

泊発電所 1 号炉 審査資料	
資料番号	HTN1-PLM30(冷停)-耐震
提出年月日	平成 30 年 11 月 2 日

泊発電所 1 号炉 高経年化技術評価  
(耐震安全性評価)

補足説明資料

平成 30 年 11 月 2 日  
北海道電力株式会社

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

# 目次

今回提出する範囲

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	4
3.1 評価対象	4
3.1.1 耐震安全性評価対象機器	4
3.1.2 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出	4
3.2 評価手法	7
3.2.1 主な適用規格	7
3.2.2 冷温停止状態が維持されることを前提とした評価における劣化評価期間	7
3.2.3 耐震安全性評価の評価手法	9
3.3 評価用地震力	13
3.4 評価用地震動	14
3.5 代表の選定	17
4. 代表の耐震安全性評価	19
4.1 耐震安全性評価	19
4.1.1 低サイクル疲労	19
4.1.2 高サイクル熱疲労	19
4.1.3 中性子照射脆化	20
4.1.4 熱時効	20
4.1.5 中性子照射による靱性低下	21
4.1.6 中性子及び $\gamma$ 線照射脆化	21
4.1.7 応力腐食割れ	21
4.1.8 摩耗	22
4.1.9 流れ加速型腐食	22
4.1.10 全面腐食	23
4.1.11 動的機能維持に係る耐震安全性評価	24
4.2 現状保全	26
4.3 総合評価	26
5. まとめ	27
5.1 審査ガイド適合性	27
5.2 保守管理に関する方針として策定する事項	31

別紙 1. 建設後の耐震補強の実績について	1-1
別紙 2. 耐震安全性評価に用いる現行の JEAG4601 以外の値を適用した ケースについて	2-1
別紙 3. 冷温停止状態における耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の 発生・進展について	3-1
別紙 4. 機器・配管に係る, 比率で示された耐震安全性評価結果 (疲労累積係数を除く) について	4-1
別紙 5. 主蒸気管の伸縮継手の疲労割れに対する耐震安全性評価について	5-1
別紙 6. 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	6-1
別紙 7. 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	7-1
別紙 8. 炉心そう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	8-1
別紙 9. 原子炉容器サポートブラケット (サポートリブ) の中性子及び γ線照射脆化に対する耐震安全性評価について	9-1
別紙 10. 低水質廃液蒸発装置 (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	10-1
別紙 11. 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	11-1
別紙 12. 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 耐震安全性評価について	12-1
別紙 13. ディーゼル機関空気冷却器伝熱管の内面腐食 (流れ加速型腐食) に対する耐震安全性評価について	13-1
別紙 14. 制御用空気だめの腐食 (全面腐食) に対する耐震安全性評価について	14-1

タイトル	建設後の耐震補強の実績について						
説明	<p>建設後の耐震補強の実績について以下に示す。</p> <p>1. 耐震設計審査指針改訂後の耐震バックチェックに関連して実施した耐震補強（以下、「耐震 BC による耐震補強」という。）について表 1-1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1-1 耐震 BC による耐震補強の概要</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">種別</th> <th style="text-align: center;">内容</th> <th style="text-align: center;">実施時期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">配管類</td> <td style="text-align: center;">配管支持構造物の部材追加 (1 系統, 4 箇所)</td> <td style="text-align: center;">第 15 回定期検査 (2008 年度)</td> </tr> </tbody> </table> <p>配管類に対して実施した耐震裕度向上工事について、概要を添付-1 に、耐震補強実施箇所を添付-2 に示す。</p> <p>2. その他, 1. の工事の他に、耐震補強を目的として実施した工事の実績はない。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	種別	内容	実施時期	配管類	配管支持構造物の部材追加 (1 系統, 4 箇所)	第 15 回定期検査 (2008 年度)
種別	内容	実施時期					
配管類	配管支持構造物の部材追加 (1 系統, 4 箇所)	第 15 回定期検査 (2008 年度)					

## 耐震裕度向上工事

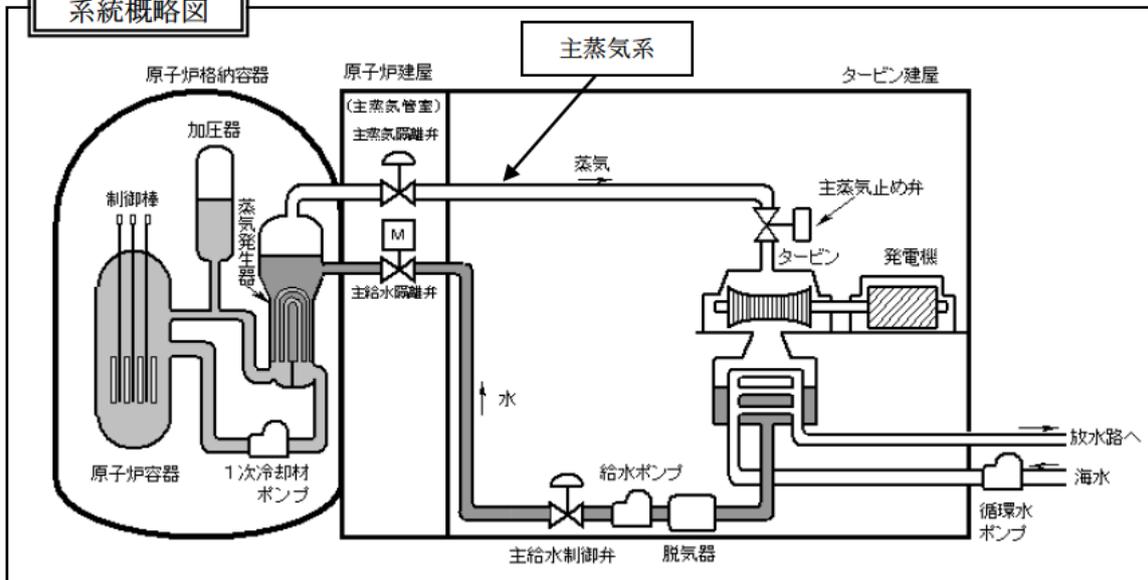
### 概要

耐震設計審査指針改訂の趣旨を踏まえ、更なる耐震安全性の向上に努める観点から、自主的に耐震裕度向上工事として、配管支持構造物4箇所について部材を追加する改造工事を泊1号炉第15回定期検査期間に行った。

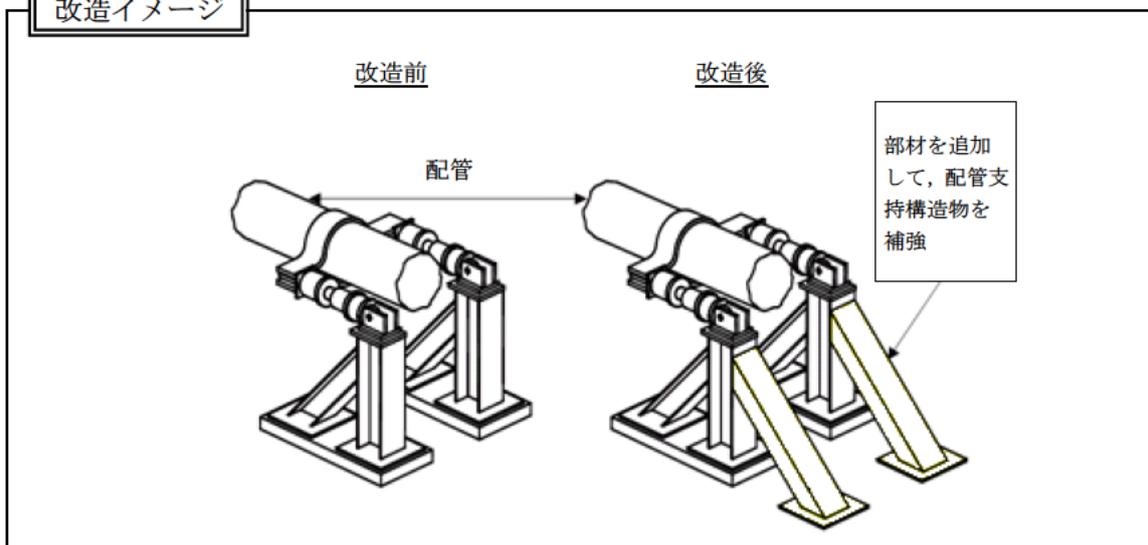
### 工事箇所

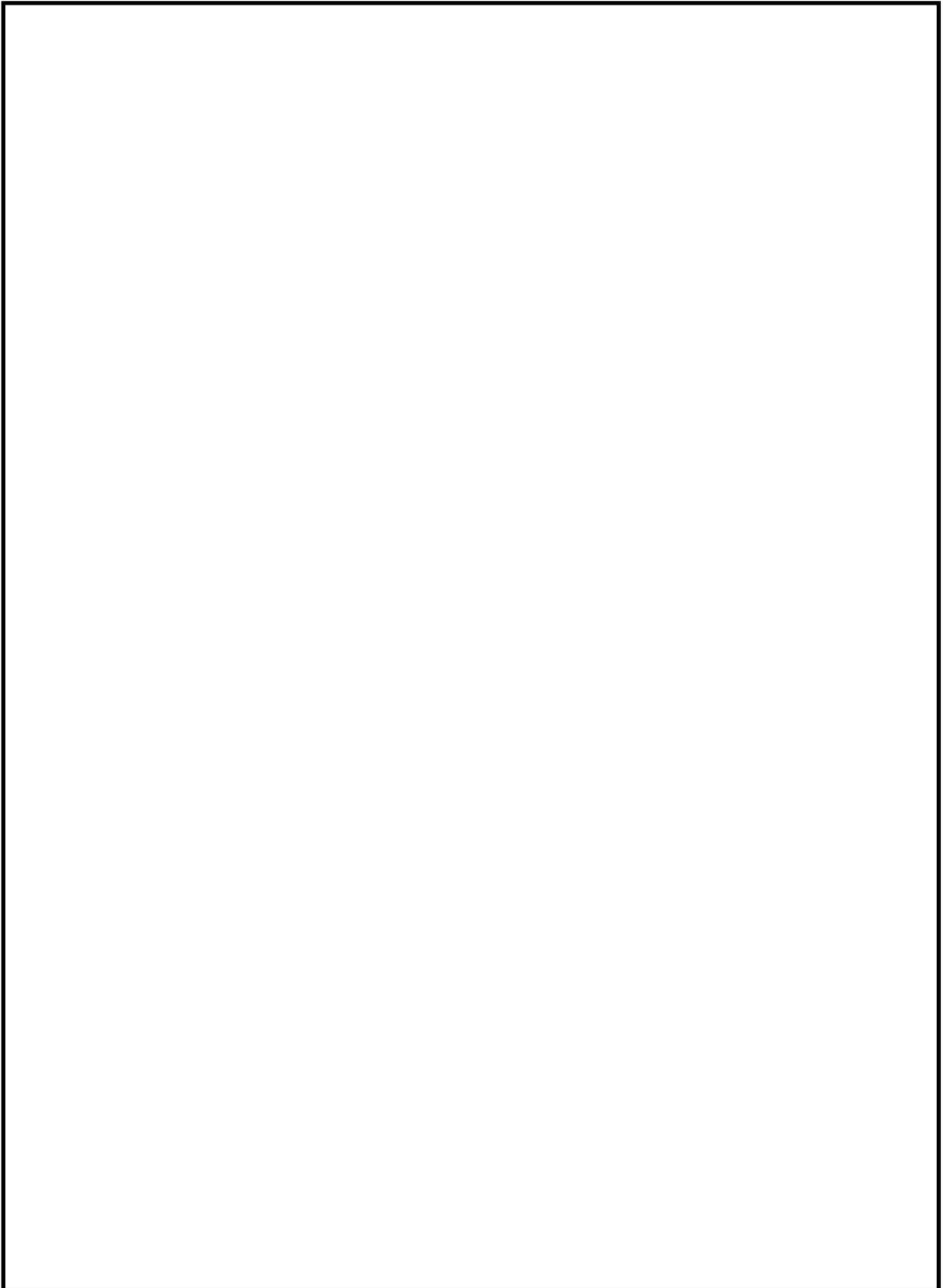
系統	対象数	改造内容
主蒸気系	4	配管支持構造物の部材追加

### 系統概略図

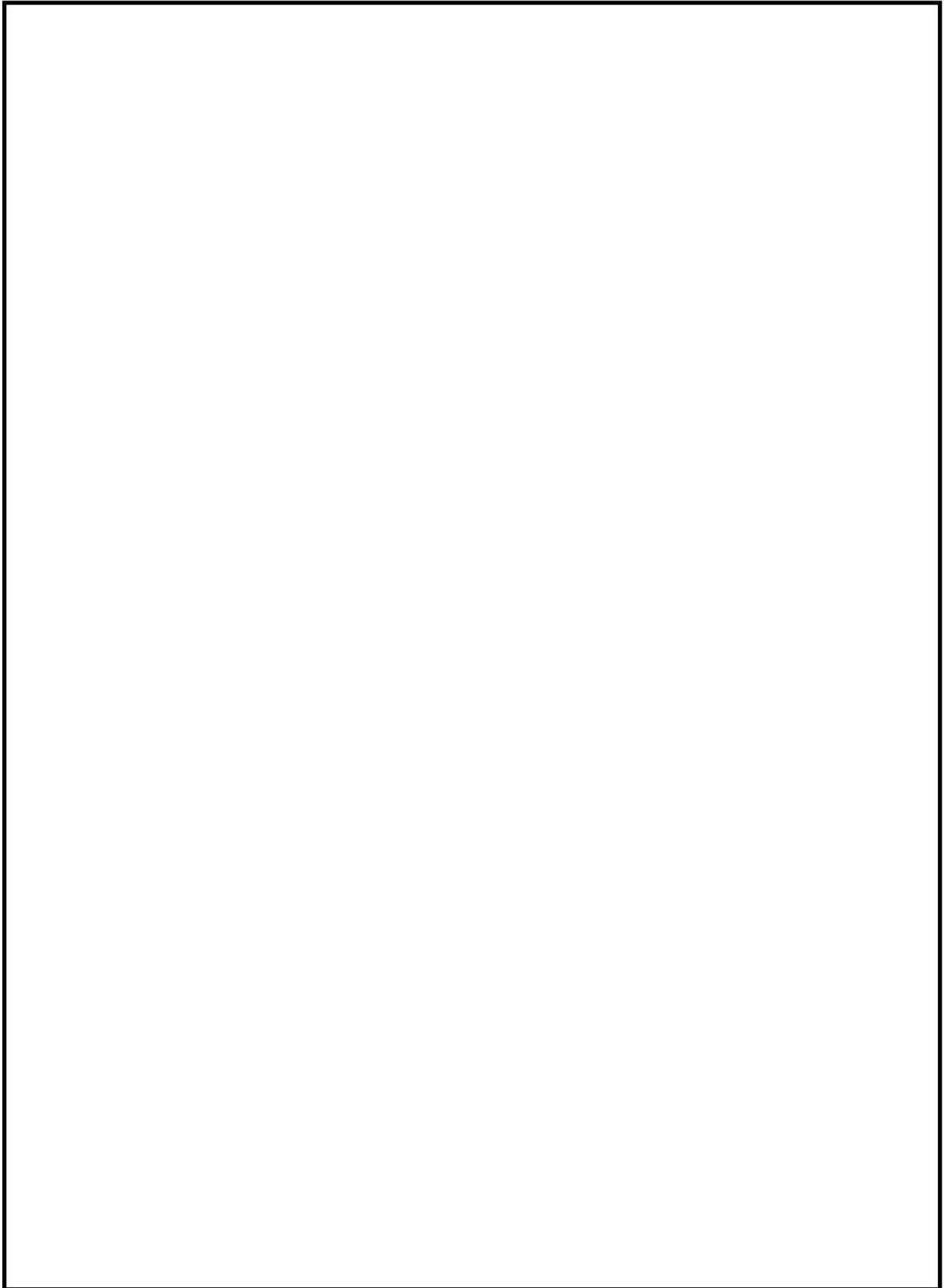


### 改造イメージ

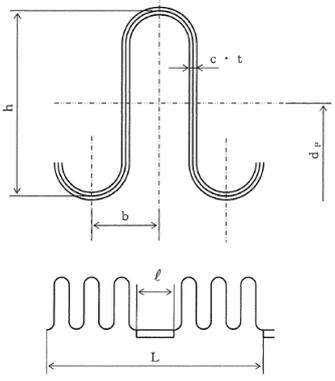




耐震 BC による耐震補強実施箇所 (1 / 2)



耐震 BC による耐震補強実施箇所 (2/2)

