

泊発電所 1 号炉 審査資料	
資料番号	HTN1-PLM30(冷停)-耐震 改 3
提出年月日	平成 31 年 2 月 14 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 31 年 2 月 14 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

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の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	20
4.1.3 中性子照射脆化	20
4.1.4 熱時効	21
4.1.5 中性子照射による靱性低下	21
4.1.6 中性子及び γ 線照射脆化	22
4.1.7 応力腐食割れ	22
4.1.8 摩耗	23
4.1.9 流れ加速型腐食	23
4.1.10 全面腐食	24
4.1.11 動的機能維持に係る耐震安全性評価	25
4.1.12 照射誘起型応力腐食割れ	27
4.2 現状保全	28
4.3 総合評価	28
5. まとめ	29
5.1 審査ガイド適合性	29
5.2 保守管理に関する方針として策定する事項	33

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. アンカーサポート取付部 (余熱除去系統配管) の疲労割れに対する 耐震安全性評価について……………	6-1
別紙 7. 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……………	7-1
別紙 8. 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……………	8-1
別紙 9. 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……………	9-1
別紙 10. 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 中性子及び γ 線照射脆化に対する耐震安全性評価について……………	10-1
別紙 11. 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……………	11-1
別紙 12. 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……………	12-1
別紙 13. 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……………	13-1
別紙 14. ディーゼル機関空気冷却器伝熱管他の内面腐食 (流れ加速型腐食) に対する耐震安全性評価について……………	14-1
別紙 15. 制御用空気だめ他の腐食 (全面腐食) に対する耐震安全性評価について……………	15-1
別紙 16. バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れが抽出されない理由 について……………	16-1

タイトル	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
説明	<p>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（以下「◎事象」と記載）の抽出手順及び抽出結果について以下に示す。</p> <p>1. 「◎事象」の抽出手順</p> <p>「◎事象」は以下の手順により抽出した。（添付－1）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ステップ1 「技術評価」で想定される経年劣化事象のうち、「○事象^{※1}」及び「△事象^{※2}」を抽出。 ・ステップ2 ステップ1で抽出した事象について、「現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないもの」を抽出。 ・ステップ3 ステップ2で抽出した事象について、「振動応答特性上又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象」を「◎事象」として抽出。 <p>※1 「○事象」：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象</p> <p>※2 「△事象」：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）</p> <p>なお、上記「◎事象」抽出手順のステップ2において、流れ加速型腐食及び応力腐食割れについては、冷温停止状態における発生・進展のなしと可能性ありの区分があることから、表 3-1 及び表 3-2 のとおりそれぞれ整理した。</p>

表 3-1 流れ加速型腐食の冷温停止状態における発生・進展区分

区分	機種		経年劣化事象名 及び ステップ2判別結果※	対象機器	冷温停止状態 において 発生・進展が 想定されない理由	
冷温停止状態で発生・進展なし	配管	炭素鋼配管	母管の腐食 (流れ加速型腐食)	○	内部に流れがある条件でのみ発生・進展する事象であることから、冷温停止状態においては進展しない。	
	弁	仕切弁	弁箱等の腐食 (流れ加速型腐食)	○		
		玉形弁	弁箱等の腐食 (流れ加速型腐食)	○		
		スイング逆止弁	弁箱等の腐食 (流れ加速型腐食)	○		
冷温停止状態で発生・進展可能性あり	熱交換器	多管円筒形熱交換器	伝熱管の内面腐食(流れ加速型腐食)	○	原子炉補機冷却水冷却器	—
	配管	炭素鋼配管	母管の腐食 (流れ加速型腐食)	○	補助蒸気系統配管	—
	弁	仕切弁	弁箱等の腐食 (流れ加速型腐食)	○	補助蒸気系統の仕切弁	—
	弁	玉形弁	弁箱等の腐食 (流れ加速型腐食)	○	補助蒸気系統の玉形弁	—
	空調設備	冷凍機	凝縮器伝熱管の内面腐食 (流れ加速型腐食)	○	空調用冷凍機	—
	電源設備	ディーゼル機関	空気冷却器伝熱管の内面の腐食 (流れ加速型腐食)	○	ディーゼル機関	—

