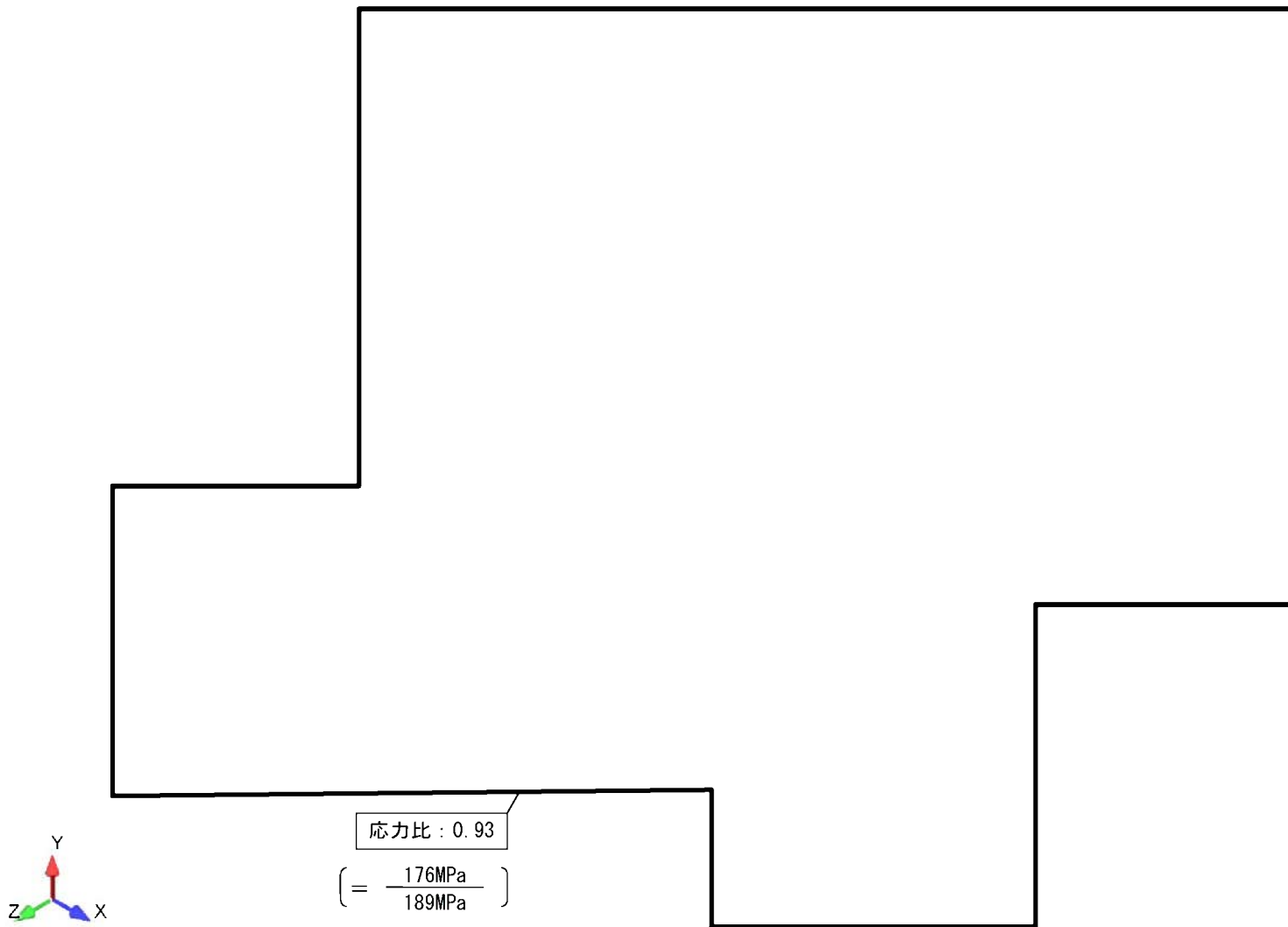
第5 抽気系統配管 第5 抽気管



第6 抽気系統配管 脱気器連絡蒸気管

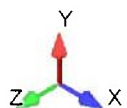


低温再熱蒸気系統配管 低温再熱蒸気管



応力比 : 0.93
(= $\frac{176\text{MPa}}{189\text{MPa}}$)
応力比 = 一次応力 / 許容応力
注 : 〇 は減肉範囲を示す。