タイトル	主蒸気管の伸縮継手の疲労割れに対する耐震安全性評価について																																																																								
説明	<p>1. 記号の説明 伸縮継手の疲労評価に用いる記号について、表 5-1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 5-1 伸縮継手の疲労評価に用いる記号</p> <table border="1" data-bbox="405 528 1310 1444"> <thead> <tr> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>定 義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>b</td> <td>mm</td> <td>継手部の波のピッチの 2 分の 1</td> </tr> <tr> <td>c</td> <td>—</td> <td>継手部の層数</td> </tr> <tr> <td><math>d_p</math></td> <td>mm</td> <td>継手部の有効径</td> </tr> <tr> <td>E</td> <td>MPa</td> <td>常温 (21°C) における JSME S NC1-2005(2007)付録材料図表 Part6 表 1 に規定する材料の縦弾性係数</td> </tr> <tr> <td>e</td> <td>mm</td> <td>継手部の 1 山当たりの総変位量</td> </tr> <tr> <td><math>e_x</math></td> <td>mm</td> <td>軸方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量</td> </tr> <tr> <td><math>e_y</math></td> <td>mm</td> <td>軸直角方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量</td> </tr> <tr> <td>h</td> <td>mm</td> <td>継手部の波の高さ</td> </tr> <tr> <td>L</td> <td>mm</td> <td>継手部の有効長さ</td> </tr> <tr> <td><math>\ell</math></td> <td>mm</td> <td>中間の管の長さ</td> </tr> <tr> <td>N</td> <td>—</td> <td>許容繰返し回数 (地震時)</td> </tr> <tr> <td><math>N_R</math></td> <td>—</td> <td>評価繰返し回数 (地震時)</td> </tr> <tr> <td>n</td> <td>—</td> <td>継手部 1 個の山数の 2 倍の値 (1 山の継手にあつては 2)</td> </tr> <tr> <td>P</td> <td>MPa</td> <td>原子炉格納容器最高使用圧力</td> </tr> <tr> <td>t</td> <td>mm</td> <td>継手部の板の厚さ</td> </tr> <tr> <td>UF</td> <td>—</td> <td>疲労累積係数 (地震時)</td> </tr> <tr> <td><math>W_N</math></td> <td>—</td> <td>継手部 1 個の山数</td> </tr> <tr> <td>X</td> <td>mm</td> <td>軸方向地震変位量 (表 5-3 及び表 5-4 における X の 2 倍(両振幅))</td> </tr> <tr> <td>Y</td> <td>mm</td> <td>軸直角方向地震変位量 (表 5-3 及び表 5-4 における <math>\delta y = \sqrt{Y^2 + Z^2}</math> の 2 倍(両振幅))</td> </tr> <tr> <td><math>\delta</math></td> <td>mm</td> <td>全伸縮量 (地震)</td> </tr> <tr> <td><math>\sigma</math></td> <td>MPa</td> <td>発生応力</td> </tr> <tr> <td><math>\sigma_D</math></td> <td>MPa</td> <td>全伸縮量 (地震) による応力</td> </tr> <tr> <td><math>\sigma_P</math></td> <td>MPa</td> <td>最高使用圧力による応力</td> </tr> </tbody> </table> <p>伸縮継手の基本寸法箇所を図 5-1 に示す。</p>  <p style="text-align: center;">(複 式 (中間の管を含む))</p> <p style="text-align: center;">図 5-1 伸縮継手の基本寸法箇所</p>	記号	単位	定 義	b	mm	継手部の波のピッチの 2 分の 1	c	—	継手部の層数	$d_p$	mm	継手部の有効径	E	MPa	常温 (21°C) における JSME S NC1-2005(2007)付録材料図表 Part6 表 1 に規定する材料の縦弾性係数	e	mm	継手部の 1 山当たりの総変位量	$e_x$	mm	軸方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量	$e_y$	mm	軸直角方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量	h	mm	継手部の波の高さ	L	mm	継手部の有効長さ	$\ell$	mm	中間の管の長さ	N	—	許容繰返し回数 (地震時)	$N_R$	—	評価繰返し回数 (地震時)	n	—	継手部 1 個の山数の 2 倍の値 (1 山の継手にあつては 2)	P	MPa	原子炉格納容器最高使用圧力	t	mm	継手部の板の厚さ	UF	—	疲労累積係数 (地震時)	$W_N$	—	継手部 1 個の山数	X	mm	軸方向地震変位量 (表 5-3 及び表 5-4 における X の 2 倍(両振幅))	Y	mm	軸直角方向地震変位量 (表 5-3 及び表 5-4 における $\delta y = \sqrt{Y^2 + Z^2}$ の 2 倍(両振幅))	$\delta$	mm	全伸縮量 (地震)	$\sigma$	MPa	発生応力	$\sigma_D$	MPa	全伸縮量 (地震) による応力	$\sigma_P$	MPa	最高使用圧力による応力
記号	単位	定 義																																																																							
b	mm	継手部の波のピッチの 2 分の 1																																																																							
c	—	継手部の層数																																																																							
$d_p$	mm	継手部の有効径																																																																							
E	MPa	常温 (21°C) における JSME S NC1-2005(2007)付録材料図表 Part6 表 1 に規定する材料の縦弾性係数																																																																							
e	mm	継手部の 1 山当たりの総変位量																																																																							
$e_x$	mm	軸方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量																																																																							
$e_y$	mm	軸直角方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量																																																																							
h	mm	継手部の波の高さ																																																																							
L	mm	継手部の有効長さ																																																																							
$\ell$	mm	中間の管の長さ																																																																							
N	—	許容繰返し回数 (地震時)																																																																							
$N_R$	—	評価繰返し回数 (地震時)																																																																							
n	—	継手部 1 個の山数の 2 倍の値 (1 山の継手にあつては 2)																																																																							
P	MPa	原子炉格納容器最高使用圧力																																																																							
t	mm	継手部の板の厚さ																																																																							
UF	—	疲労累積係数 (地震時)																																																																							
$W_N$	—	継手部 1 個の山数																																																																							
X	mm	軸方向地震変位量 (表 5-3 及び表 5-4 における X の 2 倍(両振幅))																																																																							
Y	mm	軸直角方向地震変位量 (表 5-3 及び表 5-4 における $\delta y = \sqrt{Y^2 + Z^2}$ の 2 倍(両振幅))																																																																							
$\delta$	mm	全伸縮量 (地震)																																																																							
$\sigma$	MPa	発生応力																																																																							
$\sigma_D$	MPa	全伸縮量 (地震) による応力																																																																							
$\sigma_P$	MPa	最高使用圧力による応力																																																																							

## 2. 評価部位

図 5-2 に主蒸気管の伸縮継手の模式図を示す。

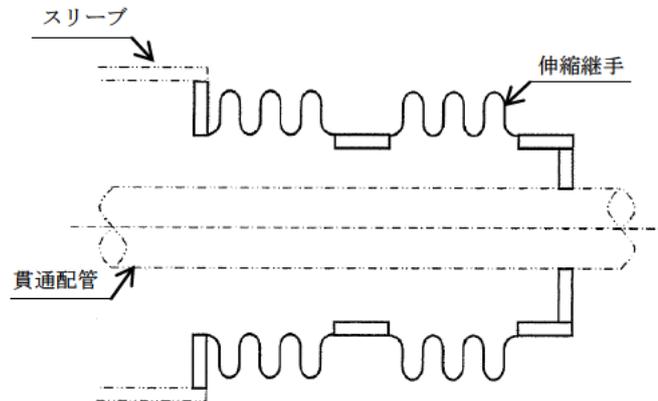


図 5-2 伸縮継手模式図

評価部位は、図 5-3 に示す伸縮継手の頂部とする。

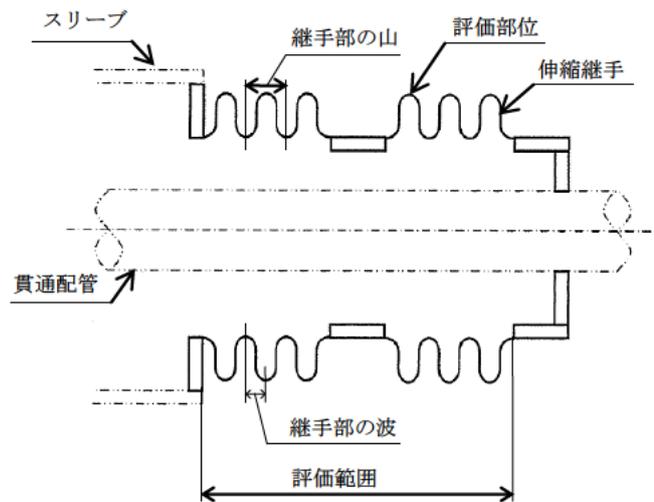


図 5-3 伸縮継手の評価部位

### 3. 評価内容

#### (1) 格納容器貫通部の仕様

格納容器貫通部の仕様について表 5-2 に示す。

表 5-2 (1/2) 格納容器貫通部の仕様

格納容器貫通部	原子炉格納容器 最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	伸縮継手 有効径 (mm)	継手部の 波の高さ (mm)	継手部の 波のピッチの 2分の1 (mm)	継手部の 板の厚さ (mm)
	P		$d_p$	h	b	t
主蒸気管 貫通部	0.255	291				

表 5-2 (2/2) 格納容器貫通部の仕様

格納容器貫通部	伸縮継手 1個の 山数 $W_N$	継手部 の 層数 c	材料	評価温度における 縦弾性係数 (MPa) E	複式伸縮継手の長さ (mm)	
					中間の管 の長さ $\ell$	伸縮継手 の長さ L
主蒸気管 貫通部			SUS304	195,000	110	610

#### (2) 地震時の伸縮継手の変位

基準地震動  $S_s$  又は  $S_1$  を考慮した伸縮継手の変位をそれぞれ表 5-3 及び表 5-4 に示す。

表 5-3 伸縮継手の変位 (基準地震動  $S_s$ )

格納容器貫通部	地震合計変位 (mm)			
	X	Y	Z	$\delta_y = \sqrt{Y^2 + Z^2}$
主蒸気管 貫通部				

表 5-4 伸縮継手の変位 (基準地震動  $S_1$ )

格納容器貫通部	地震合計変位 (mm)			
	X	Y	Z	$\delta_y = \sqrt{Y^2 + Z^2}$
主蒸気管 貫通部				

注：表 5-3、表 5-4 に示す座標系は、格納容器半径方向を X 方向、鉛直方向を Z 方向とする右手直交座標系であり、表 5-1 に示す X、Y とは異なるものである。

#### (3) 疲労累積係数 (地震時) の算出

地震時の伸縮継手の変位から発生応力を算出し許容繰返し回数を求め、評価繰返し回数と許容繰返し回数の比 (疲労累積係数) を算出する (日本機械学会 「設計・建設規格 2005 年版 (2007 年追補版を含む) JSME S NC1-2005(2007)」 (以下、「設計・建設規格」という) の PVE-3800 伸縮継手を参照)。

a. 伸縮継手の変位

(a) 軸方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量

$$e_x = \frac{X}{2W_N}$$

(b) 軸直角方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量

$$e_y = \frac{3d_p Y}{2W_N \left\{ L + \ell \left( \frac{\ell}{L} + 1 \right) \right\}}$$

(c) 継手部の 1 山当たりの総変位量

$$e = e_x + e_y$$

(d) 伸縮継手の全伸縮量 (地震)

$$\delta = eW_N$$

b. 伸縮継手の応力と許容繰返し回数 (設計・建設規格 PVE-3800)

(a) 伸縮継手の応力

全伸縮量 (地震) による応力

$$\sigma_D = \frac{1.5Et \delta}{n \sqrt{bh^3}}$$

最高使用圧力による応力

$$\sigma_P = \frac{Ph^2}{2t^2c}$$

発生応力

$$\sigma = \sigma_D + \sigma_P$$

(b) 許容繰返し回数 (地震時)

$$N = \left( \frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5}$$

(c) 疲労累積係数 (地震時)

$$UF = \frac{N_R}{N}$$

4. 評価結果

(1) 地震による疲労評価結果

基準地震動  $S_s$  又は  $S_1$  による疲労評価結果をそれぞれ表 5-5 及び表 5-6 に示す。

表 5-5 基準地震動  $S_s$  による疲労評価結果

格納容器貫通部	発生応力 $\sigma$ (MPa)	許容繰返し 回数 N	評価繰返し 回数 $N_R$	疲労累積係数 UF
主蒸気管 貫通部	1,915	459	200	0.436

表 5-6 基準地震動  $S_1$  による疲労評価結果

格納容器貫通部	発生応力 $\sigma$ (MPa)	許容繰返し 回数 N	評価繰返し 回数 $N_R$	疲労累積係数 UF
主蒸気管 貫通部	1,587	886	300	0.339

(2) 運転実績回数\*1に基づく疲労累積係数との組合せによる評価結果

運転実績回数に基づく疲労累積係数と、基準地震動  $S_s$  又は  $S_1$  を考慮して算出した結果をそれぞれ表 5-7 及び表 5-8 に示す。

表 5-7 基準地震動  $S_s$  と運転実績回数に基づく  
疲労累積係数との組合せによる評価結果

格納容器貫通部	運転実績回数 に基づく 疲労累積係数	地震動による 疲労累積係数 (基準地震動 $S_s$ )	合計 (許容値 1 以下)
主蒸気管 貫通部	0.032	0.436	0.468

表 5-8 基準地震動  $S_1$  と運転実績回数に基づく  
疲労累積係数との組合せによる評価結果

格納容器貫通部	運転実績回数 に基づく 疲労累積係数	地震動による 疲労累積係数 (基準地震動 $S_1$ )	合計 (許容値 1 以下)
主蒸気管 貫通部	0.032	0.339	0.371

\*1: 過渡実績を踏まえ、運転開始後 60 年後までの運転過渡を想定した疲労累積係数

以上より、主蒸気管の伸縮継手の疲労割れに対する耐震安全性に問題はない。

以上

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亀裂を想定して、地震発生時の亀裂の安定性を評価した。具体的な亀裂安定性評価方法及びフローを添付—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" data-bbox="434 1059 1238 1657"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">単位</th> <th>評価対象配管</th> </tr> <tr> <th>余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>配管口径</td> <td>mm</td> <td>216.3</td> </tr> <tr> <td>配管肉厚</td> <td>mm</td> <td>8.2</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>℃</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 (<math>\times 10^5</math>)</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><math>\sigma f</math></td> <td>MPa</td> <td>273</td> </tr> </tbody> </table> <p>②亀裂形状及び判定応力の算出</p> <table border="1" data-bbox="434 1767 1246 1933"> <thead> <tr> <th>臨界流量 Gc (gpm/mm<sup>2</sup>)</th> <th>開口面積 A (mm<sup>2</sup>)</th> <th>亀裂長さ 2c (mm)</th> <th>亀裂角度 2<math>\theta</math> (度)</th> <th>判定応力 Pf (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>210</td> </tr> </tbody> </table>	項目	単位	評価対象配管	余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部	配管口径	mm	216.3	配管肉厚	mm	8.2	配管材料	—	SUS304TP	最高使用温度	℃	200	最高使用圧力	MPa	4.5	縦弾性係数 ( $\times 10^5$ )	MPa	1.83	Sy	MPa	144	Su	MPa	402	Sm	MPa	129	$\sigma f$	MPa	273	臨界流量 Gc (gpm/mm <sup>2</sup> )	開口面積 A (mm <sup>2</sup> )	亀裂長さ 2c (mm)	亀裂角度 2 $\theta$ (度)	判定応力 Pf (MPa)					210
項目	単位			評価対象配管																																									
		余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部																																											
配管口径	mm	216.3																																											
配管肉厚	mm	8.2																																											
配管材料	—	SUS304TP																																											
最高使用温度	℃	200																																											
最高使用圧力	MPa	4.5																																											
縦弾性係数 ( $\times 10^5$ )	MPa	1.83																																											
Sy	MPa	144																																											
Su	MPa	402																																											
Sm	MPa	129																																											
$\sigma f$	MPa	273																																											
臨界流量 Gc (gpm/mm <sup>2</sup> )	開口面積 A (mm <sup>2</sup> )	亀裂長さ 2c (mm)	亀裂角度 2 $\theta$ (度)	判定応力 Pf (MPa)																																									
				210																																									

<判定応力の算出>

$$Pf = Pm + Pb'$$

- Pm : 内圧によって発生する膜応力 (=Pr)
- Pr : 設計内圧応力
- Pb' : 曲げ応力 ( $=2\sigma f (2\sin\beta - \sin\theta) / \pi$ )
- $\beta$  :  $[\pi - \theta - (Pm/\sigma f) \pi] / 2$
- $\sigma f$  : 流動応力 =  $(Sy + Su) / 2$
- $\theta$  : 貫通亀裂半角度
- Sy : 設計降伏点
- Su : 設計引張強さ
- Sm : 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 (Pa) を表6-1に示す。

表6-1 発生応力

地震力	Pm	Pb			Pa
	内圧 (MPa)	自重 (MPa)	熱 (MPa)	地震 (MPa)	発生応力(合計) (MPa)
S <sub>s</sub> 地震時	29.7	6.6	27.5	5.7	70
S <sub>1</sub> 地震時	29.7	6.6	27.5	3.6	68

4. 評価結果

S<sub>s</sub>地震時及びS<sub>1</sub>地震時の亀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、余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部（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（亀裂安定限界応力）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 Pa (MPa)	判定応力 Pf (MPa)	応力比 Pa/Pf
S <sub>s</sub> 地震時	70	210	0.33
S <sub>1</sub> 地震時	68	210	0.32

以上

## 地震時の亀裂安定性評価方法

## ① 漏えい量

亀裂安定性評価に用いる亀裂開口面積及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

亀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亀裂を想定した安定性評価を実施する。

## ③ 亀裂評価における (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亀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 Pr (設計内圧応力) ※1 を与えて亀裂半角度  $\theta$  を求める。

※1：負荷荷重は、通常運転時の発生応力 (内圧、自重、熱の合計応力) が  $0.5S_m$  を超えないことから Pr を用いる。

a. 亀裂角度を求めるための開口面積を AIN とする。

$$\bullet AIN = Q/Gc$$

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  $\theta$  を亀裂半角度とする。

<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、亀裂先端の塑性域を考慮し、亀裂の半角度は  $\theta$  に代えて  $\theta_{eff}$  を次式で求める。

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

## &lt;記号説明&gt;

- At : 軸力が作用した時の亀裂開口面積  
 Ab : 曲げモーメントが作用した時の亀裂開口面積  
 $\sigma_t$  : 軸力による公称応力  
 $\sigma_b$  : 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  
 $I_t(\theta)$ ,  $I_b(\theta)$  : 無次元量  
 $\theta$  : 亀裂半角度  
 $K_t$  : 軸力による応力拡大係数  
 $K_b$  : 曲げモーメントによる応力拡大係数  
 $\sigma_f$  : 流動応力

## c. 水学的直径(Dh)

亀裂長さは次式による。また、DhはAtotalを亀裂長さで除したものの。

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

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

## &lt;記号説明&gt;

- 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 Gc-Dh 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 Gc (gpm/mm<sup>2</sup>) と水力学的直径 Dh (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 Gc 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<sub>E</sub> : 熱平衡時のクオリティ)

v : 比容積 (m<sup>3</sup>/kg)

P : 圧力 (Pa)

γ : 断熱係数

(添字・・・g : 気相, ℓ : 液相, ℓ<sub>0</sub> : 入口液相条件)

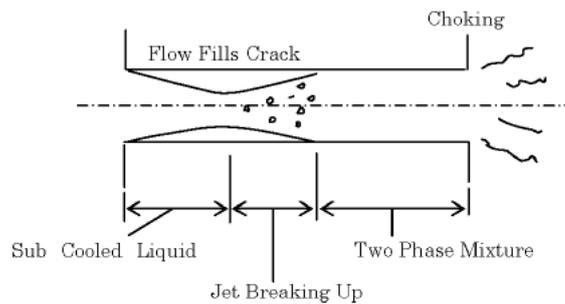


図 6-1-1 亀裂内の流れ (サブクール水)

⑥ 臨界流量 (Gc-Dh) の決定

上記④と⑤のGc-Dh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Gc, Dhは両方の条件を満足する。

この時のGc-Dhの亀裂角度, 開口面積を, 亀裂安定性評価に用いる判定応力の算出に使用する。

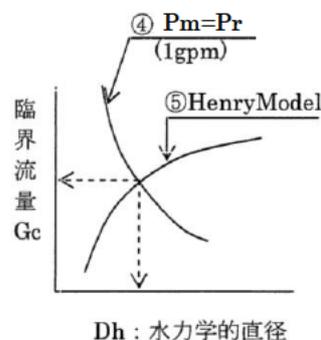


図 6-1-2 Gc-Dh 曲線

## 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 $P_f$ 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 $\sigma_f$ 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、亀裂があっても安定していると考えられる。

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

<記号説明>

$P_m$  : 内圧によって発生する膜応力 (=  $P_r$ )

(通常運転時の発生応力 (内圧, 自重, 熱の合計応力) が  $0.5S_m$  を超えないことから  $P_r$  を用いる。)

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

$\beta = [\pi - \theta - (P_m / \sigma_f) \pi] / 2$

$\sigma_f$  : 流動応力 =  $(S_y + S_u) / 2$

$\theta$  : 貫通亀裂半角度

$S_y$  : 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 及び I +  $S_s$ ,  $S_1$  地震とするが, 実質的には I, II +  $S_s$ ,  $S_1$  地震が最も厳しいことから, I, II +  $S_s$ ,  $S_1$  地震の評価を実施する。

(JEAG4613-1998は  $S_1$  で評価するが, 本評価は  $S_s$ ,  $S_1$  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。