※ステップ2判別結果「○」：評価対象として抽出しステップ3へ

表 3-2 応力腐食割れの冷温停止状態における発生・進展の区分

区分	機種		経年劣化事象名 及び ステップ2判別結果※	対象機器	冷温停止状態 において 発生・進展が 想定されない理由	
冷温停止状態で発生・進展なし	熱交換器	蒸気発生器	伝熱管の損傷(管板 拡管部及び拡管境界 部応力腐食割れ)	○ 蒸気発生器	高温域でのみ発生・ 進展する事象である ことから、冷温停止 状態においては進展 しない。	
		蒸気発生器	伝熱管の損傷(小曲 げUバンド部応力腐 食割れ)	○ 蒸気発生器		
		蒸気発生器	600系ニッケル基合 金使用部位の応力腐 食割れ	○ 蒸気発生器		
	炉内構造物	炉内構造物	バブルフォーマボ ルト等の照射誘起 型応力腐食割れ	× 炉内構造物	通常運転時の燃料 からの中性子照射 及び高温環境によ って発生・進展す る事象であること から、冷温停止状 態においては進展 しない。	
冷温停止状態で発生・進展可能性あり	配管	ステンレス鋼配管	母管の外表面からの 応力腐食割れ	○	余熱除去系統配管, 補助 蒸気系統配管, 蒸気発生 器ブローダウン系統配管, 1次系試料採取系統配管 (空気), 1次冷却系統配 管, 化学体積制御系統配 管, 使用済燃料ピット水浄 化冷却系統配管, 安全注 入系統配管, 燃料取替用 水系統配管, 原子炉格納 容器スプレイ系統配管, 1 次系試料採取系統配管	—
	弁	玉形弁	弁箱等の応力腐食 割れ	○	液体廃棄物処理系統及 び固体廃棄物処理系統 の玉形弁	—
		バタフライ弁	弁箱等の応力腐食 割れ	○	液体廃棄物処理系統の バタフライ弁	—
		リフト逆止弁	弁箱等の応力腐食 割れ	○	液体廃棄物処理系統の リフト逆止弁	—
		安全逃がし弁	弁箱等の応力腐食 割れ	○	洗浄排水処理装置高圧 ポンプ出口逃がし弁	—
	計測制御設備	プロセス計測制御設備	計装用取出配管, 計器元弁, 計装配 管及び計器弁の外 表面からの応力腐食 割れ	○	余熱除去ライン流量, 計装 用取出配管, 計器元弁, 計 装配管及び計器弁がステ ンレス鋼の伝送器(原子炉 格納容器内を除く屋内設置 分)	—
	空調設備	ダクト	外板の外表面からの 応力腐食割れ	○	非常用排気筒	—
	機械設備	濃縮減容設備	ステンレス鋼使用部 位の応力腐食割れ	○	低水質廃液蒸発装置, 良水質廃液蒸発装置	—
		アスファルト固化設備	ロータ等の応力腐 食割れ	○	アスファルト固化装置(ア スファルト混和機)	—
		雑固体焼却設備	伸縮継手の応力腐 食割れ	○	雑固体焼却設備	—

※ステップ2判別結果「○」: 評価対象として抽出しステップ3へ

※ステップ2判別結果「×」: 評価対象から除外

2. 「◎事象」の抽出結果

1項の手順にて抽出した「◎事象」を表 3-3 に示す。この「◎事象」を冷温停止状態における発生・進展の区分毎に評価対象機器を整理した。

表 3-3 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象と冷温停止状態における発生・進展なしと可能性あり区分及び対象機器※