2次系復水系統配管 第5低圧給水加熱器～脱気器



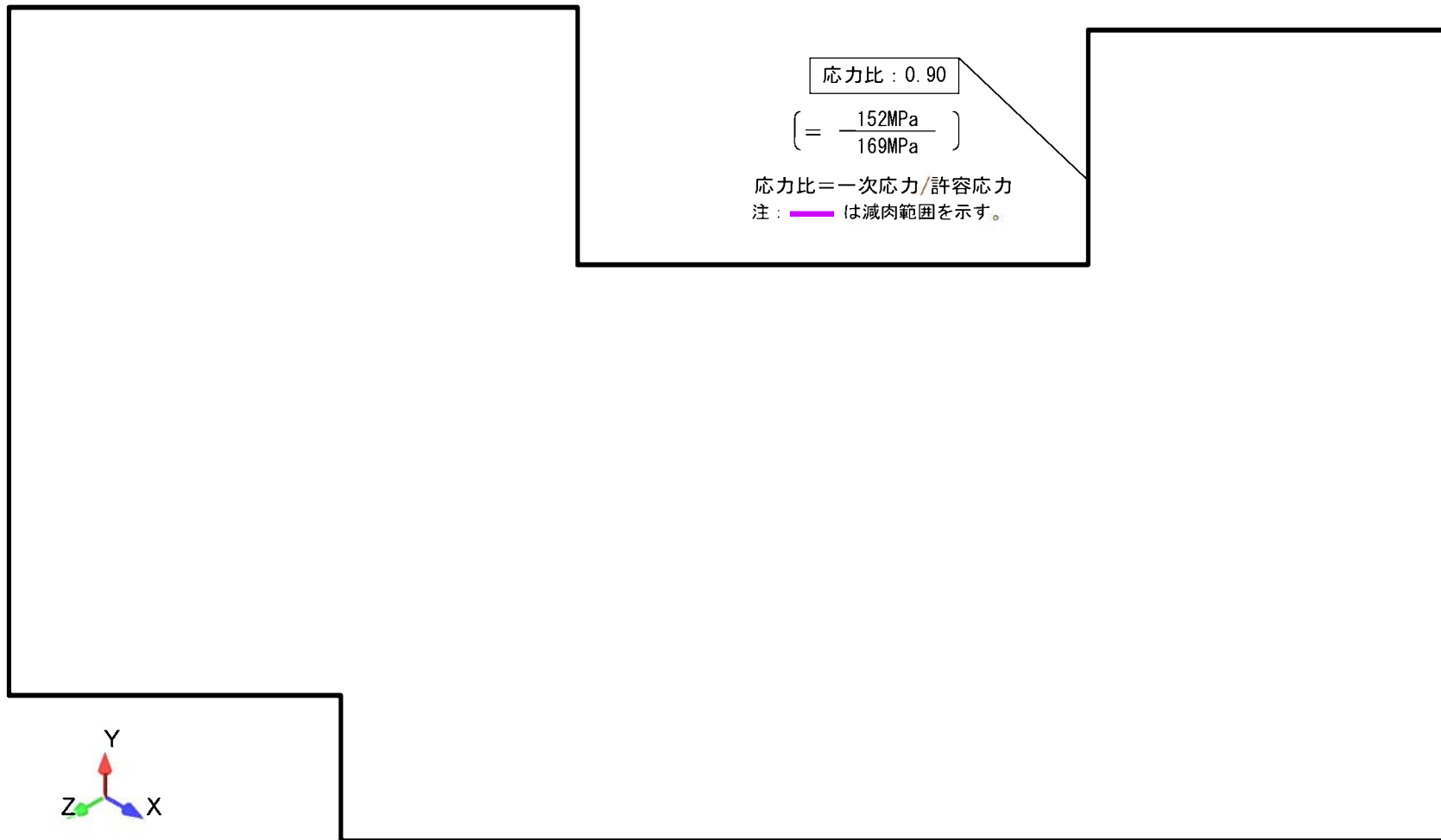
応力比 : 0.97

$$\left[= \frac{166\text{MPa}}{171\text{MPa}} \right]$$

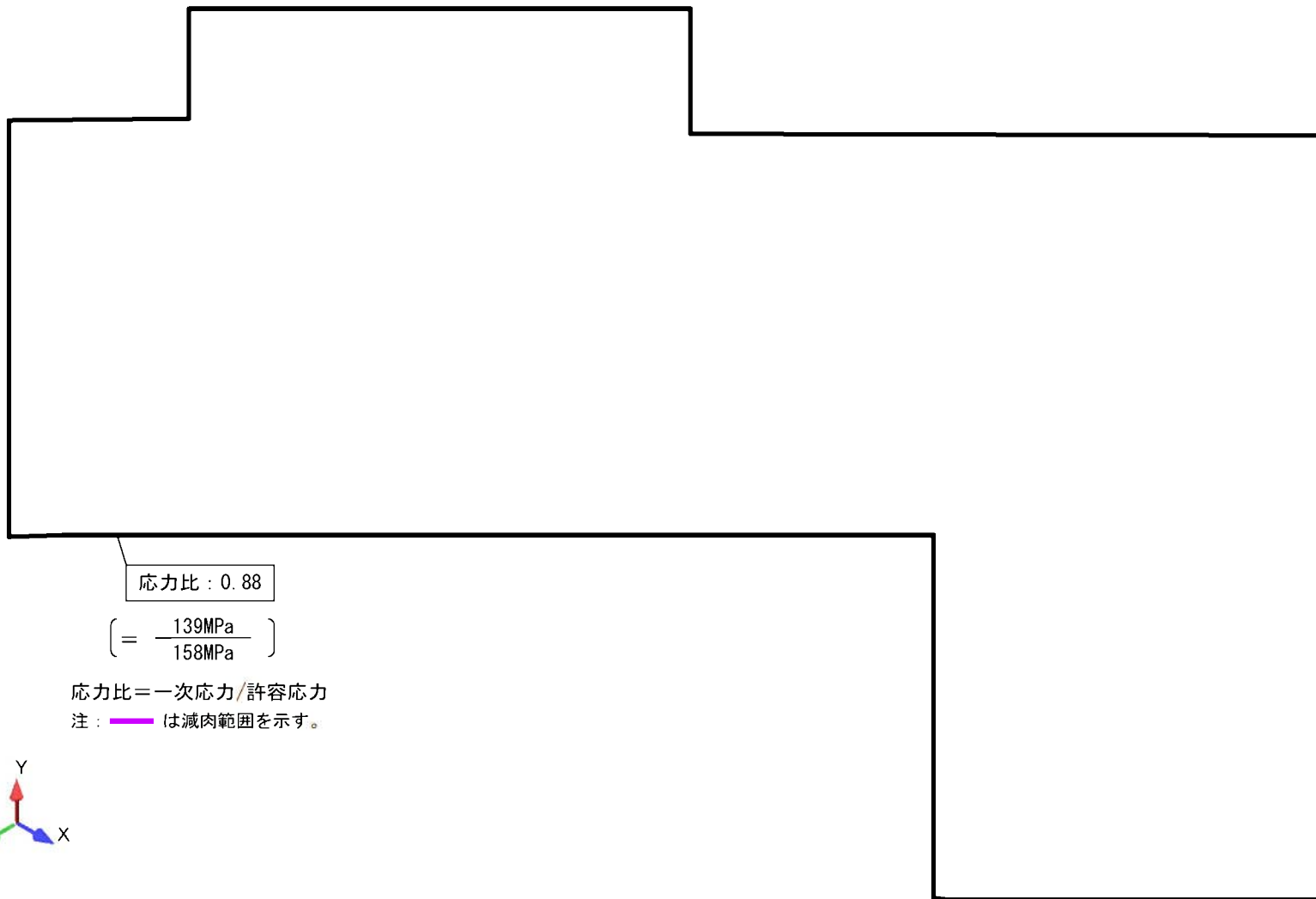
応力比＝一次応力/許容応力

注： ■ は減肉範囲を示す。

2次系ドレン系統配管 湿分分離加熱器第1段ドレンタンクドレン管 (B)



タービングランド蒸気系統配管 グランド蒸気管

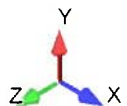


応力比 : 0.88

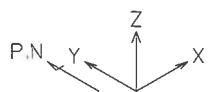
$$\left(= \frac{139\text{MPa}}{158\text{MPa}} \right)$$

応力比=一次応力/許容応力

注 : 〇は減肉範囲を示す。



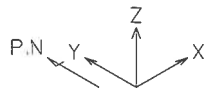
補助蒸気系統配管 スチームコンバータ加熱蒸気管



節点
一次応力 : 169 (MPa)
(応力比 : 0.54)
一次+二次応力 : 300 (MPa)
(応力比 : 0.96)