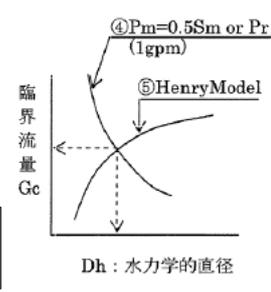
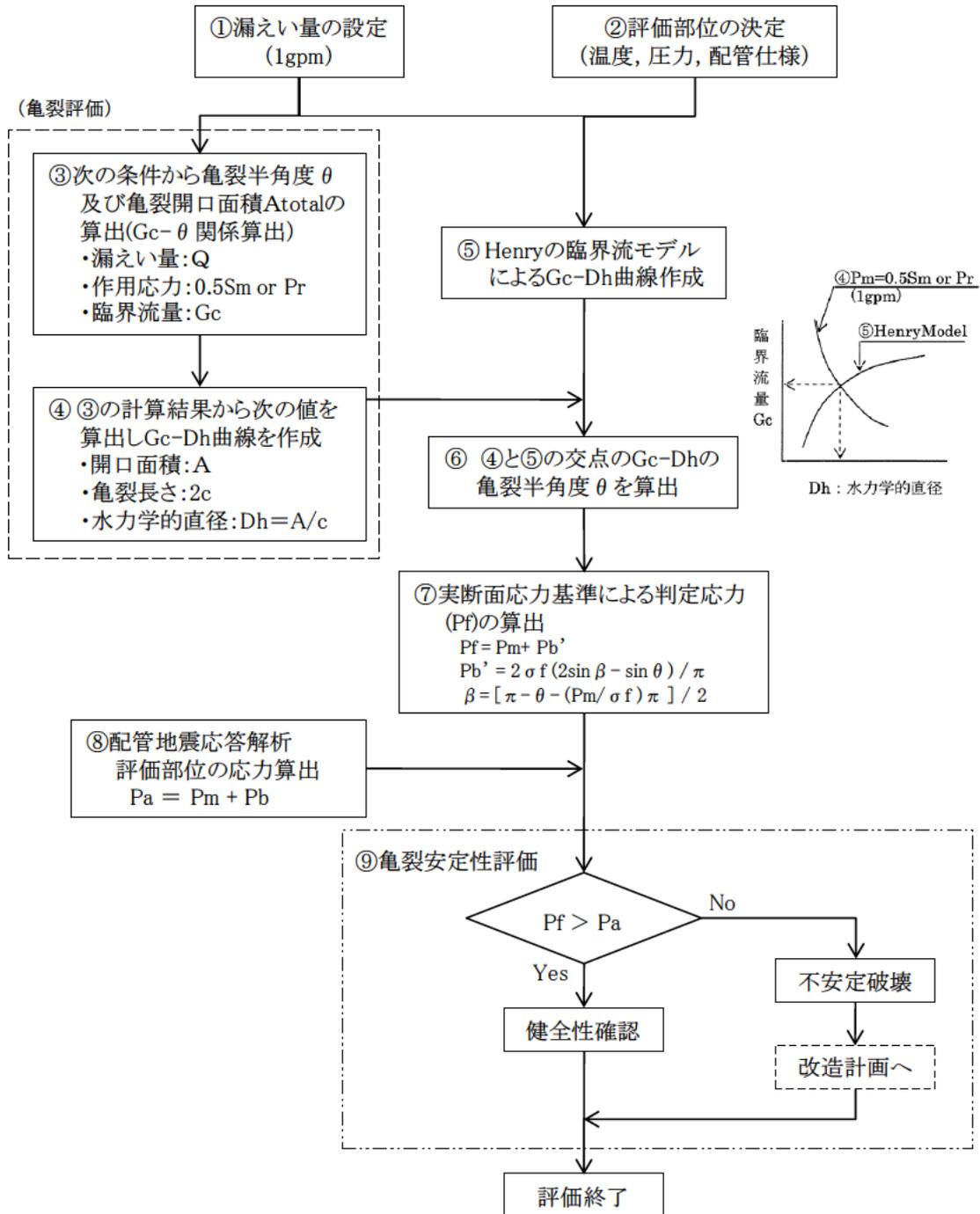
## ⑨ 評価

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

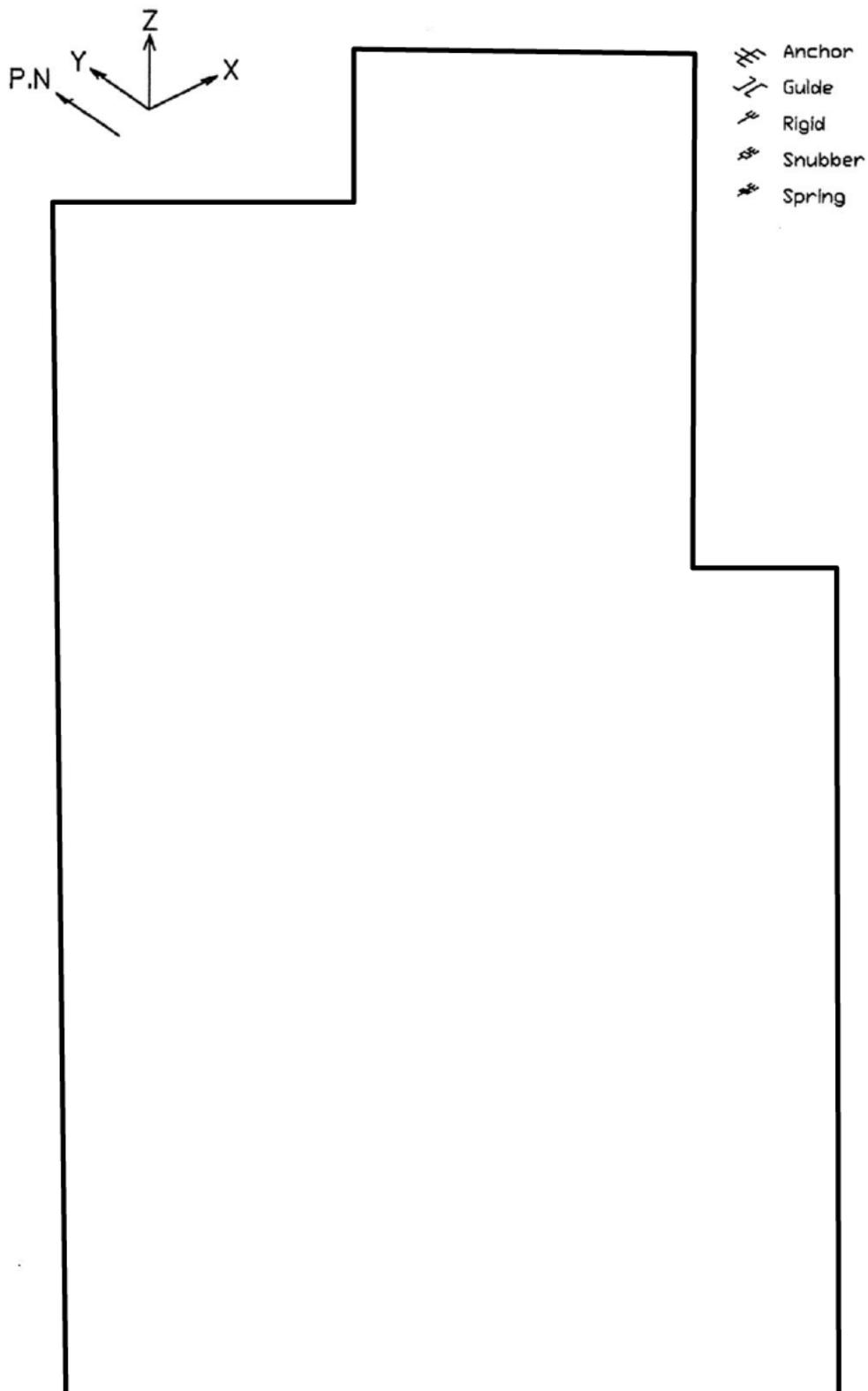
$P_f \leq P_a$  : 破断

地震時の亀裂安定性評価フロー

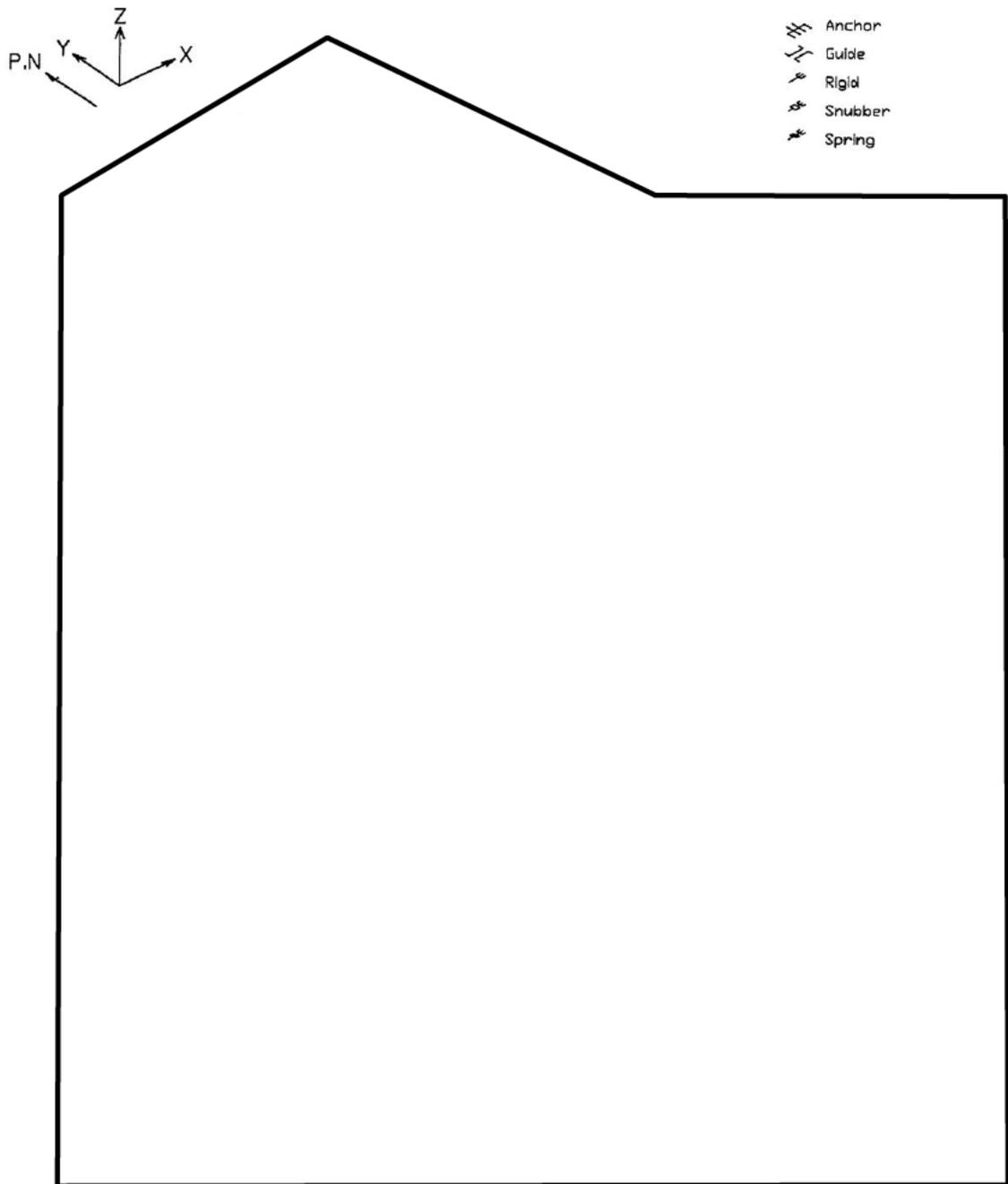


(注記) 記号の内容は以下のとおり

- ・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)



泊1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) (1/2)



泊1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) (2/2)

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。冷温停止状態を前提とした評価においては、加圧熱衝撃事象（PTS事象）は発生しないことから、PTS事象との組み合わせは不要とした。</p> <p>1. S<sub>s</sub>地震時の応力評価部位と応力値</p> <p>S<sub>s</sub>地震による原子炉容器胴部に生じる曲げモーメント<sup>※1</sup>として、最大となる節点（原子炉容器管台ノズル部（添付-1の図中⑦））の <math>2.00 \times 10^{10} \text{N} \cdot \text{mm}</math> を使用している。この曲げモーメントを断面係数（<math>1.57 \times 10^9 \text{mm}^3</math>）で除して算出した曲げ応力値<sup>※2</sup>（<math>\sigma_b</math>）は 12.8MPa となる。</p> <p>※1：曲げモーメントは原子炉建屋（内部コンクリート：EL.20m）での減衰定数1%の発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成18年9月19日）により策定した基準地震動S<sub>s</sub>による床応答曲線を用いてスペクトルモーダル解析により算出している。</p> <p>※2：原子炉容器中心を基準として、系全体で見たときに、曲げとしての応力が作用していることから、曲げ応力値としている。</p> <p>2. K<sub>IC</sub>の算出式とその根拠</p> <p>K<sub>IC</sub>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）</p> $K_{IC} = 20.16 + 129.9 \exp \{ 0.0161 (T - T_p) \} \quad (\text{MPa}\sqrt{\text{m}})$ <p>3. K<sub>I</sub>値の評価結果</p> <p>S<sub>s</sub>地震で生じる K<sub>I</sub>値は、原子炉容器胴部に仮定した周方向想定欠陥（長さ 60mm、深さ 10mm の半楕円表面欠陥、母材厚さ <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> mm）に上記 1. 項の荷重が作用した場合に生じる値として、JEAC4206-2007 F-3300 に記載している ASME Sec. XI App. A の式を用いて <math>5.1 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}</math> を算出している。</p> <p>S<sub>s</sub>地震で生じる K<sub>I</sub>値の算出には、JEAC4206-2007 の附属書 F-3300 にて記載のある ASME Sec. XI App. A の解の式（①式）を用いて算出している。式を以下に示す。</p> $K_I = \left\{ (\sigma_m + A_p) M_m + \sigma_b M_b \right\} \sqrt{\frac{\pi a}{1000Q}} \cdots \text{①}$

<記号説明>

$K_I$  : 応力拡大係数 (  $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  )

$\sigma_m$  : 膜応力 (MPa)

$A_p$  : 内表面亀裂にかかる内圧 (MPa)

$M_m$  : 膜応力の補正係数 (=  $G_0$ )

$\sigma_b$  : 曲げ応力 (MPa)

$M_b$  : 曲げ応力の補正係数 (=  $G_0 - 2(a/t)G_1$ )

$Q$  : 亀裂形状の補正係数 (=  $1 + 4.593(a/\ell)^{1.65} - q_y$ )

$q_y$  : 塑性域補正係数 (=  $\{(\sigma_m \cdot M_m + A_p \cdot M_m + \sigma_b \cdot M_b) / \sigma_{ys}\}^2 / 6$ )

$G_0, G_1$  : 想定欠陥深さ位置での係数

(JEAC4206-2007 附属書表 F-3200-1(1/2))

$\sigma_{ys}$  : 降伏応力 (MPa)

$a$  : 欠陥深さ (mm)

$\ell$  : 欠陥長さ (mm)

S s 地震で生じる  $K_I$  値 :  $5.1\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  の算出過程を以下に示す。

応力拡大係数を計算する際の想定欠陥は、長さ 60mm、深さ 10mm の半楕円表面欠陥とし、上記①式を用いて、 $K_I$  値を算出する。

欠陥深さ  $a = 10$  (mm)

欠陥長さ  $\ell = 60$  (mm)

母材厚さ  $t = \square$  (mm)

JEAC4206-2007 附属書表 F-3200-1 (添付-2) において、 $a/t = 0.060$ ,  
 $a/\ell = 0.167$ より、

$M_m = G_0 = 1.0938$

$G_1 = 0.6779$

よって、

$$q_y = \left\{ (\sigma_m \cdot M_m + A_p \cdot M_m + \sigma_b \cdot M_b) / \sigma_{ys} \right\}^2 / 6 \\ = 0.00182$$

ここで、 $A_p = 17.16$  (MPa) ※

$$M_b = G_0 - 2(a/t)G_1 \\ = 1.0125$$

$\sigma_{ys} = 304.4$  (MPa)

( $T_c = 288.1^\circ\text{C}$ における JSME S NC1-2005/2007 の値)

$\sigma_m = 0$

※ : 欠陥面にかかる内圧は最高使用圧力 (17.16MPa) を評価に使用している。

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

以上より,

$$K_I = \left\{ (\sigma_m + A_p) M_m + \sigma_b M_b \right\} \sqrt{\frac{\pi a}{1000 Q}}$$

$$= 5.1 (\text{MPa}\sqrt{\text{m}})$$

となる。S s 地震動を考慮した評価結果を図 7-1 に示す。運転開始後 60 年時点での  $K_{Ic}$  下限包絡曲線と S s 地震を考慮した  $K_I$  曲線の両曲線は交差することはなく、 $K_{Ic} > K_I$  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。