区分	経年劣化事象	評価対象機器
冷温停止状態で発生・進展なし	低サイクル疲労	余熱除去出口配管貫通部（固定式）、配管サポート（余熱除去系統）、主蒸気・主給水配管貫通部（伸縮式）、原子炉容器、炉内構造物（炉心支持構造物）、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、1次冷却材管、余熱除去ポンプ、再生熱交換器、余熱除去冷却器、1次冷却系統配管、余熱除去系統配管、主給水系統配管、余熱除去系統弁、化学体積制御系統弁、安全注入系統弁、1次冷却系統弁、重機器サポート（加圧器）
	高サイクル熱疲労割れ	余熱除去系統配管
	中性子照射脆化	原子炉容器
	熱時効	1次冷却材管、1次冷却材ポンプ
	中性子照射による靱性低下	炉内構造物（炉心そう）
	中性子及びγ線照射脆化	重機器サポート（原子炉容器）
	摩耗	炉内構造物（炉内計装用シンプルチューブ）、重機器サポート（蒸気発生器、1次冷却材ポンプ）、制御棒クラスタ
発生・進展可能性あり	流れ加速型腐食	主蒸気系統配管、主給水系統配管、蒸気発生器ブローダウン系統配管
	応力腐食割れ	濃縮減容設備（低水質廃液蒸発装置、良水質廃液蒸発装置）
	流れ加速型腐食	原子炉補機冷却水冷却器、空調用冷凍機凝縮器、ディーゼル機関空気冷却器、補助蒸気系統配管
	全面腐食	制御用空気圧縮装置（制御用空気だめ）

※本表は、耐震安全性評価書 p.8 表 3 及び補足説明資料本文 p.8 表 3 「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」を基に評価対象機器を明確にしたもの。

以上

「◎事象」の抽出手順（耐震安全性評価書4頁より抜粋）

 表 3-1 及び表 3-2 の対象範囲（流れ加速型腐食及び応力腐食割れのみ）

 表 3-3 の対象範囲（耐震安全性評価書 p. 8 表 3 及び補足説明資料本文 p. 8 表 3）

表 1 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出までの手順

「技術評価」で想定される経年劣化事象		ステップ 1	ステップ 2	ステップ 3	備考
高経年化対策上 着目すべき 経年劣化事象	下記 △▲を除く経年劣化事象	○	i 高経年化対策上着目すべき 経年劣化事象であるが、現 在発生しておらず、今後も 発生の可能性がないもの、 又は小さいもの	×	×
			ii 現在発生しているか、又は 将来にわたって起こること が否定できないもの	○	◎ ■
高経年化対策上 着目すべき 経年劣化事象 ではない事象 ^{*1}	△ 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考 えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化 傾向等に基づき適切な保全活動を行っているも の（ただし、今後も経年劣化の進展が考えられ ない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられ る事象であるが、保全によりその傾向が維持で きていることを確認している事象を含む。） （日常劣化管理事象）	○	i 日常劣化管理事象である が、現在発生しておらず、 今後も発生の可能性がない もの、又は小さいもの	-	-
	ii 現在発生しているか、又は 将来にわたって起こること が否定できないもの	○	◎ ■	ステップ 3 に係る 検討については、 「表 4」にて耐震 安全上考慮する必 要のある経年劣化 事象を抽出	
	▲ 現在までの運転経験や使用条件から得られた材 料試験データとの比較等により、今後も経年劣 化の進展が考えられない、又は進展傾向が極め て小さいと考えられる経年劣化事象（ただし、 今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進 展傾向が極めて小さいと考えられる事象である が、保全によりその傾向が維持できていること を確認している事象を除く。） （日常劣化管理事象以外）	-	-	-	-

- △：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）
- ▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）
- ：評価対象として抽出
- ：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象であり、日常劣化管理事象以外であるもの、あるいは日常劣化管理事象であるが、現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいものとして評価対象から除外
- ×
- ◎：振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できる事象として評価対象から除外
- ：耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出
- *1：冷温停止状態が維持されることを前提とした場合には発生・進展が想定されないが、耐震安全性評価のために評価する事象を含む