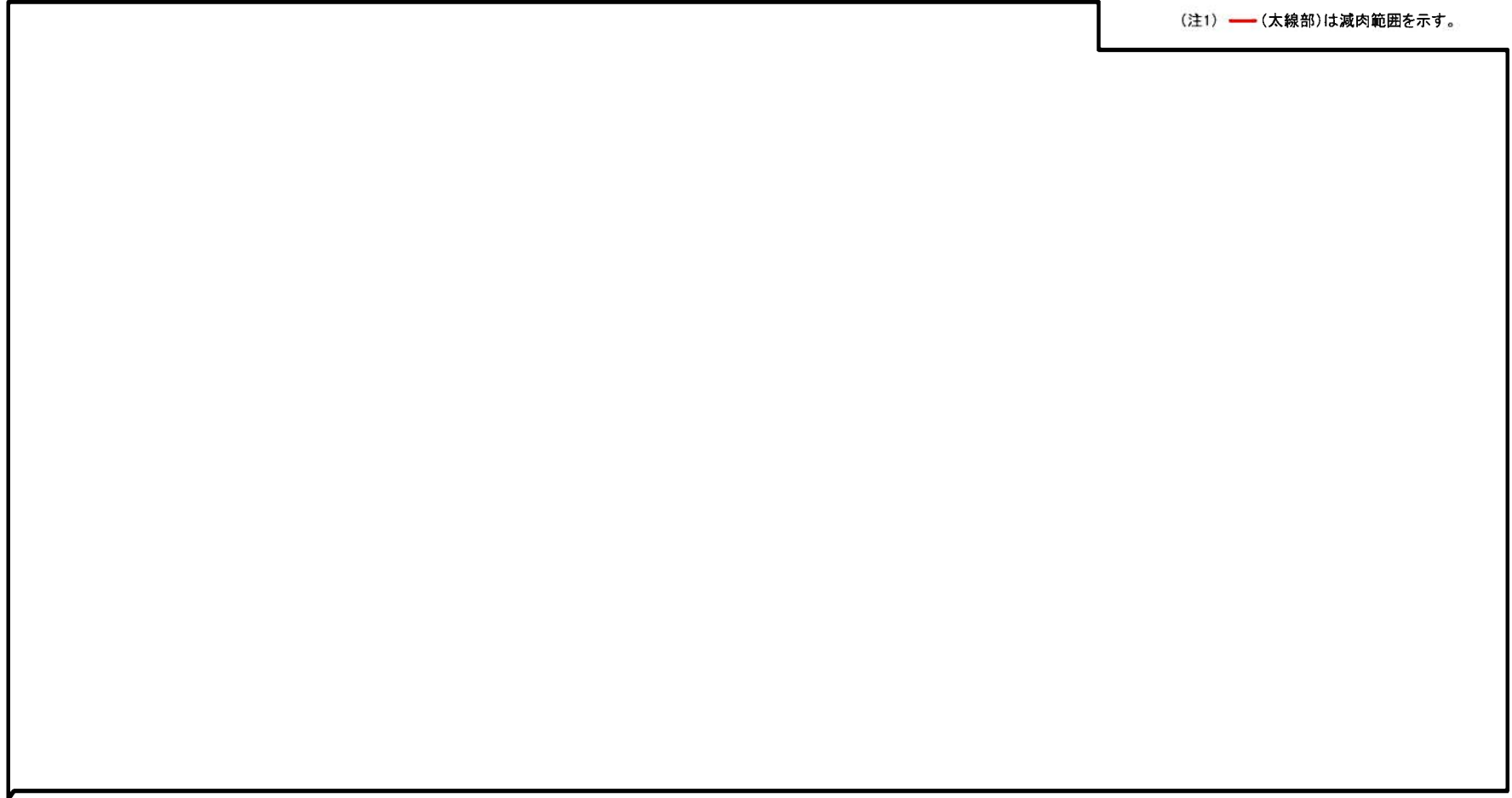
(注1) — (太線部)は減肉範囲を示す。

蒸気発生器ブローダウン系統配管 B-蒸気発生器ブローダウン配管
PEN#507CV外 CVBD内 【S_s地震】



節点
一次応力 : 125 (MPa)
(応力比 : 0.80)
一次+二次応力 : 192 (MPa)
(応力比 : 0.61)

(注1) — (太線部)は減肉範囲を示す。



蒸気発生器ブローダウン系統配管 B-蒸気発生器ブローダウン配管
PEN#507CV外 CVBD内 【Sd地震】

２次系ドレン系統配管に対するＦＥＭ解析について

２次系ドレン系統配管（高圧第７給水加熱器ドレン管（Ｂ））のＦＥＭ解析では、一次要素のソリッドモデルにて解析を行い、ミーゼス応力を算出している。

固定端は偏平を許容しない真円固定としているが、真円固定条件が評価部（３次元梁モデル解析で応力評価上厳しい結果となった部位）に影響を与えない範囲を考慮して、評価部から２Ｄ程度（評価する配管の外径の２倍程度）の位置を固定端としている。

また、板厚方向のメッシュ数を３層としているが、これは曲げにより偏平を生じる解析においてもＣクラス配管の耐震評価で対象とする一次応力を適切に評価できることを過去の解析や試解析等により確認しているため、採用したものである。

【FEM入力荷重】

3次元はりモデル解析で得られたB点及びC点の荷重を、FEMモデルに入力する。

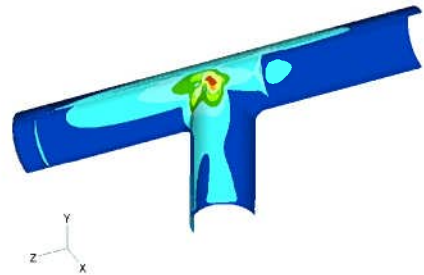
B		力(N)			モーメント(N・m)		
荷重ケース		X	Y	Z	X	Y	Z
自重							
地震	(+X)						
	(-X)						
自重+地震	(+X)						
	(-X)						

} 梁モデル解析結果
} FEM入力荷重

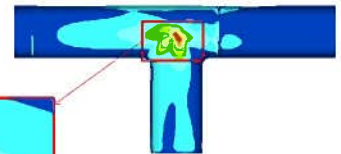
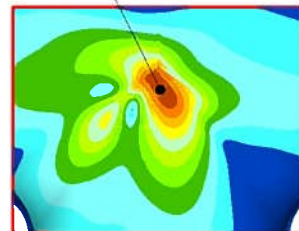
C		力(N)			モーメント(N・m)		
荷重ケース		X	Y	Z	X	Y	Z
自重							
地震	(+X)						
	(-X)						
自重+地震	(+X)						
	(-X)						

} 梁モデル解析結果
} FEM入力荷重

【FEM解析モデルおよび結果】



121MPa
FEM解析結果



地震方向	発生応力(MPa)			許容応力 S_y (MPa)	応力比
	内圧	自重+地震 (FEM解析結果)	合計		
-X		47	121 (119)	168 (166)	173