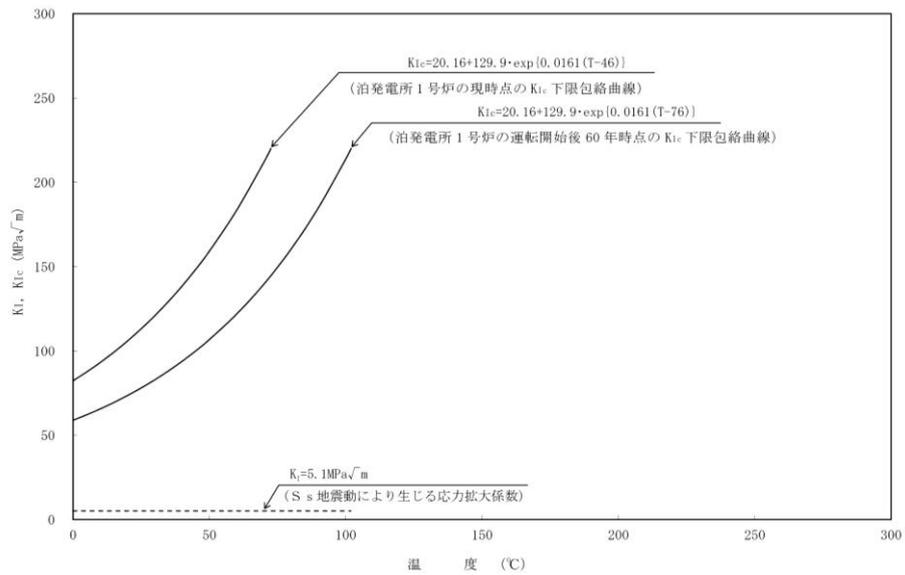
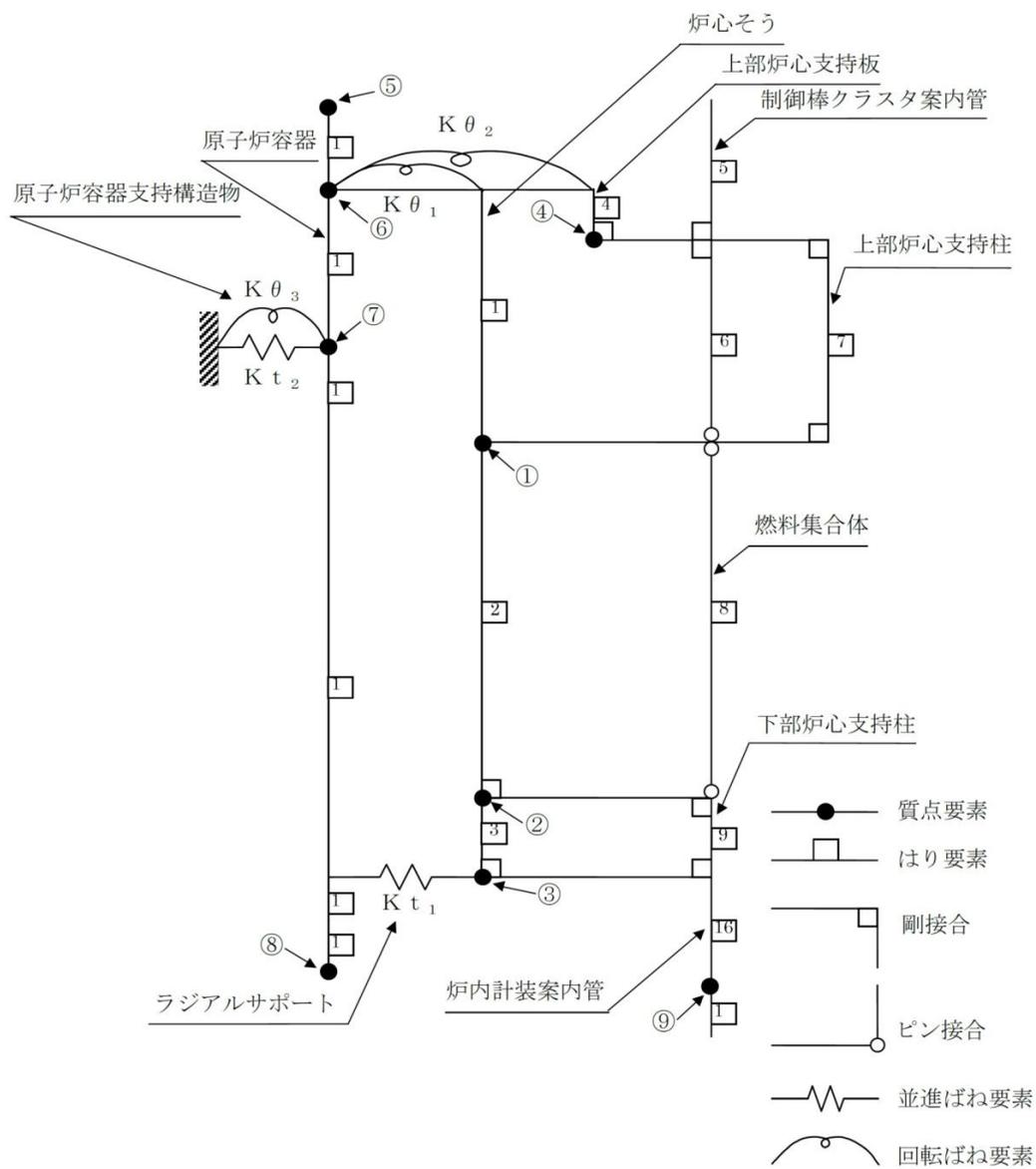


図 7-1 泊 1 号炉の S s 地震動による破壊評価

以 上



原子炉容器胴部の地震評価に使用するモデル

附属書表 F-3200-1 (1/2) 最深点 A での係数

Uniform  $G_0$

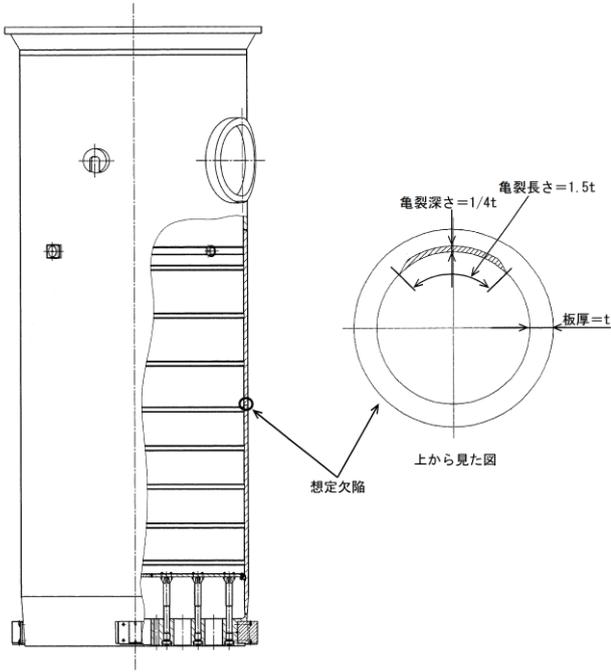
$a/t$	$a/\ell$					
	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5
0.00	1.1208	1.0969	1.0856	1.0727	1.0564	1.0366
0.05	1.1461	1.1000	1.0879	1.0740	1.0575	1.0373
0.10	1.1945	1.1152	1.0947	1.0779	1.0609	1.0396
0.15	1.2670	1.1402	1.1058	1.0842	1.0664	1.0432
0.20	1.3654	1.1744	1.1210	1.0928	1.0739	1.0482
0.25	1.4929	1.2170	1.1399	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

$a/t=0.060$   
 $a/\ell=0.167$   
 $G_0=1.0938$

Linear  $G_1$

$a/t$	$a/\ell$					
	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5
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

$a/t=0.060$   
 $a/\ell=0.167$   
 $G_1=0.6779$

タイトル	炉心そう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そう溶接部に有意な欠陥が存在すると仮定し、<math>S_s</math>地震発生時の荷重を考慮して求めた応力拡大係数 <math>K</math> と、中性子照射を受けたステンレス鋼の <math>J_{IC}</math> 値から換算した破壊靱性値 <math>K_{IC}</math> 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> <table border="1" data-bbox="632 913 1121 1010"> <caption>表 8-1 想定した亀裂形状</caption> <thead> <tr> <th>亀裂方向</th> <th>亀裂長さ</th> <th>亀裂深さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>周方向</td> <td>1.5t</td> <td>1/4t</td> </tr> </tbody> </table> <p>t : 炉心そう板厚 (=51.6 mm)</p> <p>亀裂の想定部位 (評価部位) は、図 8-1 に示すとおり、溶接部に亀裂が想定されることから、下部炉心そう上部胴と下部胴の溶接部とした。</p>  <p>図 8-1 炉心そうにおける想定欠陥部位</p>	亀裂方向	亀裂長さ	亀裂深さ	周方向	1.5t	1/4t
亀裂方向	亀裂長さ	亀裂深さ					
周方向	1.5t	1/4t					

(2) 応力条件

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

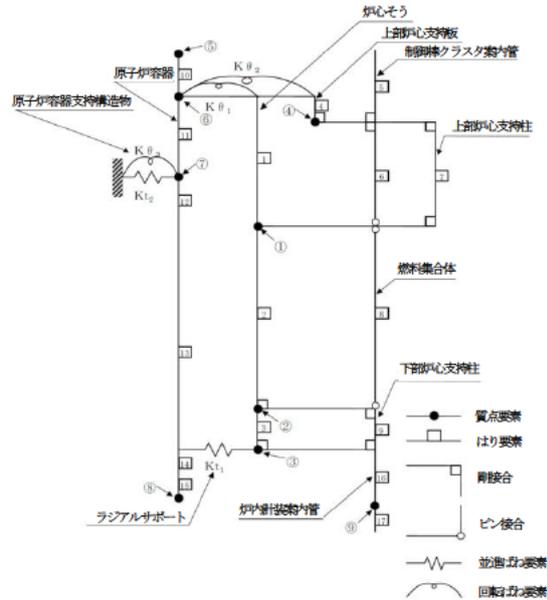


図 8-2 水平方向耐震解析モデル

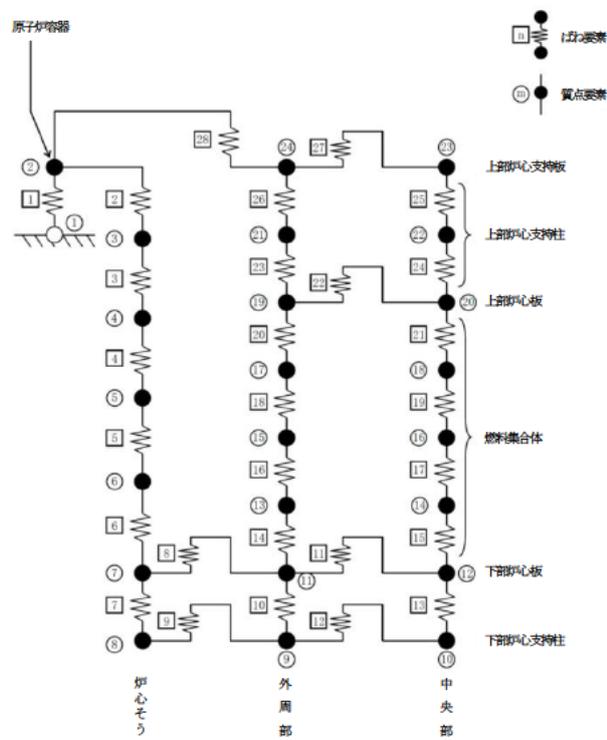


図 8-3 鉛直方向耐震解析モデル

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 <sup>※1</sup>	10.6
$S_s$ 地震による応力	引張応力	7.3
合計	引張応力 $\sigma_m$	14.6
	曲げ応力 $\sigma_b$	10.6

※1：炉心そのの内外面の温度差により生じる曲げ応力

### (3) 解析モデル

炉心そのの平均半径  $R_m$  の板厚  $t$  に対する比「 $R_m/t$ 」は約 30 と大きいことから，炉心その胴部は亀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。

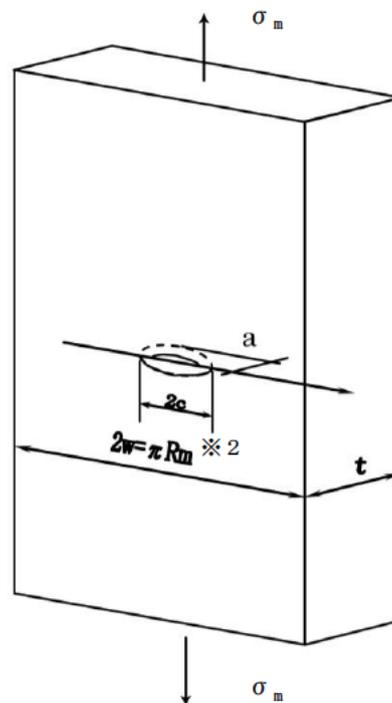


図 8-4 想定欠陥の平板近似モデル

※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そう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、亀裂半長  $c$  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  $w=2c$  (77.4 mm) とした場合でも、応力拡大係数は  $4.9 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$  となり<sup>(※3)</sup>、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  $2w = \pi R_m$  (4,430.6 mm) の場合、応力拡大係数は  $4.7 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$

表 8-3 想定した亀裂の寸法

	亀裂長さ 2c	亀裂深さ a	板幅 2w	板厚 t
寸法 (mm)	77.4	12.9	4,430.6	51.6

## 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  $14 \text{ kJ/m}^2$  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 MPa at 350°C)

$\nu$  : ポアソン比 (0.3)

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

### (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亀裂の応力拡大係数  $K$  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、

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

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

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

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

$$M_3 = 0.5 - 1.0/\{0.65 + (a/c)\} + 14 \times \{1.0 - (a/c)\}^{24}$$

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

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

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

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

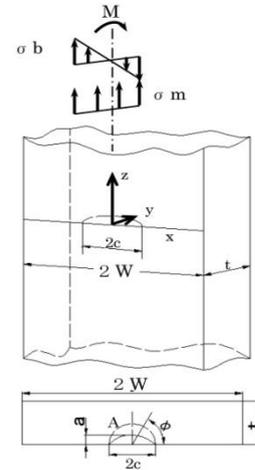
$$p = 0.2 + (a/c) + 0.6(a/t)$$

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

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

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

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



<記号説明>

Q : 表面亀裂の形状補正係数

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

$\sigma_m$  : 引張応力

$\sigma_b$  : 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  $K = 4.7 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  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 ( $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )	破壊靱性値 $K_{Ic}$ ( $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )
$S_s$	4.7	51

以上

タイトル	原子炉容器サポートブラケット（サポートリブ）の中性子及び $\gamma$ 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ブラケット（サポートリブ）の中性子及び<math>\gamma</math>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> <p>1. 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<math>\sigma</math>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<math>T</math>と鉛直方向の最大荷重<math>N</math>を基に算出した。（詳細は添付-1のとおり）</p> <p>せん断応力値<math>\sigma = 15 \text{ MPa}</math>（<math>S_1</math>地震時）</p> <p>2. 応力拡大係数の算出  応力拡大係数<math>K</math>をRaju-Newmanの算出式を用いて算出する。</p> $K = F \sigma \sqrt{\frac{\pi a / 1000}{Q}}$ $F = \left\{ M_1 + M_2 \times \left( \frac{a}{t} \right)^2 + M_3 \times \left( \frac{a}{t} \right)^4 \right\} \times g \times f_\phi \times f_w$ $Q = 1 + 1.464 \times \left( \frac{a}{c} \right)^{1.65}$ $M_1 = 1.13 - 0.09 \times \left( \frac{a}{c} \right)$ $M_2 = -0.54 + \frac{0.89}{0.2 + \frac{a}{c}}$ $M_3 = 0.5 - \frac{1}{0.65 + \frac{a}{c}} + 14 \times \left( 1 - \frac{a}{c} \right)^{24}$ $f_\phi = \left\{ \left( \frac{a}{c} \right)^2 \cos^2 \phi + \sin^2 \phi \right\}^{\frac{1}{4}}$ $g = 1 + \left\{ 0.1 + 0.35 \times \left( \frac{a}{t} \right)^2 \right\} \times (1 - \sin \phi)^2$ $f_w = \left\{ \sec \left( \pi c \frac{\sqrt{\frac{a}{t}}}{2b} \right) \right\}^{\frac{1}{2}}$

<記号説明>

- a : 想定亀裂深さ (=15 (mm))
- b : 平板の幅の半長 (=1000(mm))
- c : 表面長さの半長 (=45(mm))
- t : 平板の厚さ (=60(mm))
- $\phi$  : 亀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 : 表面亀裂の形状補正係数 (=1.239)
- $M_1, M_2, M_3$  : 数式項の置き換え記号 ( $M_1=1.1, M_2=1.129, M_3=-0.516$ )
- $f_\phi$  : 内部亀裂を表面亀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。

$$\begin{aligned} \sqrt{2}K &= 1.169 \times 15 \times \sqrt{\frac{\pi \times \frac{15}{1000}}{1.239}} \times \sqrt{2} \\ &= 4.9 \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}}) \end{aligned}$$

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 $K_{I R}$ （=33.2MPa $\sqrt{\text{m}}$ ）の算出過程については添付-2に示す。

### 3. 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ブラケット（サポートリブ）の中性子及び $\gamma$ 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ブラケット（サポートリブ）の中性子及び $\gamma$ 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 $\sqrt{\text{m}}$ )	$K_I / K_{I R}$
4.9	33.2	0.15

以上

原子炉容器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 $\sigma$ 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。

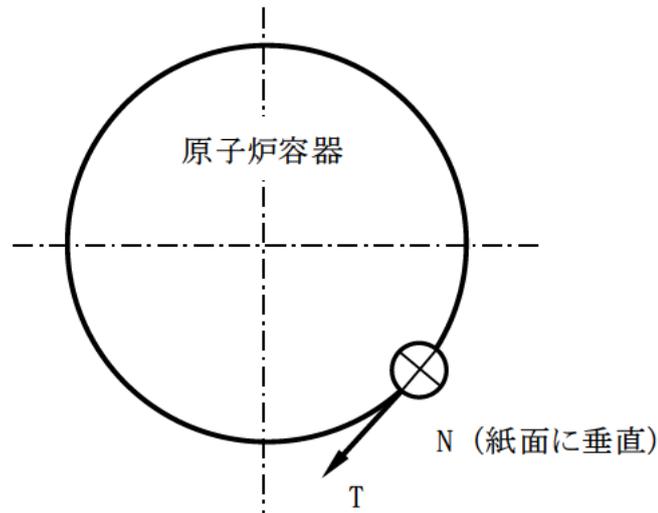


図9-1-1 荷重方向図

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)

	S <sub>s</sub> 地震時		S <sub>1</sub> 地震時	
	接線方向荷重	鉛直方向荷重	接線方向荷重	鉛直方向荷重
	T	N	T	N
自重	—	-1,038	—	-1,038
熱膨張荷重	—	-1,473	—	-1,473
地震荷重	±3,851	-1,762	±3,132	-2,681
最大荷重	±3,851	-4,273	±3,132	-5,192

(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) 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。

(注3) S<sub>s</sub>地震時は建屋一ループ連成モデルの時刻歴解析、S<sub>1</sub>地震動はスペクトルモード解析を用いて地震荷重を算出している。

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及び評価箇所を図9-1-2に示す。評価対象とするサポートリブの①及び②部におけるせん断応力を算出する。