<p>タイトル</p>	<p>アンカーサポート取付部（余熱除去系統配管）の疲労割れに対する耐震安全性評価について</p>															
<p>説明</p>	<p>1. 評価仕様 評価に用いたデータを図6-1及び表6-1に示す。</p> <div data-bbox="395 613 1321 1375" style="text-align: center;"> <p>図6-1 アンカーサポートの外形図</p> </div> <p>表6-1 諸元表（1 / 2）（単位：mm）</p> <table border="1" data-bbox="504 1603 1241 1951"> <tr> <td>パッドの幅（母管外径）</td> <td>b</td> <td rowspan="7" style="width: 50px;"></td> </tr> <tr> <td>パッドの長さ</td> <td>h</td> </tr> <tr> <td>配管とパッドの溶接脚長</td> <td>T_{WP1}</td> </tr> <tr> <td>パッドとラグの溶接脚長</td> <td>T_{WP2}</td> </tr> <tr> <td>ラグと底板の溶接脚長</td> <td>T_{WP3}</td> </tr> <tr> <td>角型鋼管の大きさ</td> <td>a</td> </tr> <tr> <td>角型鋼管の厚さ</td> <td>t</td> </tr> </table>	パッドの幅（母管外径）	b		パッドの長さ	h	配管とパッドの溶接脚長	T_{WP1}	パッドとラグの溶接脚長	T_{WP2}	ラグと底板の溶接脚長	T_{WP3}	角型鋼管の大きさ	a	角型鋼管の厚さ	t
パッドの幅（母管外径）	b															
パッドの長さ	h															
配管とパッドの溶接脚長	T_{WP1}															
パッドとラグの溶接脚長	T_{WP2}															
ラグと底板の溶接脚長	T_{WP3}															
角型鋼管の大きさ	a															
角型鋼管の厚さ	t															

表6-1 諸元表 (2/2)

評価部位	L ^(注1) (mm)	A _w (mm ²)	Z _{wx} (mm ³)	Z _{wy} (mm ³)	Z _{wp} (mm ³)
①配管とパッド の溶接部					
②パッドとラグ の溶接部					
③ラグと底板の 溶接部					

L : 荷重作用点から評価部までの距離

A_w : 溶接部の断面積

Z_{wx}, Z_{wy}, Z_{wp} : 各方向の溶接部の断面係数

(注1) Lは安全側に配管中心から底板までの最長距離を一律に用いた。

2. 解析モデル及び入力 (荷重) 条件

(1) 評価用荷重の算出

評価用荷重は、配管を3次元はりモデル化してS_s地震時のアンカーサポートに作用する配管反力をスペクトルモーダル解析にて算出している。支持点解析モデル図を添付-1に示す。

評価部位はサポートラグ (固定点) であり、隣接する解析ブロックとの境界部である。このため、両ブロックの解析結果から得られた荷重を合成^{*}し、評価用荷重としている。算出された評価用荷重を表6-2に示す。

表6-2 評価用荷重 (S_s)

方向	荷重	
	一次	一次+二次
F _x (kN)		
F _y (kN)		
F _z (kN)		
M _x (kN・m)		
M _y (kN・m)		
M _z (kN・m)		

^{*}荷重は、配管解析で求めた荷重を以下のとおり合成している。

自重 : 代数和, 慣性力 : 絶対和, 相対変位 : 絶対和

(代数和 : $\sum_{i=1}^N x_i$, 絶対和 : $\sum_{i=1}^N |x_i|$)

なお、慣性力は動的と静的の大きい方を評価用荷重としている。

(2) 発生応力の算出

溶接部に発生する応力は、下式で算出している。本評価式は、材料力学に基づく公式をもとにして設定したものであり、設計・建設規格や耐震設計技術指針等に規定されたものではなく、応力集中係数に係る規定はない。また、支持構造物は降伏点を許容値としており、許容値を厳しくする設計体系となっていることから、発生応力の算出において応力係数を考慮する必要はないと判断している。

$$\sigma_1 = \frac{|Mx| + |Fy| \cdot L}{Z_w x} + \frac{|My| + |Fx| \cdot L}{Z_w y} + \frac{|Fz|}{A_w}$$

$$\sigma_2 = \sqrt{\left(\frac{Fx}{A_w}\right)^2 + \left(\frac{Fy}{A_w}\right)^2} + \frac{|Mz|}{Z_w p}$$

応力評価は、以下の組合せ応力を用いる。

○パッドと配管、パッドとラグ、ラグと底板の溶接部（すみ肉溶接部）

$$\sigma = \sqrt{\sigma_1^2 + \sigma_2^2}$$

3. 評価結果

各部位の許容応力を表6-3に、評価結果を表6-4に示す。

表6-3 許容応力※1

部位		パッド※2	ラグ	底板
物性値	材質	SUS304TP	STKR41	SS41
	使用温度 (°C)	177	177	177
	F 値 (MPa)	201	174	190
一次応力の許容値 (MPa)	S s	115	120	130
一次+二次応力の許容値 (MPa)	S s	115	99	109