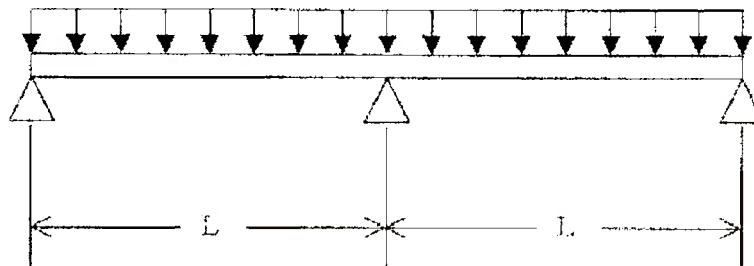
-X方向の発生応力が大きいのでこれを評価結果とする。()内は+X方向の結果を示す。

補助蒸気系統配管（一次系補助蒸気配管）の定ピッチスパンモデル評価条件

耐震重要度Cクラスの配管のうち、補助蒸気系統配管（一次系補助蒸気配管）については、建設時に応力制限を設定し余裕のある最大支持間隔を定め、これに基づきサポートの設置を行っていることから、減肉を考慮した定ピッチスパンモデルによる評価が可能である。補助蒸気系統配管（一次系補助蒸気配管）の定ピッチスパン評価に用いた評価方法、および結果は以下のとおりである。

1. 評価方法

- (1) 補助蒸気系統配管に使用される炭素鋼配管を、口径・肉厚毎に分類し、それぞれ最も厳しくなる圧力・温度を評価条件とし設定する。
- (2) 配管サイズ（口径・肉厚）毎に、最大支持間隔 L （設計値）の2スパン3点支持の等分布質量の連続梁モデル化し、地震荷重を負荷する。配管肉厚は全長を必要最小肉厚とし、配管全周を必要最小肉厚まで減肉させた状態の断面係数を用いる（ただし配管重量は安全側に公称肉厚における重量とする）。支持点の拘束方向は軸直方向のみとし、軸方向および回転に対しては自由とする。



- (3) 自重、内圧、地震による発生応力を合計し、許容応力と比較する。

2. 評価結果

(1) 配管サイズ毎の評価結果は下表のとおりであり、配管に必要最小肉厚までの減肉を考慮しても、地震時に発生する応力が許容応力を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

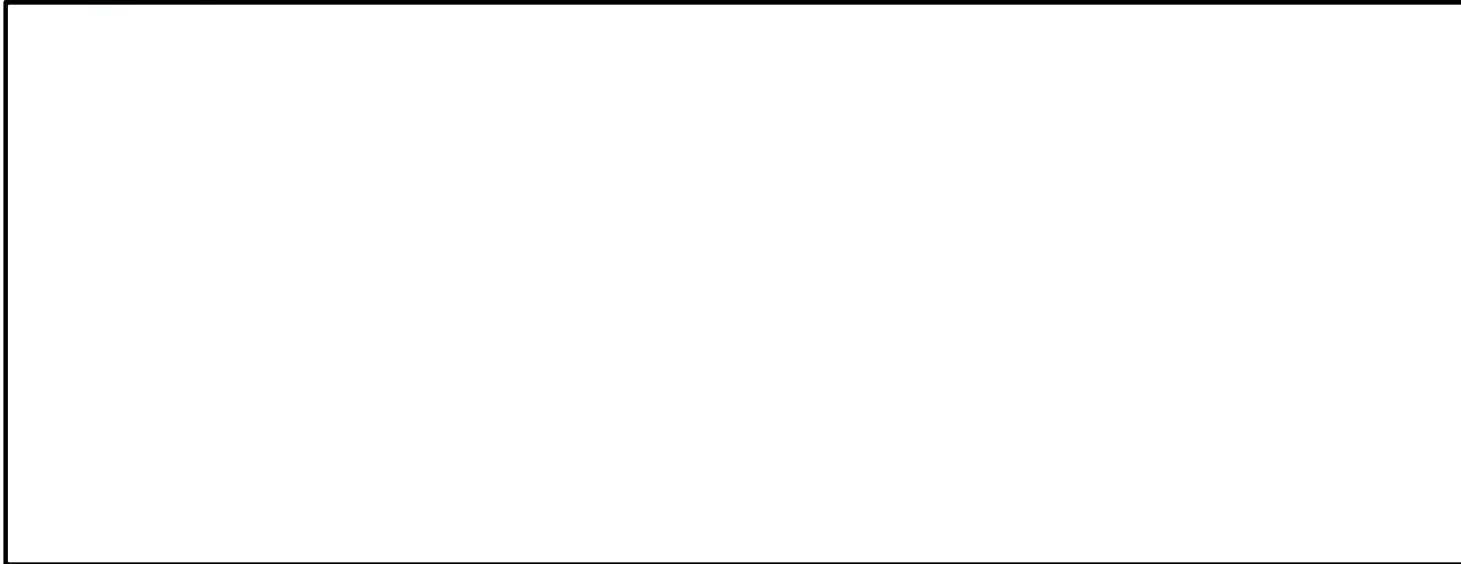
配管サイズ	減肉条件	一次応力			許容値	応力比
		内圧	自重+地震	合計		
3/4B sch40	あり	3.7	35.0	39	151	0.26
	なし	2.2	23.5	26		0.17
1B sch40	あり	4.7	49.5	55	129	0.43
	なし	2.3	28.9	32		0.25
2B sch40	あり	5.9	41.8	48	129	0.37
	なし	3.6	27.8	32		0.25
2-1/2B sch40	あり	6.6	51.1	58	129	0.45
	なし	3.4	29.3	33		0.26
3B sch40	あり	6.9	48.2	56	129	0.43
	なし	3.8	28.6	33		0.26
4B sch40	あり	7.8	55.5	64	129	0.50
	なし	4.4	33.7	39		0.30
5B sch40	あり	8.6	53.8	63	129	0.49
	なし	4.9	32.9	38		0.29
6B sch40	あり	10.1	58.4	69	151	0.46
	なし	5.4	33.2	39		0.26
8B sch40	あり	13.2	70.0	84	151	0.56
	なし	6.1	34.5	41		0.27
10B sch40	あり	16.4	80.6	97	151	0.64
	なし	6.7	35.0	42		0.28