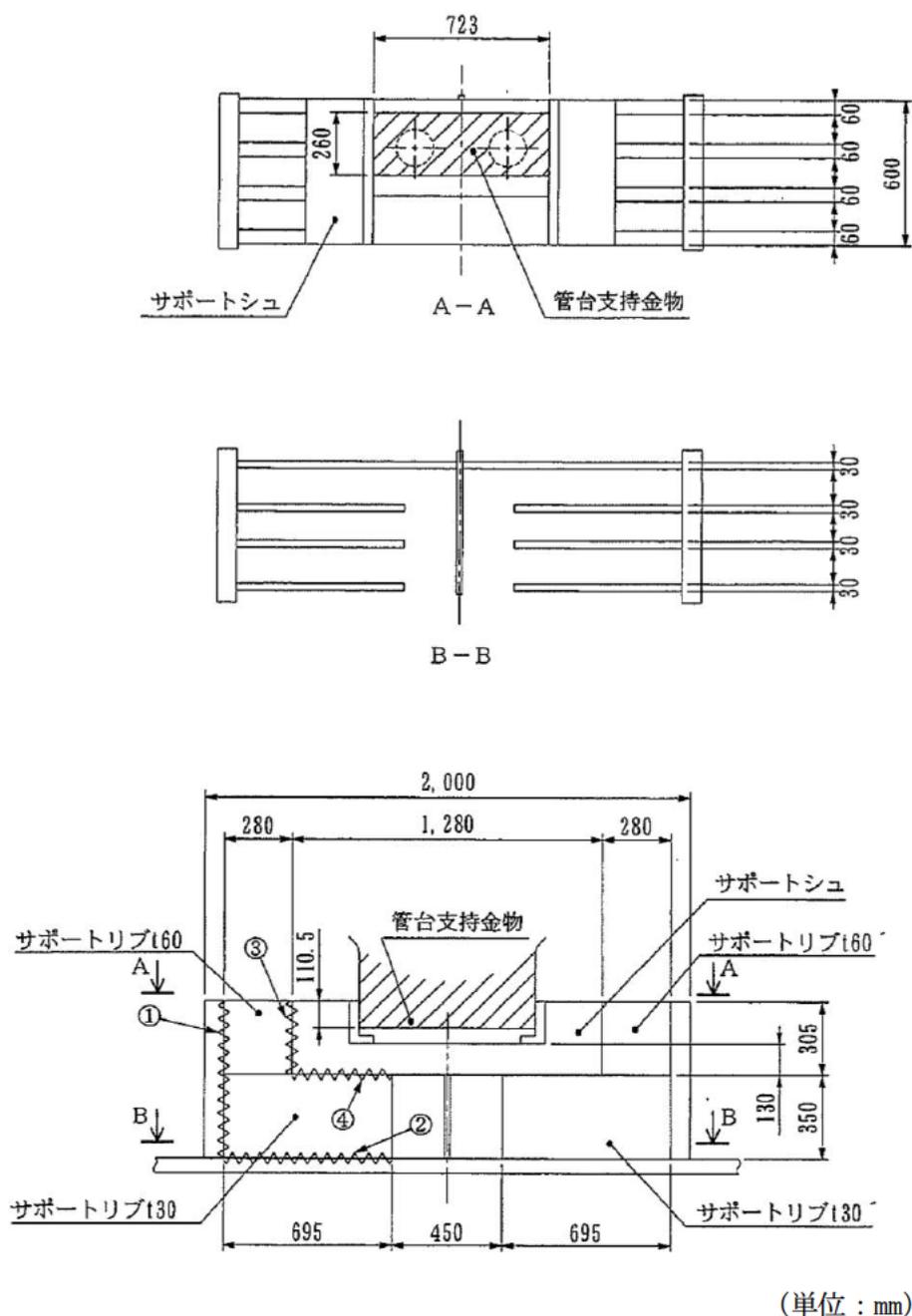


図 9-1-2 原子炉容器支持構造物の構造及び評価箇所

(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。

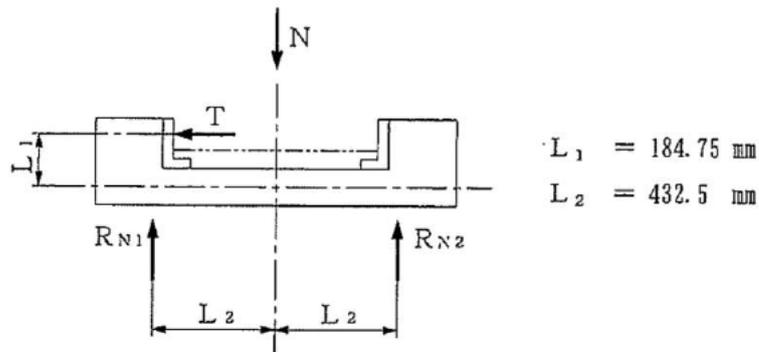


図9-1-3 サポートシュに作用する荷重

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。

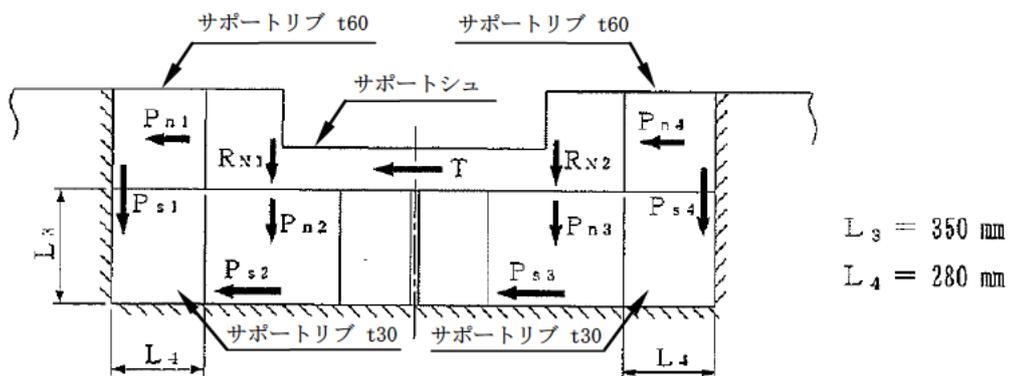


図9-1-4 サポートリブに作用する荷重

$P_{n1}, P_{n2}, P_{n3}, P_{n4}, P_{s1}, P_{s2}, P_{s3}, P_{s4}$  はサポートシユより受ける荷重である。

ここでは、条件の厳しいt60, t30のサポートリブについて評価するが、サポートシユは剛体であり、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

$$D_{s1} = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s1}}{A_{s1}} \times L_4$$

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

$$D_{c3} = \frac{1}{E} \times \frac{P_{n1}}{A_{c3}} \times L_4$$

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

$$\frac{1}{E} \times \frac{P_{n1}}{A_{c3}} \times L_4 = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s2}}{A_{s2}} \times L_3 \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{iii})$$

$$\frac{1}{E} \times \frac{P_{n2}}{A_{c4}} \times L_3 = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s1}}{A_{s1}} \times L_4 \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{iv})$$

(i), (ii), (iii) 及び (iv) 式より  $P_{s1}$  及び  $P_{s2}$  は次式より求められる。

$$P_{n1} = \frac{\frac{T}{2}}{1 + \frac{L_4}{E \times A_{c3}} \times \frac{G \times A_{s2}}{L_3}}$$

$$P_{n2} = \frac{R_{N1}}{1 + \frac{L_3}{E \times A_{c4}} \times \frac{G \times A_{s1}}{L_4}}$$

$$P_{s1} = \frac{L_3}{E \times A_{c4}} \times \frac{G \times A_{s1}}{L_4} \times P_{n2}$$

$$P_{s2} = \frac{L_4}{E \times A_{c3}} \times \frac{G \times A_{s2}}{L_3} \times P_{n1}$$

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 ( $\text{mm}^2$ )

$A_{s2}$  : 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 ( $\text{mm}^2$ )

$A_{c3}$  : 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 ( $\text{mm}^2$ )

$A_{c4}$  : 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 ( $\text{mm}^2$ )

なお,  $T$  については表9-1-1に,  $E$ ,  $G$ ,  $L_3$ ,  $L_4$ ,  $A_{s1}$ ,  $A_{s2}$ ,  $A_{c3}$ ,  $A_{c4}$  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	184.75
荷重作用点までの距離	$L_2$	mm	432.5
部材の長さ	$L_3$	mm	350
部材の長さ	$L_4$	mm	280
サポートリブ (①部) のせん断に対する断面積	$A_{s1}$	mm <sup>2</sup>	115,000
サポートリブ (②部) のせん断に対する断面積	$A_{s2}$	mm <sup>2</sup>	83,400
サポートリブ (③部) の圧縮に対する断面積	$A_{c3}$	mm <sup>2</sup>	73,200
サポートリブ (④部) の圧縮に対する断面積	$A_{c4}$	mm <sup>2</sup>	49,800
サポートリブの縦弾性係数 (注1)	E	MPa	197,000
サポートリブの横弾性係数 (注2)	G	MPa	75,800

(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 $S_1$ 地震時のサポートリブ (①部) のせん断応力 ( $\sigma = \tau_1 = 15\text{MPa}$ ) 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 (一次+二次応力評価)

(単位: MPa)

部材名	記号	地震時せん断応力	
		$S_s$ 地震時	$S_1$ 地震時
サポートリブ (①部)	$\tau_1$	14	15
サポートリブ (②部)	$\tau_2$	6	5

以 上

K<sub>IR</sub>の算出根拠・過程について

K<sub>IR</sub>については、図9-2-1に示すフローに基づき算出する。

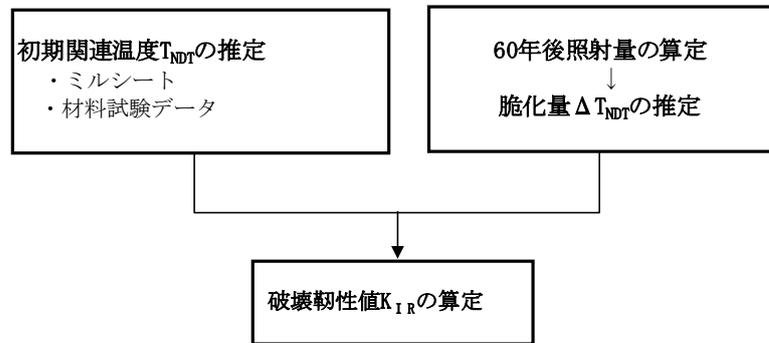


図9-2-1 K<sub>IR</sub>の算定フロー

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9-2-2に示す。

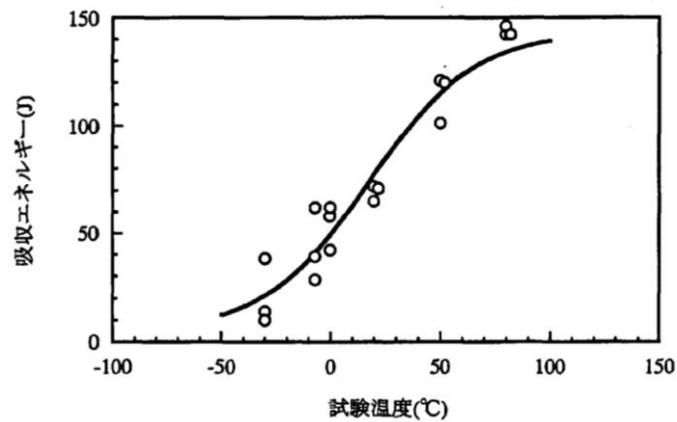


図9-2-2 リブ材(SM50B鋼)の吸収エネルギー遷移曲線

[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9-2-2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」及び「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) を満足する温度 $T_i$ における吸収エネルギー $C_v (T_i)$  A及び $C_v (T_i)$  Bと, 推定 $T_{NDT}A$ 及び推定 $T_{NDT}B$ の関係をプロットし, 初期関連温度 ( $T_{NDT}$ ) を推定する。

【評価結果】  $-57^{\circ}C$

初期関連温度 ( $T_{NDT}$ ) の推定の流れを, 図9-2-3に示す。

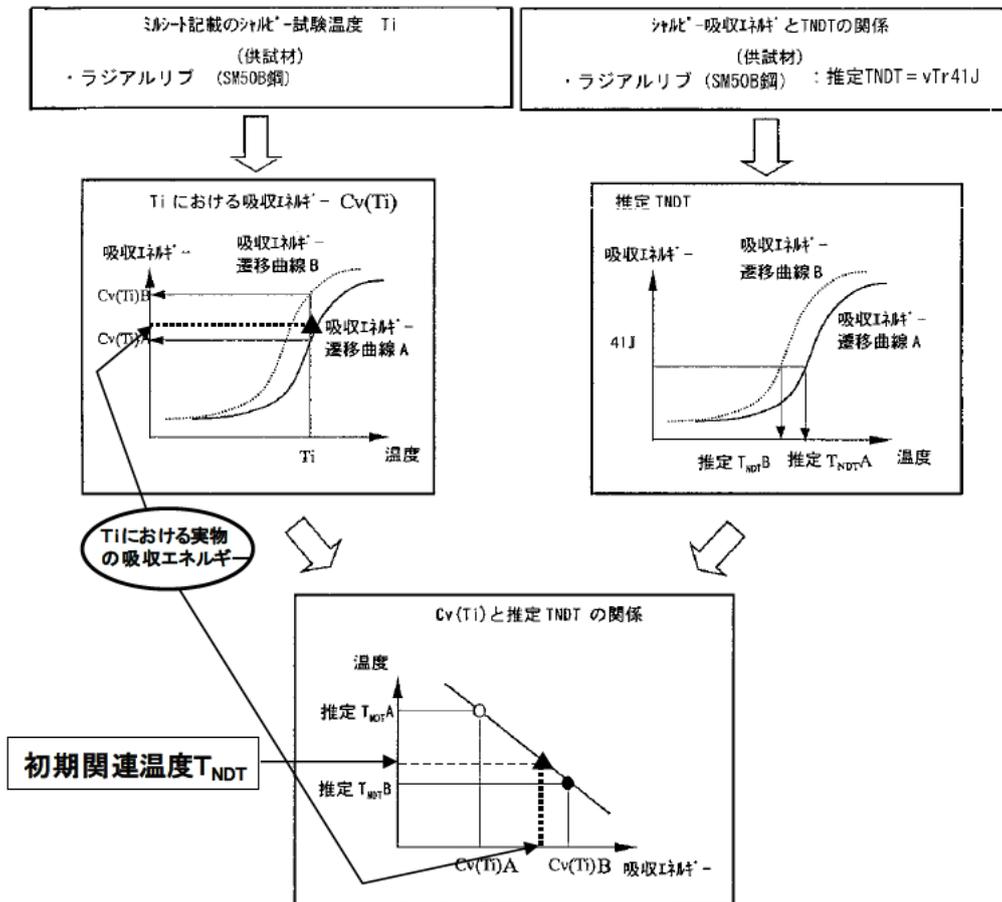


図9-2-3 シャルピー吸収エネルギー $C_v (T_i)$  と推定 $T_{NDT}$ の関係

3. 中性子照射量の算定及び脆化量 $\Delta T_{NDT}$ 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】 0.0063 dpa

この値を基に図9-2-4に示す、NUREG-1509「ORNLのHFIR炉のサーベイランスデータ及び米国 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( $\Delta T_{NDT}$ ))を推定する。

【評価結果】  $T_{NDT} : 69.5^{\circ}\text{C}$        $\Delta T_{NDT} : 126.5^{\circ}\text{C}$

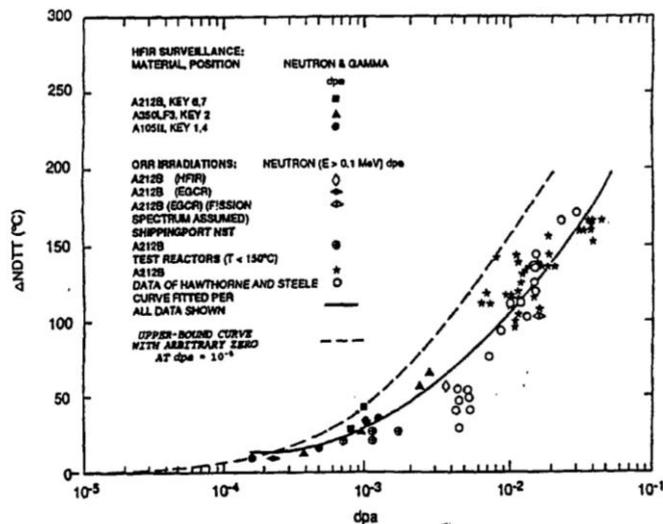


図9-2-4 RVサポートの脆化予測曲線

[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

ASME Section III Appendix Gに記載されている下式により算出する。

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

$K_{IR}$  : 破壊靱性値 ( $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )

T : 最低使用温度 ( $21^{\circ}\text{C}$ )

$T_{NDT}$  : 関連温度 ( $^{\circ}\text{C}$ ) (初期 $T_{NDT}$ 推定値+脆化量推定値 ( $\Delta T_{NDT}$ ))

【評価結果】  $K_{IR} : 33.2 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$

タイトル	低水質廃液蒸発装置（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>低水質廃液蒸発装置（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="466 696 1286 1449"> <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>亀裂角度</td> <td>rad</td> <td><math>2\theta</math></td> <td><math>\pi</math></td> </tr> <tr> <td>胴外径</td> <td>mm</td> <td><math>d_o</math></td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>胴内径</td> <td>mm</td> <td><math>d_i</math></td> </tr> <tr> <td>胴板断面二次モーメント</td> <td>mm<sup>4</sup></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><math>m_0</math></td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">質点質量 (図 10-2 参照)</td> <td>kg</td> <td><math>m_1</math></td> </tr> <tr> <td>kg</td> <td><math>m_2</math></td> </tr> <tr> <td>設計降伏点</td> <td>MPa</td> <td><math>S_y</math></td> <td>130</td> </tr> <tr> <td>設計引張強さ</td> <td>MPa</td> <td><math>S_u</math></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><math>H_1</math></td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>mm</td> <td><math>H_2</math></td> </tr> <tr> <td>設計地震力</td> <td>—</td> <td><math>C_H</math></td> <td>6.3055</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<sup>2</sup></td> <td>g</td> <td>9.80665</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 評価モデル</p> <p>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 に示す通り 1 gpm (0.2271m<sup>3</sup>/h) の漏えい量以上となる半周の貫通亀裂※を想定し、図 10-2 に示す通りの 2 質点系のモデルにて評価している。</p> <p>※メーカー試験結果(三菱重工技報 Vol.18 NO.4(1981-7))に基づき、亀裂幅を <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> m と設定した場合における 1 gpm (0.2271m<sup>3</sup>/h) の漏えい亀裂角度は 105° であるが、本評価ではより安全側の半周亀裂（亀裂角度 180° = <math>\pi</math> rad）としている。</p>	項目	単位	記号	数値	板厚	mm	t		亀裂角度	rad	$2\theta$	$\pi$	胴外径	mm	$d_o$		胴内径	mm	$d_i$	胴板断面二次モーメント	mm <sup>4</sup>	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	—	$C_H$	6.3055	胴板材質	—	—	SUS316L	重力加速度	m/s <sup>2</sup>	g	9.80665
項目	単位	記号	数値																																																															
板厚	mm	t																																																																
亀裂角度	rad	$2\theta$	$\pi$																																																															
胴外径	mm	$d_o$																																																																
胴内径	mm	$d_i$																																																																
胴板断面二次モーメント	mm <sup>4</sup>	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	—	$C_H$	6.3055																																																															
胴板材質	—	—	SUS316L																																																															
重力加速度	m/s <sup>2</sup>	g	9.80665																																																															

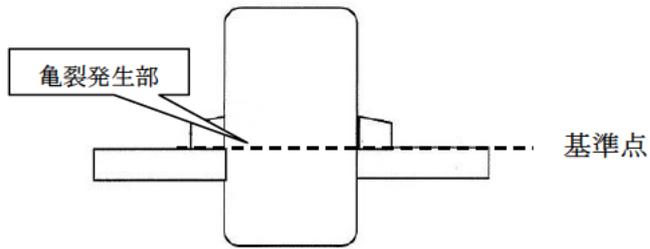


図 10-1 低水質廃液蒸発装置蒸発器 亀裂想定箇所

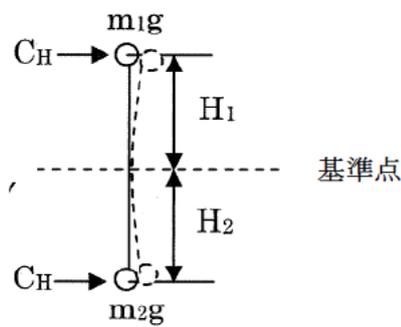


図 10-2 評価モデル

### 3. 入力（荷重）条件

#### 3.1 地震荷重

低水質廃液蒸発装置は、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  $0.468(G^*)$  と、 $1/2S_1$  の水平動的震度  $6.3055(G)$  ( $S_1$  床応答曲線のピーク値の  $1/2$ ：添付-1 参照) の大きい方である  $6.3055(G)$  ( $=C_H$ ) を使用する。

※ $9.80665(m/s^2)$

#### 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

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

### 3.3 亀裂安定限界応力

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、半周の貫通亀裂を考慮した安定限界応力  $P_f$  を算出する。算出式を以下に示す。

$$P_f = P_m + P_b'$$

<記号説明>

$P_m$  : 内圧によって発生する膜応力 ( $=P \times d_o / 4t$ )

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

$\beta$  :  $\{ \pi - \theta - (P_m / \sigma_f) \pi \} / 2$

$\sigma_f$  : 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。低水質廃液蒸発装置（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亀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