(2) 添付-6(3/3)の1次系補助蒸気配管には、応力比が最も厳しい配管サイズ「10B sch40」の結果を記載している。

3. 曲がり部、分岐部、集中質点部の支持間隔について

配管の流れ加速型腐食が想定される、曲がり部、分岐部等については、直管部の最大支持間隔L（以下、「直管部支持間隔L₀」という。）を元として、直管部と同程度の応力となるよう支持間隔を短くする設計としていることから、曲がり部、分岐部等についても発生応力は、「1. 評価方法」「2. 評価結果」で示した直管の2スパン3点支持の梁モデルの結果に置換えることが可能である。

【各要素の支持間隔低減グラフ】



【支持間隔低減グラフを用いた実機サポートの支持間隔の設定方法】



玄海原子力発電所3号炉 主蒸気系統配管以外の内面からの腐食（流れ加速型腐食）
に対する耐震安全性評価結果一覧

系統分類	代表機器名称	耐震 重要度	応力種別	全箇所必要最小肉厚条件モデル						60年後減肉条件モデル		
				はりモデル評価			FEM評価			はりモデル評価		
				発生応力/ 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	発生応力/ 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	発生応力/ 許容応力 ^{※1}	応力比	評価
主給水系統	A-主給水配管(CV内)	S	Ss	一次	205/380	0.54	○	—	—	—	—	
				一次十二次	239/421	0.57	○	—	—	—		
			Sd	一次	150/210	0.71	○	—	—	—		
				一次十二次	129/421	0.31	○	—	—	—		
	B-主給水配管(CV内)	S	Ss	一次	205/380	0.54	○	—	—	—		
				一次十二次	240/421	0.57	○	—	—	—		
			Sd	一次	150/210	0.71	○	—	—	—		
				一次十二次	130/421	0.31	○	—	—	—		
	C-主給水配管(CV内)	S	Ss	一次	203/380	0.53	○	—	—	—		
				一次十二次	238/421	0.57	○	—	—	—		
			Sd	一次	147/210	0.70	○	—	—	—		
				一次十二次	126/421	0.30	○	—	—	—		
	D-主給水配管(CV内)	S	Ss	一次	203/380	0.53	○	—	—	—		
				一次十二次	238/421	0.57	○	—	—	—		
			Sd	一次	147/210	0.70	○	—	—	—		
				一次十二次	125/421	0.30	○	—	—	—		
	A-主給水配管(CV外) ^{※3} B-主給水配管(CV外)	S ^{※2}	Ss	一次	125/380	0.33	○	—	—	—		
				一次十二次	146/421	0.35	○	—	—	—		
			Sd	一次	125以下/210	0.60以下	○	—	—	—		
				一次十二次	145以下/421	0.35以下	○	—	—	—		
	C-主給水配管(CV外) ^{※3} D-主給水配管(CV外)	S ^{※2}	Ss	一次	131/380	0.34	○	—	—	—		
				一次十二次	155/421	0.37	○	—	—	—		
			Sd	一次	131以下/210	0.62以下	○	—	—	—		
				一次十二次	155以下/421	0.37以下	○	—	—	—		
	T/B-主給水配管	C	一次	138/229	0.60	○	—	—	—			
	主給水フース外シフ吸込管 (タービン動-A)	C	一次	131/189	0.69	○	—	—	—			
	主給水フース外シフ吸込管 (タービン動-B)	C	一次	182/189	0.96	○	—	—	—			
	主給水フース外シフ吸込管(電動)	C	一次	157/189	0.83	○	—	—	—			
主給水フース外シフ引出管 (タービン動-A)	C	一次	50/115	0.43	○	—	—	—				
主給水フース外シフ引出管 (タービン動-B)	C	一次	51/115	0.44	○	—	—	—				
主給水フース外シフ引出管(電動)	C	一次	59/178	0.39	○	—	—	—				
主給水ポンプ～第7高圧給水加熱器	C	一次	91/226	0.40	○	—	—	—				
第7高圧給水加熱器～伸縮取合い	C	一次	134/229	0.59	○	—	—	—				
主給水ポンプミニム70-管 (タービン動-A)	C	一次	130/237	0.55	○	—	—	—				
主給水ポンプミニム70-管 (タービン動-B)	C	一次	121/237	0.51	○	—	—	—				
主給水ポンプミニム70-管(電動)	C	一次	102/237	0.43	○	—	—	—				
第3給気系統	第3給気管	C	一次	200/216	0.93	○	—	—	—			
第4給気系統	第4給気管	C	一次	985/198	4.97	×	—	151/198	0.76	○		
第5給気系統	第5給気管	C	一次	495/187	2.65	×	—	164/175	0.94	○		
第6給気系統	蒸気器連絡蒸気管	C	一次	107/189	0.57	○	—	—	—	—		
低圧再熱蒸気系	低圧再熱蒸気管	C	一次	59/207	0.29	○	—	—	—	—		