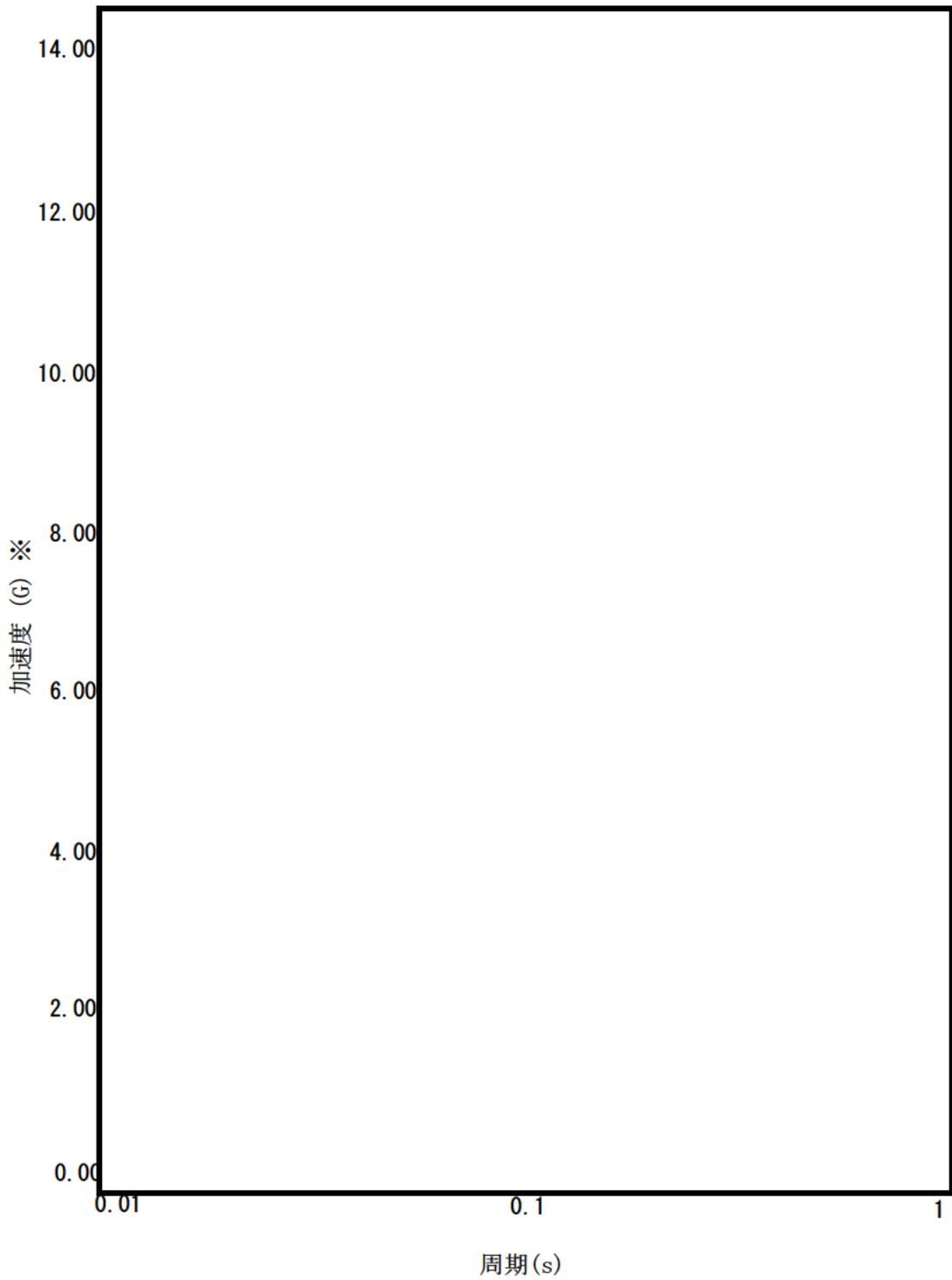
想定亀裂 亀裂角度 (rad)	耐震安全性評価		
	地震時応力 (MPa)	亀裂安定限界応力 (MPa)	応力比
$\pi$	19	71	0.27

なお、低水質廃液蒸発装置（蒸発器胴板）と同様に、経年劣化事象として応力腐食割れが想定される良水質廃液蒸発装置（蒸発器胴板）については、低水質廃液蒸発装置（蒸発器胴板）と寸法、板厚、重量及び設置フロア等の各条件が同じであることから、応力腐食割れに対する耐震安全性に問題ない。

以上

低水質廃液蒸発装置蒸発器胴板 (原子炉補助建屋 EL. 24.8m)

S<sub>1</sub>地震動 水平方向床応答曲線図 (減衰1%)



タイトル	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
説明	<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> <ol style="list-style-type: none"> <li>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)</li> <li>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。</li> </ol> <div data-bbox="550 846 1220 1892" style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">図 11-1 蒸気発生器支持脚概略図</p>

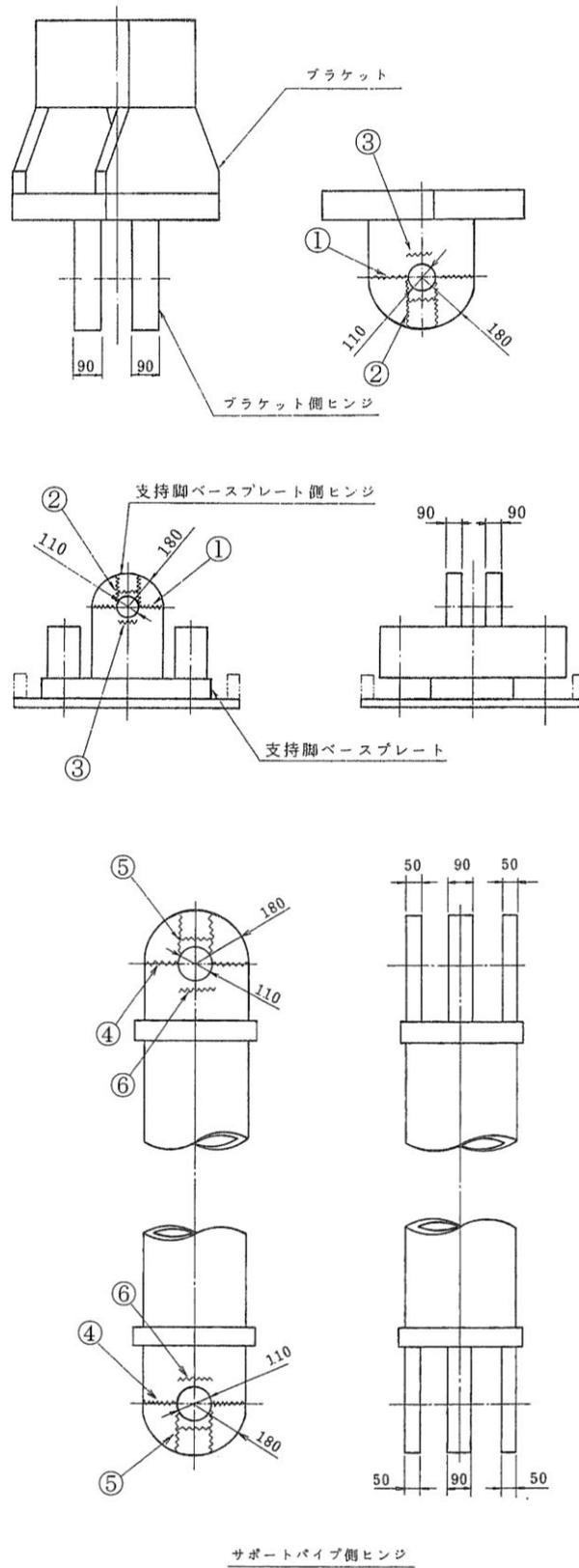


図 11-2 評価対象箇所

3. 入力（荷重）条件

蒸気発生器支持脚に作用する一次応力及び一次＋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=1, 119 (kN)

圧縮荷重 N=3, 498 (kN)

(2) 一次＋二次応力評価用荷重

引張荷重 N=2, 098 (kN)

圧縮荷重 N=4, 063 (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

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

$$A_{t1} = \{180 \times 2 - (110 + 0.04 \times 2)\} \times 90 \times 2$$

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

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

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

⑤部 せん断に対する断面積

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

⑥部 支圧面積

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

6. 発生応力及び応力比の算出

①部 引張応力

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

一次応力評価用荷重  $N=1,119$  (kN) より

$$\sigma_{t1} = 25 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は  $25/312=0.08$

②部 せん断応力

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

一次応力評価用荷重  $N=1,119$  (kN) より

$$\tau_2 = 19 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は  $19/180=0.11$

③部 支圧応力

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

一次応力評価用荷重  $N=3,498$  (kN) より

$$\sigma_{p3} = 177 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は  $177/426 = 0.42$

また、一次+二次応力評価用荷重  $N=4,063$  (kN) より

$$\sigma_{p3} = 206 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は  $206/426 = 0.48$

④部 引張応力

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

一次応力評価用荷重  $N=1,119$  (kN) より

$$\sigma_{t4} = 24 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は  $24/322 = 0.07$

⑤部 せん断応力

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

一次応力評価用荷重  $N=1,119$  (kN) より

$$\tau_5 = 18 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は  $18/186 = 0.10$

⑥部 支圧応力

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

一次応力評価用荷重  $N=3,498$  (kN) より

$$\sigma_{p6} = 168 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は  $168/439 = 0.38$

また、一次+二次応力評価用荷重  $N=4,063$  (kN) より

$$\sigma_{p6} = 195 \text{ (MPa)}$$

よって応力比は  $195/439 = 0.44$

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 <sub>A</sub> S	S <sub>s</sub>	19	206	180	426	0.11	0.48

\*1：応力比＝発生応力/許容応力

\*2：③及び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部及び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及び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(m<sup>3</sup>)

K：摩耗係数(-) ( $7 \times 10^{-3}$ )

S：すべり距離(m)

P：荷重(N)

P<sub>m</sub>：硬さ(N/m<sup>2</sup>) ( $18.6 \times 10^7 \times g$  (N/m<sup>2</sup>))

g：重力加速度(m/s<sup>2</sup>) ( $9.80665$  (m/s<sup>2</sup>))

また、摩耗深さ： $H=W/A$

H：摩耗深さ(m)

A：接触面積(m<sup>2</sup>)

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 170 × g kN）を算出した。

すべり距離（約 0.3m）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及び運転状態Ⅱの過渡条件とその回数から算出した。

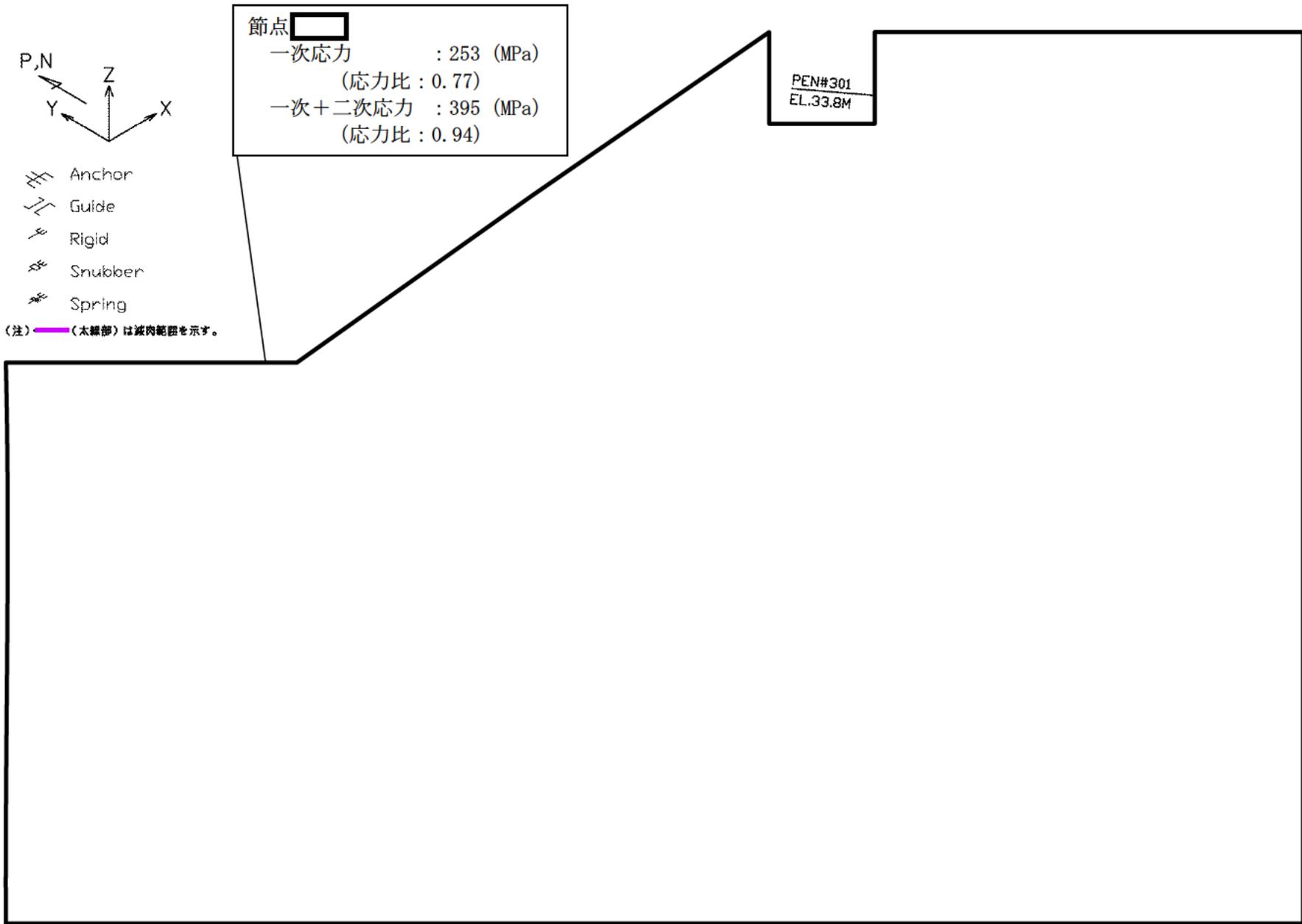
摩耗係数及び硬さについては J. F. Archard & W. Hirst, Proc. Roy. Soc., 236, A, (1956), 397 より使用温度での硬さの変化を考慮しても安全側の評価となるよう、実機より柔らかい材料である軟鋼-軟鋼のデータを引用した。

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。

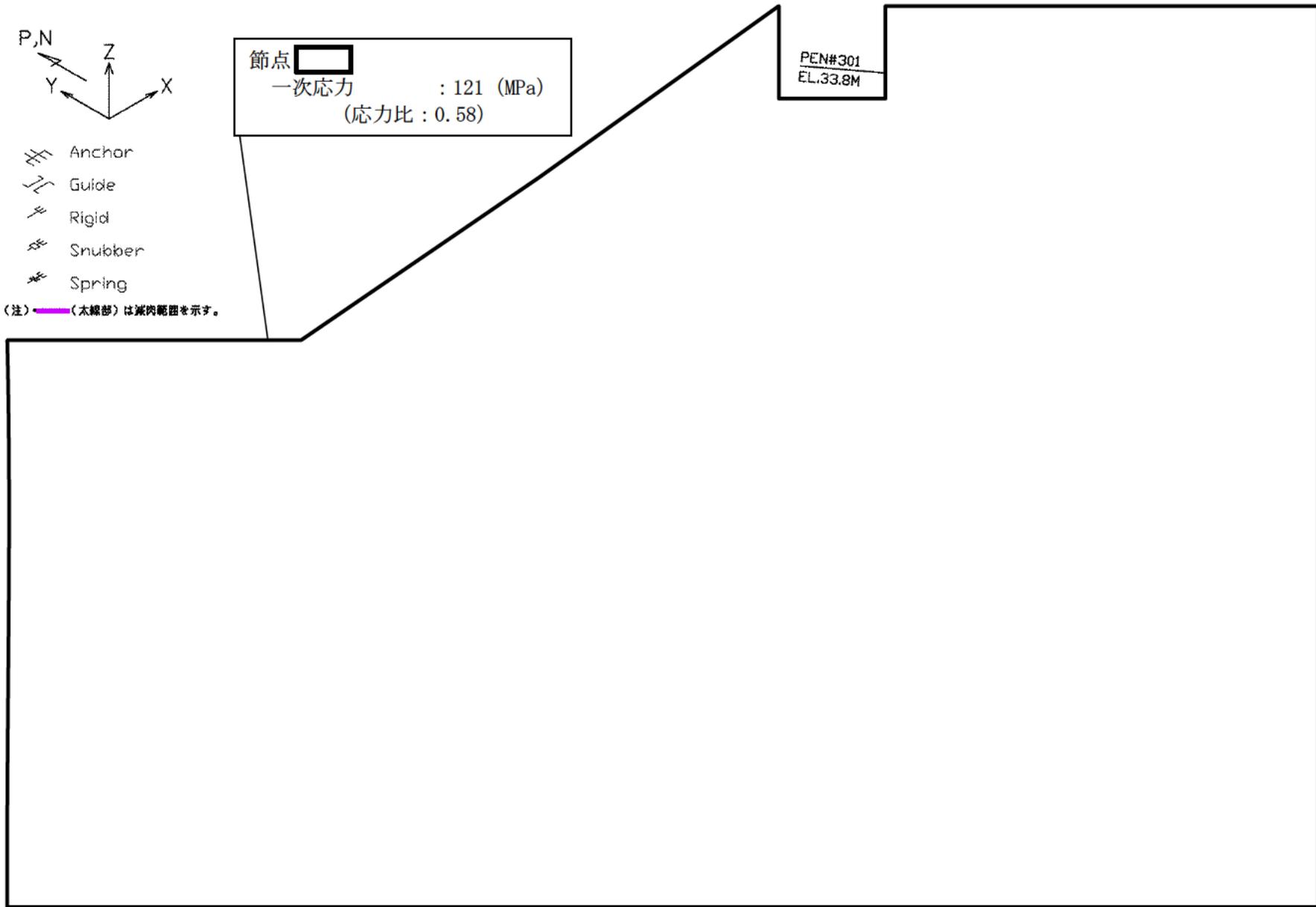
表 11-1-1 評価対象部位の各数値

部位	推定摩耗量 W ( $\times 10^{-6}$ (m <sup>3</sup> ))	接触面積 A ( $\times 10^{-4}$ (m <sup>2</sup> ))	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

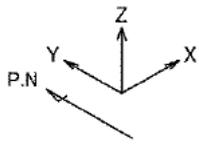
タイトル	主蒸気系統配管の内面からの腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価について										
説明	<p>1. 評価対象ラインの抽出について</p> <p>泊1号炉の高経年化技術評価における「母管の内面からの腐食（流れ加速型腐食）」に対する耐震安全性評価は、日本機械学会「加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NG1-2006）」（以下「技術規格」という。）等を反映した社内規程「泊発電所配管肉厚管理要則」で定める「流れ加速型腐食」の対象系統のうち、冷温停止状態の維持に必要なラインを抽出した。</p> <p>なお、耐震重要度が高く、配管の腐食（流れ加速型腐食）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。</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 1193 1329 1344"> <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>4</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)</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 解析モデル</p> <p>(1) 解析手法</p> <p>はりモデル解析</p> <p>(2) 解析モデル図</p> <p>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。</p> <p>4. 評価結果</p> <p>評価結果を添付-2に示す。</p> <p style="text-align: right;">以 上</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	4	FAC	なし (知見拡充箇所)	必要最小肉厚 (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	4	FAC	なし (知見拡充箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)							



主蒸気系統配管 A-主蒸気配管 (CV外) 【Ss地震】

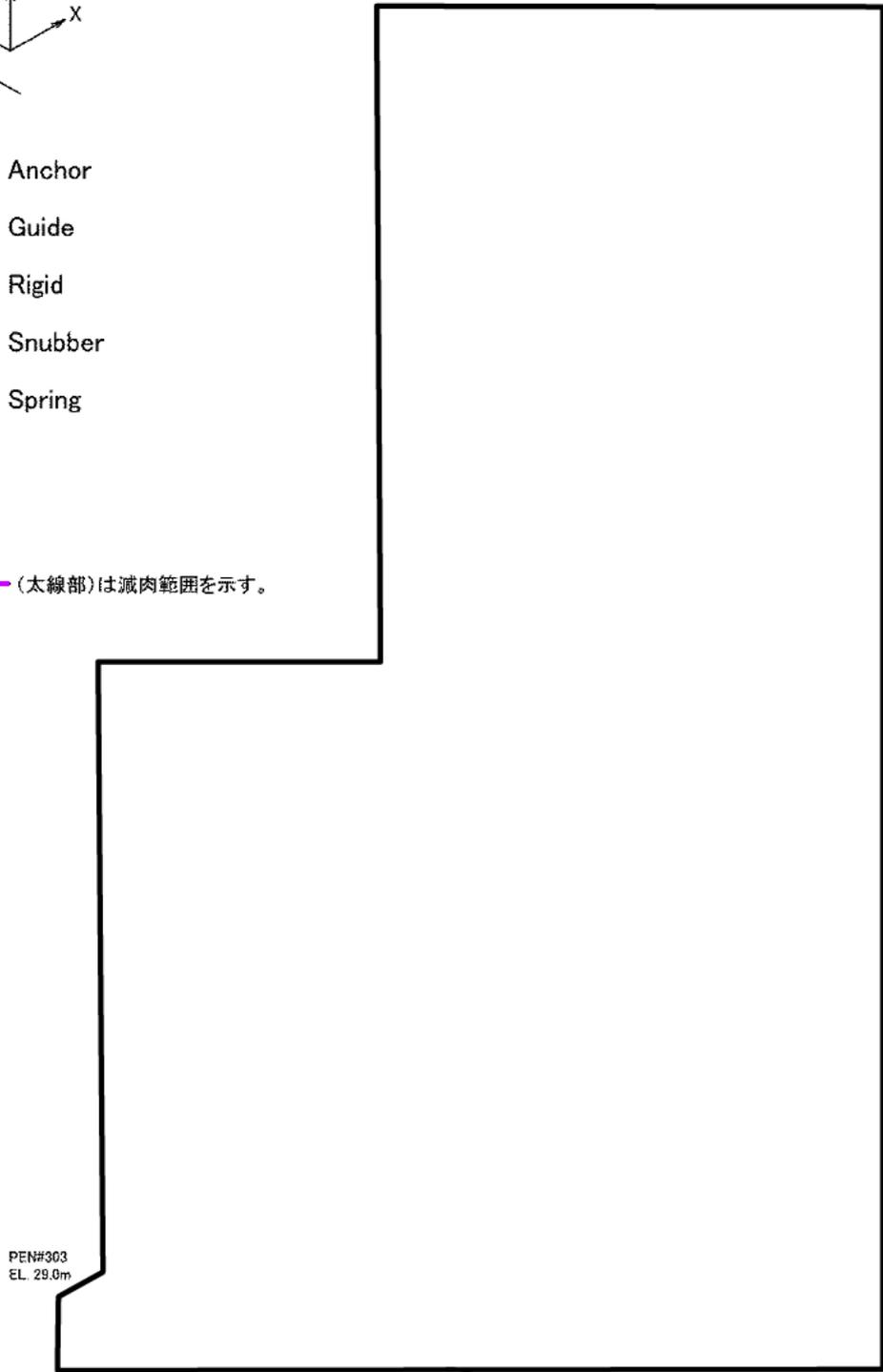


主蒸気系統配管 A-主蒸気配管 (CV外) 【S<sub>1</sub>地震】



-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

(注)  (太線部)は減肉範囲を示す。



節点   
 一次+二次応力 : 125 (MPa)  
 (応力比 : 0.37)

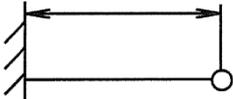
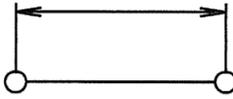
主蒸気系統配管 B-主蒸気配管 (CV内) 【S<sub>1</sub>地震】

泊1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	配管名称	耐震 重要度		応力種別	全箇所必要最小肉厚条件モデル		
					はりモデル評価		
					発生応力/ 許容応力※	応力比	評価
主蒸気系統	A-主蒸気配管 (CV内)	S	S <sub>s</sub>	一次	103/324	0.32	○
				一次+二次	112/336	0.33	○
			S <sub>1</sub>	一次	89/168	0.53	○
				一次+二次	112/336	0.33	○
	B-主蒸気配管 (CV内)	S	S <sub>s</sub>	一次	106/324	0.33	○
				一次+二次	89/336	0.26	○
			S <sub>1</sub>	一次	85/168	0.51	○
				一次+二次	125/336	0.37	○
	A-主蒸気配管 (CV外)	S	S <sub>s</sub>	一次	253/329	0.77	○
				一次+二次	395/418	0.94	○
			S <sub>1</sub>	一次	121/209	0.58	○
				一次+二次	139/418	0.33	○
	B-主蒸気配管 (CV外)	S	S <sub>s</sub>	一次	164/329	0.50	○
				一次+二次	221/418	0.53	○
			S <sub>1</sub>	一次	84/209	0.40	○
				一次+二次	61/418	0.15	○

※ 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

<p>タイトル</p>	<p>ディーゼル機関空気冷却器伝熱管の内面腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価について</p>																																								
<p>説明</p>	<p>ディーゼル機関空気冷却器伝熱管の内面腐食（流れ加速型腐食）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 13-1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 13-1 評価仕様</p> <table border="1" data-bbox="491 712 1264 1261"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>単位</th> <th>記号</th> <th>数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>MPa</td> <td><math>P_m</math></td> <td>0.69</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>℃</td> <td>—</td> <td>190</td> </tr> <tr> <td>伝熱管外径</td> <td>mm</td> <td><math>D_o</math></td> <td>12.43</td> </tr> <tr> <td>伝熱管厚さ</td> <td>mm</td> <td>—</td> <td>0.8</td> </tr> <tr> <td>伝熱管減肉後厚さ<sup>※1</sup></td> <td>mm</td> <td><math>t'</math></td> <td rowspan="3" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td>伝熱管評価質量</td> <td>kg/m</td> <td><math>m_e</math></td> </tr> <tr> <td>断面二次モーメント</td> <td><math>m^4</math></td> <td><math>I</math></td> </tr> <tr> <td>伝熱管材質</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>C7060TS (キューブ ロックゲル)</td> </tr> <tr> <td>伝熱管支持間距離<sup>※2</sup> (管板—支持板)</td> <td>mm</td> <td rowspan="2" style="border: 2px solid black;">L</td> <td rowspan="2" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td>伝熱管支持間距離<sup>※2</sup> (支持板—支持板)</td> <td>mm</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：伝熱管内面に、施栓基準である <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;">  </span> mm <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;">  </span> %減肉) まで一様減肉が生じたと仮定する。</p> <p>※2：支持間距離は各々最大支持間隔を用いる。</p> <p>2. 解析モデル</p> <p>解析モデルは、減肉後の伝熱管を、支持条件に対し以下の通りモデル化している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・管板—支持板間：片端固定—片端支持はりモデル</li> <li>・支持板—支持板間：両端支持はりモデル</li> </ul> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: flex-end;"> <div style="text-align: center;">  <p>管板—支持板間 (固定—支持条件)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>支持板—支持板間 (支持—支持条件)</p> </div> </div>	項目	単位	記号	数値	最高使用圧力	MPa	$P_m$	0.69	最高使用温度	℃	—	190	伝熱管外径	mm	$D_o$	12.43	伝熱管厚さ	mm	—	0.8	伝熱管減肉後厚さ <sup>※1</sup>	mm	$t'$		伝熱管評価質量	kg/m	$m_e$	断面二次モーメント	$m^4$	$I$	伝熱管材質	—	—	C7060TS (キューブ ロックゲル)	伝熱管支持間距離 <sup>※2</sup> (管板—支持板)	mm	L		伝熱管支持間距離 <sup>※2</sup> (支持板—支持板)	mm
項目	単位	記号	数値																																						
最高使用圧力	MPa	$P_m$	0.69																																						
最高使用温度	℃	—	190																																						
伝熱管外径	mm	$D_o$	12.43																																						
伝熱管厚さ	mm	—	0.8																																						
伝熱管減肉後厚さ <sup>※1</sup>	mm	$t'$																																							
伝熱管評価質量	kg/m	$m_e$																																							
断面二次モーメント	$m^4$	$I$																																							
伝熱管材質	—	—	C7060TS (キューブ ロックゲル)																																						
伝熱管支持間距離 <sup>※2</sup> (管板—支持板)	mm	L																																							
伝熱管支持間距離 <sup>※2</sup> (支持板—支持板)	mm																																								

### 3. 入力（荷重）条件

地震荷重は、ディーゼル機関空気冷却器の耐震重要度に応じたSクラス地震荷重を適用する。

入力（荷重）条件を以下に示す。

#### (1)固有振動数の算出

$$f = \lambda \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I}{m_e \cdot L^4}}$$

f：伝熱管の固有振動数（Hz）

λ：管の支持方法による係数

（管板－支持板：2.454，支持板－支持板：1.571）

E：管の縦弾性係数（N/m<sup>2</sup>）（=1.17×10<sup>5</sup>（MPa）=1.17×10<sup>11</sup>（N/m<sup>2</sup>））

I：断面二次モーメント（m<sup>4</sup>）

m<sub>e</sub>：伝熱管評価質量（kg/m）

L：支持間隔（m）

#### (2)モーメントの算出

##### ①管板－支持板（固定－支持条件）の場合

$$M = \frac{3WL}{16}$$

##### ②支持板－支持板（支持－支持条件）の場合

$$M = \frac{WL}{4}$$

W：はりの中心に作用する集中荷重(N)

M<sub>a</sub>（自重による最大曲げモーメント）算出時

$$W = m_e \cdot L \cdot g$$

M<sub>b</sub>（地震荷重による最大曲げモーメント）算出時

$$W = m_e \cdot L \cdot g \cdot C$$

ここで,

C=合成地震力 (G) とし, 以下の式により算出する。

$$C = \sqrt{C_H^2 + C_V^2}$$

$C_H$  : 水平地震力

$C_V$  : 鉛直地震力

g: 重力加速度 (= 9.80665m/s<sup>2</sup>)

### (3) 発生応力の算出

地震時の伝熱管に発生する応力は, 以下の計算式により求める。

$$S = \frac{P_m \cdot D_o}{4t'} + \frac{0.75i_1(M_a + M_b)}{Z}$$

S : 発生応力 (MPa)

$P_m$  : 伝熱管内の最高使用圧力 (MPa)

$D_o$  : 伝熱管の外径 (mm)

$t'$  : 伝熱管減肉後厚さ (mm)

$i_1$  : 応力係数 (=1.33)

$M_a$  : 自重による最大曲げモーメント (N・mm)

$M_b$  : 地震荷重による最大曲げモーメント (N・mm)

Z : 伝熱管の断面係数 (mm<sup>3</sup>)

## 4. 算出過程

### ① 管板—支持板の場合

$$f = \lambda \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I}{m_e \cdot L^4}} = \boxed{\phantom{000000}} \text{ (Hz)}$$

固有周期 T は,

$$T = \frac{1}{f} = \boxed{\phantom{000000}} \text{ (s)}$$

水平方向地震力  $C_H$

$$K_h(S_s) = 1.2ZPA = 1.2 \times 0.58 = 0.696 \text{ (G)}$$

$$3.6C_I = 0.962 \text{ (G)}$$

$$\text{以上より } C_H = 3.6C_I = 0.962 \text{ (G)}$$

鉛直方向地震力  $C_V$

$$K_v(S_s) = 1.2ZPA = 1.2 \times 0.42 = 0.504 \text{ (G)}$$

$$\text{以上より } C_V = K_v(S_s) = 0.504 \text{ (G)}$$

よって,

$$C = \sqrt{C_H^2 + C_V^2} = 1.087 \text{ (G)}$$

自重による最大曲げモーメント  $M_a$  は,

$$W = m_e \cdot L \cdot g = \boxed{\phantom{0000}} \text{ (N)}$$

$$M_a = \frac{3WL}{16} = \boxed{\phantom{0000}} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

地震荷重による最大曲げモーメント  $M_b$  は,

$$W = m_e \cdot L \cdot g \cdot C = \boxed{\phantom{0000}} \text{ (N)}$$

$$M_b = \frac{3WL}{16} = \boxed{\phantom{0000}} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

$$M_a = \boxed{\phantom{0000}} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

$$M_b = \boxed{\phantom{0000}} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

伝熱管に発生する応力は、以下により算出される。

断面係数

$$Z = \frac{\pi}{32} \times \frac{12.43^4 - \boxed{\phantom{0000}}}{12.43} = \boxed{\phantom{0000}} \text{ (mm}^3\text{)}$$

$$\text{伝熱管外径 } D_o = 12.43 \text{ (mm)}$$

$$\text{伝熱管減肉後厚さ } t' = \boxed{\phantom{0000}} \text{ (mm)}$$

$$\text{伝熱管内径 } D_i = D_o - 2t' = \boxed{\phantom{0000}} \text{ (mm)}$$

以上より，発生応力  $S$  は，

$$S = \frac{P_m \cdot D_0}{4t'} + \frac{0.75i_1(M_a + M_b)}{Z}$$
$$= \boxed{\phantom{000}} \text{ (MPa)}$$

② 支持板—支持板の場合

$$f = \lambda \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I}{m_e \cdot L^4}} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (Hz)}$$

固有周期  $T$  は，

$$T = \frac{1}{f} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (s)}$$

水平方向地震力  $C_H$

$$K_h(S_s) = 1.2ZPA = 1.2 \times 0.58 = 0.696 \text{ (G)}$$

$$3.6C_I = 0.962 \text{ (G)}$$

以上より  $C_H = 3.6C_I = 0.962 \text{ (G)}$

鉛直方向地震力  $C_V$

$$K_v(S_s) = 1.2ZPA = 1.2 \times 0.42 = 0.504 \text{ (G)}$$

以上より  $C_V = K_v(S_s) = 0.504 \text{ (G)}$

よって，

$$C = \sqrt{C_H^2 + C_V^2} = 1.087 \text{ (G)}$$

自重による最大曲げモーメント  $M_a$  は，

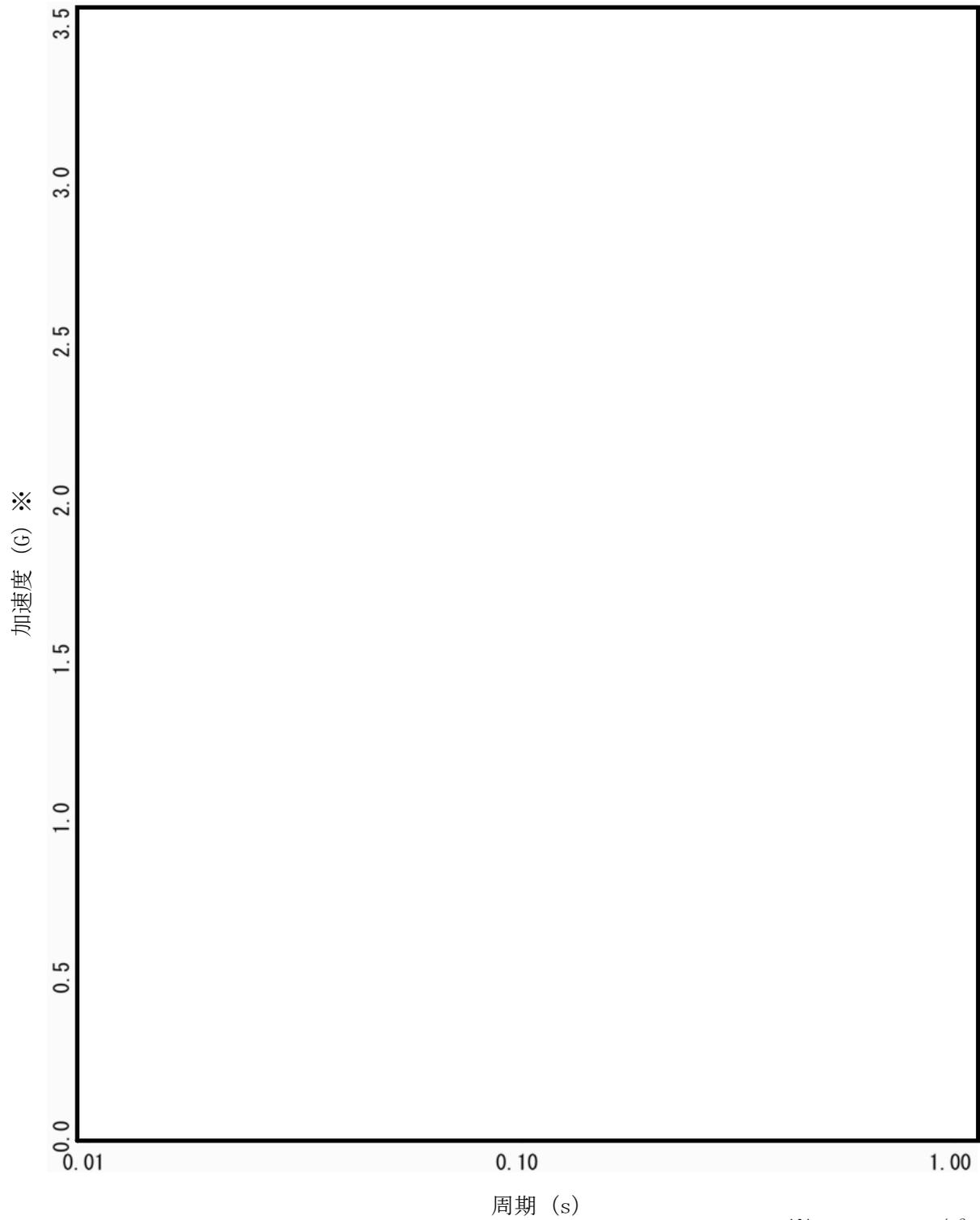
$$W = m_e \cdot L \cdot g = \boxed{\phantom{000}} \text{ (N)}$$

$$M_a = \frac{WL}{4} = \boxed{\phantom{000}} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$