※1 発生応力及び許容応力の単位はMPa
 ※2 Cクラス範囲については、保守的にSクラスと同等の評価を行っている
 ※3 AとB系、C系とD系は、それぞれ離析条件が同じであるため評価結果は共通

評価書に記載した評価結果

系統分類	代表機器名称	耐震 基準	応力種別	全箇所必要最小肉厚条件モデル						60年後減肉条件モデル					
				はりモデル評価			FEM評価			はりモデル評価					
				発生応力/ 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	発生応力/ 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	発生応力/ 許容応力 ^{※1}	応力比	評価			
2次系 復水系統	復水7-スポンジ 第1低圧給水加熱器	C	一次	116/206	0.56	○	—			—					
	第1低圧給水加熱器～ 第2低圧給水加熱器(A)	C	一次	55/179	0.31	○	—			—					
	第1低圧給水加熱器～ 第2低圧給水加熱器(B)	C	一次	55/179	0.31	○	—			—					
	第1低圧給水加熱器～ 第2低圧給水加熱器(C)	C	一次	55/179	0.31	○	—			—					
	第2低圧給水加熱器～ 第3低圧給水加熱器	C	一次	149/206	0.73	○	—			—					
	第3低圧給水加熱器～ 第4低圧給水加熱器(A)	C	一次	69/199	0.35	○	—			—					
	第3低圧給水加熱器～ 第4低圧給水加熱器(B)	C	一次	79/199	0.40	○	—			—					
	第4低圧給水加熱器～ 第5低圧給水加熱器(A)	C	一次	98/196	0.50	○	—			—					
	第4低圧給水加熱器～ 第5低圧給水加熱器(B)	C	一次	157/196	0.80	○	—			—					
	第5低圧給水加熱器～脱気器	C	一次	176/189	0.93	○	—			—					
	復水再循環水管	C	一次	74/179	0.41	○	—			—					
復水L1材へ管 挿入取り合いまで	C	一次	125/192	0.65	○	—			—						
2次系ドレン系統	高圧第7給水加熱器ドレン管(A)	C	一次	182/173	1.05	×	182/173	1.05	×	154/173	0.89	○			
	高圧第7給水加熱器ドレン管(B)	C	一次	192/173	1.11	×	168/173	0.97	○	—					
	低圧第5給水加熱器ドレン管(A)	C	一次	177/182	0.97	○	—			—					
	低圧第5給水加熱器ドレン管(B)	C	一次	139/182	0.76	○	—			—					
	低圧第4給水加熱器ドレン管(A)	C	一次	159/183	0.87	○	—			—					
	低圧第4給水加熱器ドレン管(B)	C	一次	78/163	0.48	○	—			—					
	低圧第3給水加熱器ドレン管(A)	C	一次	101/169	0.60	○	—			—					
	低圧第3給水加熱器ドレン管(B)	C	一次	105/169	0.62	○	—			—					
	低圧給水加熱器ドレン管外レングス(A)	C	一次	55/185	0.30	○	—			—					
	低圧給水加熱器ドレン管外レングス(B)	C	一次	55/185	0.30	○	—			—					
	低圧給水加熱器ドレン管射出管(A)	C	一次	94/169	0.56	○	—			—					
	低圧給水加熱器ドレン管射出管(B)	C	一次	157/169	0.93	○	—			—					
	湿分分離加熱器第1段ドレン管(A)	C	一次	167/171	0.98	○	—			—					
	湿分分離加熱器第1段ドレン管(B)	C	一次	111/171	0.65	○	—			—					
	湿分分離加熱器第1段ドレン管(C)	C	一次	170/171	0.99	○	—			—					
	湿分分離加熱器第1段ドレン管(D)	C	一次	114/171	0.67	○	—			—					
	湿分分離加熱器第1段 ドレン管外レングス(A)	C	一次	144/171	0.84	○	—			—					
	湿分分離加熱器第1段 ドレン管外レングス(B)	C	一次	192/171	1.12	×	175/171	1.02	×	166/171	0.97	○			
	湿分分離加熱器第1段 ドレン管外レングス(C)	C	一次	123/171	0.72	○	—			—					
	湿分分離加熱器第1段 ドレン管外レングス(D)	C	一次	233/171	1.36	×	122/171	0.71	○	—					
	湿分分離加熱器第2段ドレン管(A)	C	一次	100/158	0.63	○	—			—					
	湿分分離加熱器第2段ドレン管(B)	C	一次	112/158	0.71	○	—			—					
	湿分分離加熱器第2段ドレン管(C)	C	一次	99/158	0.63	○	—			—					
	湿分分離加熱器第2段ドレン管(D)	C	一次	120/158	0.76	○	—			—					
	湿分分離加熱器第2段 ドレン管外レングス(A)	C	一次	110/158	0.70	○	—			—					
	湿分分離加熱器第2段 ドレン管外レングス(B)	C	一次	125/158	0.79	○	—			—					
	湿分分離加熱器第2段 ドレン管外レングス(C)	C	一次	158/158	1.00	○	—			—					
	湿分分離加熱器第2段 ドレン管外レングス(D)	C	一次	151/158	0.96	○	—			—					
	湿分分離器ドレン管(A1)	C	一次	99/178	0.56	○	—			—					
	湿分分離器ドレン管(A2)	C	一次	80/178	0.45	○	—			—					
湿分分離器ドレン管(B1)	C	一次	118/178	0.66	○	—			—						
湿分分離器ドレン管(B2)	C	一次	289/178	1.62	×	—			130/178	0.73	○				
湿分分離器ドレン管外レングス(A)	C	一次	94/178	0.53	○	—			—						
湿分分離器ドレン管外レングス(B)	C	一次	188/178	1.06	×	121/178	0.68	○	—						
湿分分離器ドレン管射出管(A)	C	一次	115/148	0.78	○	—			—						
湿分分離器ドレン管射出管(B)	C	一次	219/148	1.48	×	—			127/148	0.86	○				