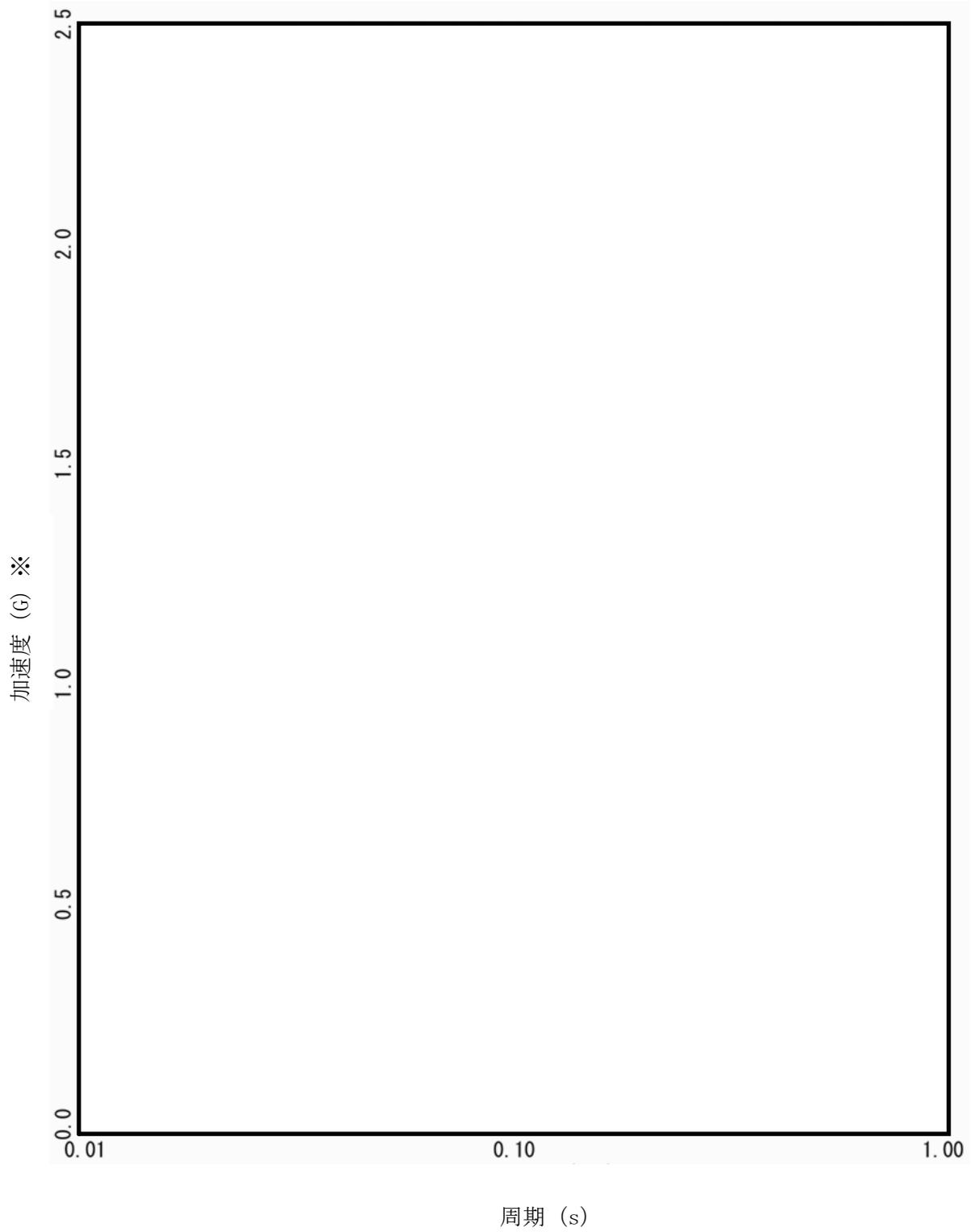
ディーゼル機関空気冷却器 (原子炉建屋 EL. 10.3m)

S s 地震動 水平方向床応答曲線図 (減衰 1%)



ディーゼル機関空気冷却器 (原子炉建屋 EL. 10.3m)

S s 地震動 鉛直方向床応答曲線図 (減衰 1%)



タイトル	制御用空気だめの腐食（全面腐食）に対する耐震安全性評価について																																																								
説明	<p>制御用空気だめの腐食（全面腐食）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 評価仕様を表 14-1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 14-1 評価仕様</p> <table border="1" data-bbox="443 723 1310 1391"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>単位</th> <th>記号</th> <th>数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>容器の有効運転質量 (容器充満時の質量)</td> <td>kg</td> <td><math>m_0</math></td> <td>4,002</td> </tr> <tr> <td>容器の空質量</td> <td>kg</td> <td><math>m_e</math></td> <td>3,925</td> </tr> <tr> <td>減肉後の胴の内径*</td> <td>mm</td> <td><math>D_i</math></td> <td>2,001.6</td> </tr> <tr> <td>減肉後の胴の板厚*</td> <td>mm</td> <td><math>t</math></td> <td>15.2</td> </tr> <tr> <td>胴のスカート接合点から 重心までの距離</td> <td>mm</td> <td><math>l</math></td> <td>936</td> </tr> <tr> <td>スカートの長さ</td> <td>mm</td> <td><math>l_s</math></td> <td>702</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>MPa</td> <td><math>P_r</math></td> <td>0.83</td> </tr> <tr> <td>評価温度</td> <td>°C</td> <td>—</td> <td>50</td> </tr> <tr> <td>設計引張強さ</td> <td>MPa</td> <td><math>S_u</math></td> <td>406</td> </tr> <tr> <td>評価用加速度（水平）</td> <td><math>m/s^2</math></td> <td><math>a_H</math></td> <td>9.43</td> </tr> <tr> <td>評価用加速度（鉛直）</td> <td><math>m/s^2</math></td> <td><math>a_V</math></td> <td>4.94</td> </tr> <tr> <td>胴板材質</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>SB410</td> </tr> <tr> <td>重力加速度</td> <td><math>m/s^2</math></td> <td><math>g</math></td> <td>9.80665</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 内面に運転開始後 60 年時点での腐食量 0.8mm の一様減肉を想定</p>	項目	単位	記号	数値	容器の有効運転質量 (容器充満時の質量)	kg	$m_0$	4,002	容器の空質量	kg	$m_e$	3,925	減肉後の胴の内径*	mm	$D_i$	2,001.6	減肉後の胴の板厚*	mm	$t$	15.2	胴のスカート接合点から 重心までの距離	mm	$l$	936	スカートの長さ	mm	$l_s$	702	最高使用圧力	MPa	$P_r$	0.83	評価温度	°C	—	50	設計引張強さ	MPa	$S_u$	406	評価用加速度（水平）	$m/s^2$	$a_H$	9.43	評価用加速度（鉛直）	$m/s^2$	$a_V$	4.94	胴板材質	—	—	SB410	重力加速度	$m/s^2$	$g$	9.80665
項目	単位	記号	数値																																																						
容器の有効運転質量 (容器充満時の質量)	kg	$m_0$	4,002																																																						
容器の空質量	kg	$m_e$	3,925																																																						
減肉後の胴の内径*	mm	$D_i$	2,001.6																																																						
減肉後の胴の板厚*	mm	$t$	15.2																																																						
胴のスカート接合点から 重心までの距離	mm	$l$	936																																																						
スカートの長さ	mm	$l_s$	702																																																						
最高使用圧力	MPa	$P_r$	0.83																																																						
評価温度	°C	—	50																																																						
設計引張強さ	MPa	$S_u$	406																																																						
評価用加速度（水平）	$m/s^2$	$a_H$	9.43																																																						
評価用加速度（鉛直）	$m/s^2$	$a_V$	4.94																																																						
胴板材質	—	—	SB410																																																						
重力加速度	$m/s^2$	$g$	9.80665																																																						

## 2. 評価モデル

制御用空気だめの構造概略図は図 14-1 に示すとおりである。この構造概略図を基に、評価モデルを図 14-2 に示すとおりの 1 質点系のモデルとして評価している。

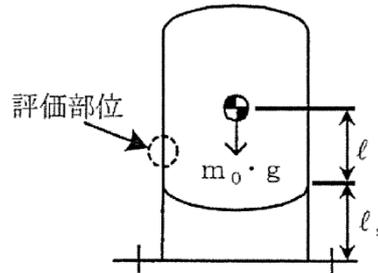


図 14-1 構造概要図

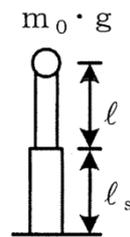


図 14-2 評価モデル

## 3. 胴の応力計算

胴の応力の算出過程を以下に示す。

### 3.1 地震荷重

地震荷重は、制御用空気だめの耐震重要度に応じた S クラス地震荷重を適用する。

水平方向加速度  $a_H$  (添付-1 参照)

$$K_h(S_s) = 1.2ZPA = 1.2 \times 0.58 = 0.696(G) = 6.83(m/s^2)$$

$$3.6C_I = 0.962(G) = 9.43(m/s^2)$$

以上より  $a_H = 3.6C_I = 9.43(m/s^2)$

鉛直方向加速度  $a_V$  (添付-2 参照)

$$K_v(S_s) = 1.2ZPA = 1.2 \times 0.42 = 0.504(G) = 4.94(m/s^2)$$

$$1.2C_v = 0.288(G) = 2.82(m/s^2)$$

以上より  $a_V = K_v(S_s) = 4.94(m/s^2)$

### 3.2 内圧による応力

$$\sigma_{\phi 1} = \frac{P_r(D_i+1.2t)}{2t} = 55.147 \text{ (MPa)}$$

$$\sigma_{x1} = \frac{P_r(D_i+1.2t)}{4t} = 27.573 \text{ (MPa)}$$

### 3.3 運転時質量及び鉛直方向地震による応力

胴がスカートと接合する点を境とし、下部には下部の胴自身の質量と内容物の質量による引張応力が生じる。

$$\sigma_{x2} = \frac{(m_0-m_e) \cdot (g+a_V)}{\pi(D_i+t)t} = 0.012 \text{ (MPa)}$$

### 3.4 水平方向地震による応力

水平方向の地震力により、胴はスカート接合部で最大となる曲げモーメントを受ける。この曲げモーメントによる軸方向応力と地震力によるせん断応力は次のように求める。

$$\sigma_{x3} = \frac{4m_0 \cdot a_H \cdot \ell}{\pi(D_i+t)^2 t} = 0.727 \text{ (MPa)}$$

$$\tau = \frac{2m_0 \cdot a_H}{\pi(D_i+t)t} = 0.784 \text{ (MPa)}$$

### 3.5 組合せ応力

3.2～3.4によって求めた胴の応力を以下のように組み合わせる。

#### (1) 一次一般膜応力

周方向応力  $\sigma_{\phi}$

$$\sigma_{\phi} = \sigma_{\phi 1} = 55.147 \text{ (MPa)}$$

軸方向応力  $\sigma_x$

$$\sigma_x = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x3} = 28.312 \text{ (MPa)}$$

組合せ応力  $\sigma_1$

組合せ応力は、周方向応力  $\sigma_{\phi}$ 、軸方向応力  $\sigma_x$  及びせん断応力  $\tau$  を組み合わせて求める。

$$\begin{aligned} \sigma_1 &= \frac{1}{2} \left\{ \sigma_{\phi} + \sigma_x + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_x)^2 + 4\tau^2} \right\} \\ &= 56 \text{ (MPa)} \end{aligned}$$

(2)一次応力

一次応力は，一次一般膜応力と同じになるため省略する。

以上より，制御用空気だめの発生応力は56MPaと算出した。

4. 評価結果

評価結果を表14-2に示す。制御用空気だめの内面に減肉を考慮しても，地震時の発生応力は許容応力を超えることはなく，耐震安全性評価上問題ない。

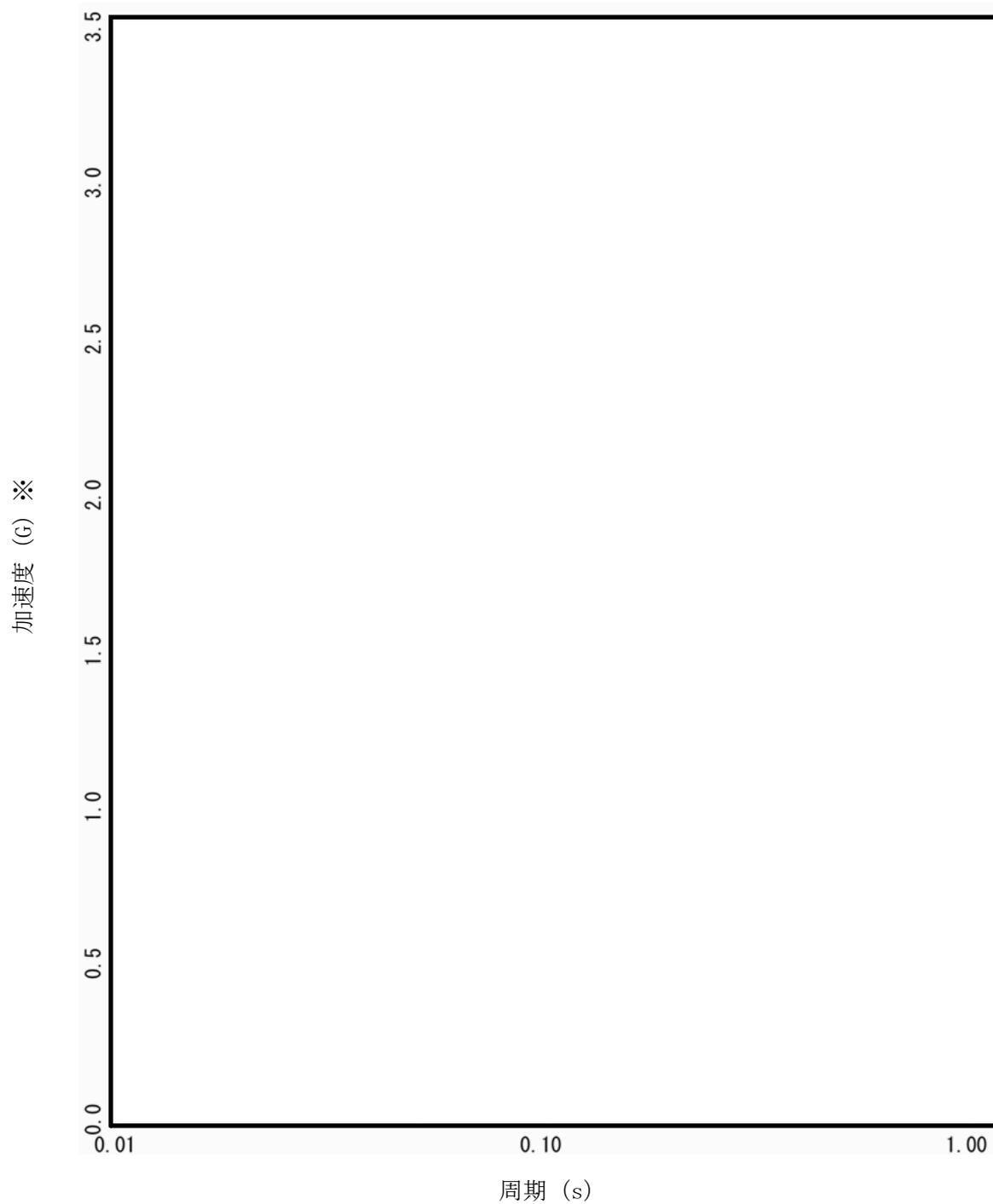
表14-2 制御用空気だめの腐食（全面腐食）に対する評価結果

評価部位	発生応力 (MPa)	許容応力※ (MPa)	応力比
制御用空気だめ	56	243	0.23

※ 設計・建設規格付録材料図表Part5表9より求まる値

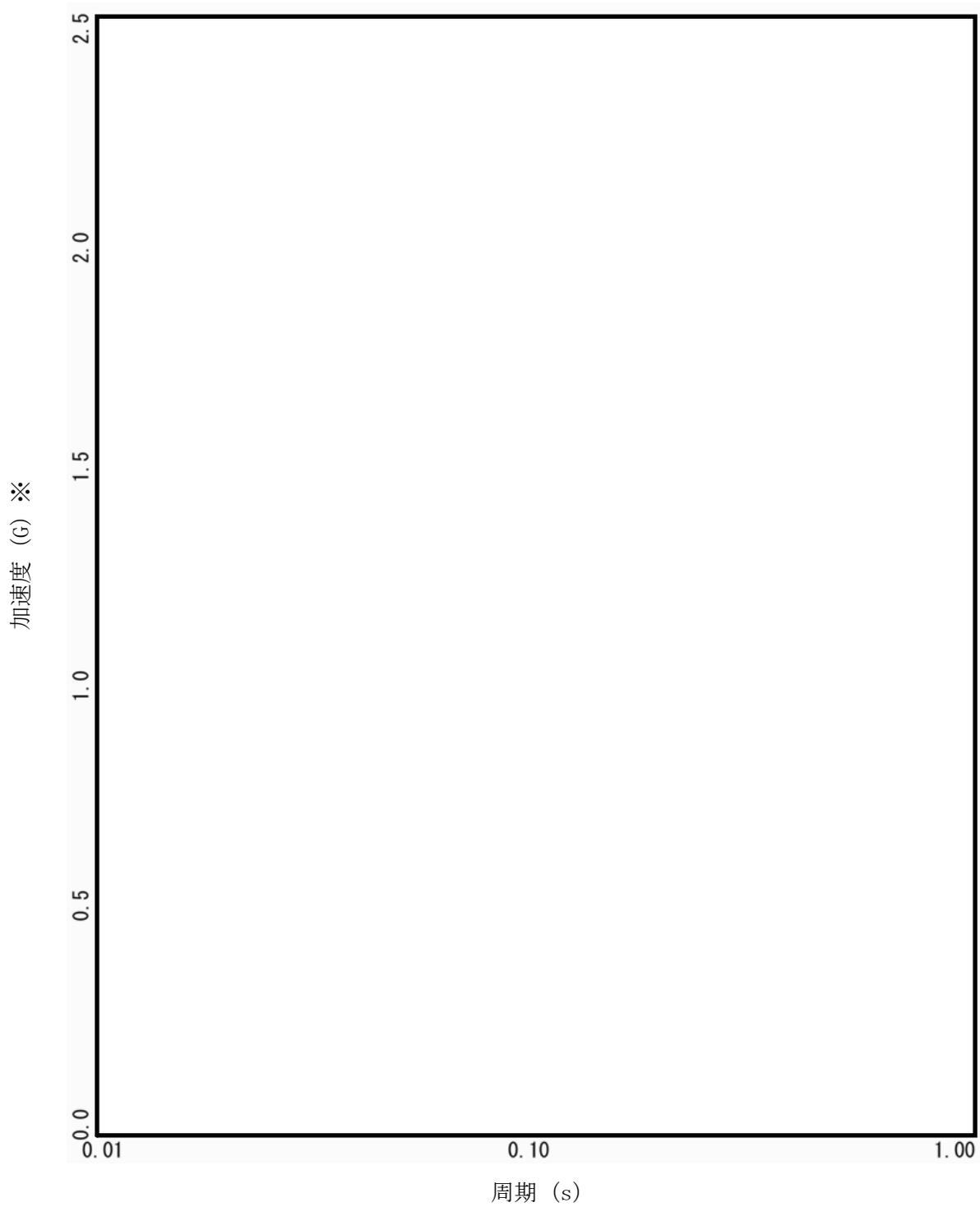
以 上

制御用空気だめ (原子炉建屋 EL. 10.3m)  
S<sub>s</sub>地震動 水平方向床応答曲線図 (減衰 1%)



※G=9.80665m/s<sup>2</sup>

制御用空気だめ (原子炉建屋 EL. 10.3m)  
S<sub>s</sub>地震動 鉛直方向床応答曲線図 (減衰1%)



※G=9.80665m/s<sup>2</sup>