※1 発生応力及び許容応力の単位はMPa
 評価書に記載した評価結果

系統分類	代表機器名称	耐圧 重要度	応力種別	全箇所必要最小肉厚条件モデル				60年後減肉条件モデル			
				はりモデル評価			FEM評価		はりモデル評価		
				発生応力 / 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	発生応力 / 許容応力 ^{※1}	応力比	評価	発生応力 / 許容応力 ^{※1}	応力比
タービンランド 蒸気系統	ランド 蒸気管	C	一次	152/169	0.90	○	—	—	—	—	—
補助蒸気系統	スチームタービン加熱蒸気管	C	一次	241/158	1.53	×	—	—	139/158	0.88	○
	スチームタービン外レン管1 (S/C~S/Cトレンク)	C	一次	49/140	0.35	○	—	—	—	—	—
	スチームタービン外レン管2 (S/Cトレンク~S/Cトレンク)	C	一次	113/172	0.66	○	—	—	—	—	—
	スチームタービン外レン管3 (副機弁(LCV-678)以降)	C	一次	128/136	0.94	○	—	—	—	—	—
	スチームタービン給水管 (トレンク~S/C給気器)	C	一次	42/151	0.28	○	—	—	—	—	—
	スチームタービン発生蒸気管	C	一次	265/179	1.48	×	—	—	121/179	0.68	○
	補助蒸気母管	C	一次	164/179	0.92	○	—	—	—	—	—
	補助蒸気投機配管	C	一次	97/151	0.64	○	—	—	—	—	—
	蒸気発生器ブローダ ウン系統	A-SGBD PEN#50(CV外) CVBD内	Ss	一次	168/315	0.53	○	—	—	—	—
一次十二次				299/314	0.95	○	—	—	—	—	—
Sd			一次	125/157	0.80	○	—	—	—	—	—
			一次十二次	191/314	0.61	○	—	—	—	—	—
B-SGBD PEN#507(CV外) CVBD内		Ss	一次	169/315	0.54	○	—	—	—	—	—
			一次十二次	300/314	0.96	○	—	—	—	—	—
		Sd	一次	125/157	0.80	○	—	—	—	—	—
			一次十二次	192/314	0.61	○	—	—	—	—	—
C-SGBD PEN#508(CV外) CVBD内		Ss	一次	155/315	0.49	○	—	—	—	—	—
			一次十二次	274/314	0.87	○	—	—	—	—	—
		Sd	一次	116/157	0.74	○	—	—	—	—	—
			一次十二次	174/314	0.55	○	—	—	—	—	—
D-SGBD PEN#505(CV外) CVBD内	Ss	一次	154/315	0.49	○	—	—	—	—	—	
		一次十二次	271/314	0.86	○	—	—	—	—	—	
	Sd	一次	115/157	0.73	○	—	—	—	—	—	
		一次十二次	171/314	0.54	○	—	—	—	—	—	

※1 発生応力及び許容応力の単位はMPa

評価書に記載した評価結果