※1：許容値の算出は添付-2参照

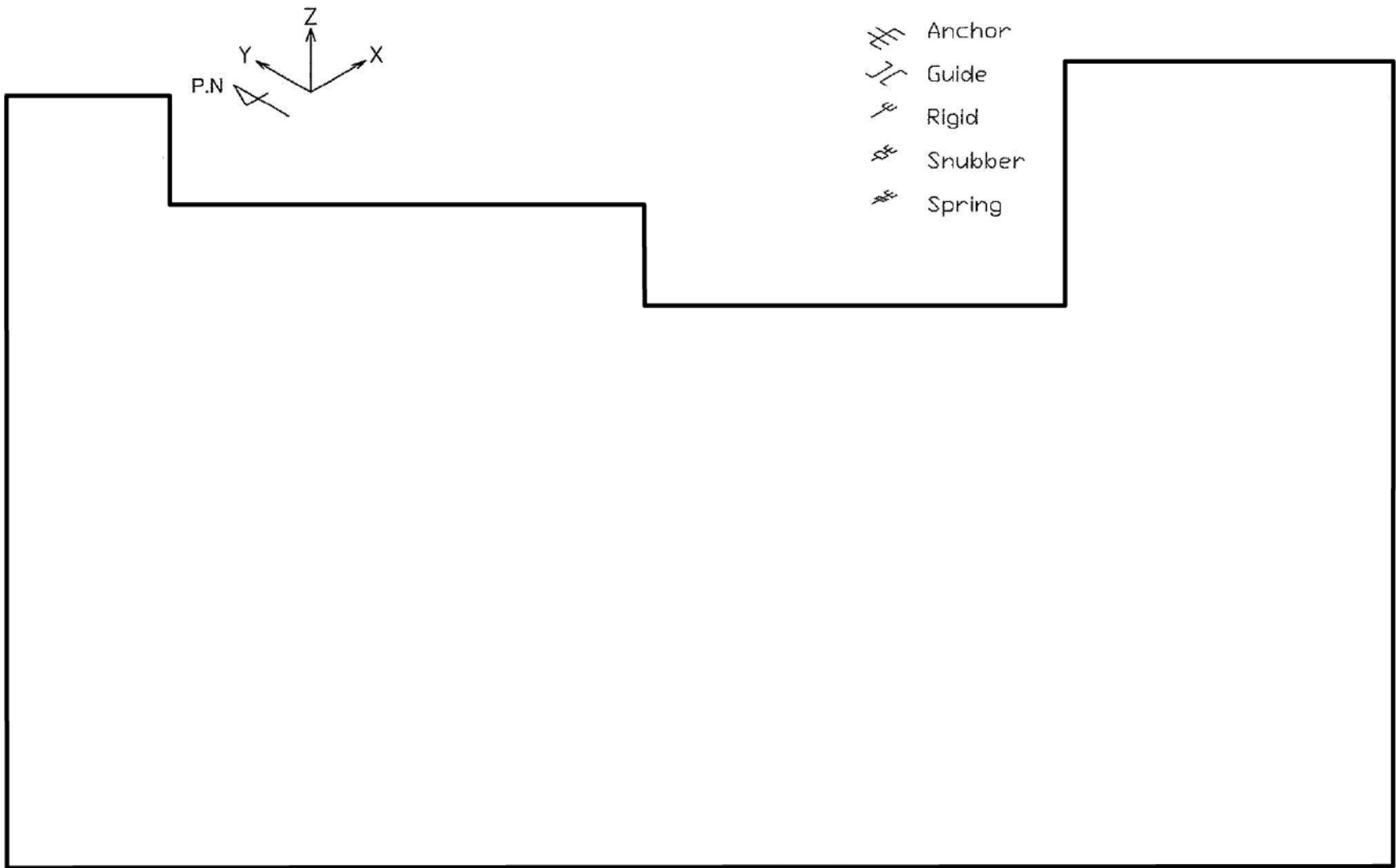
※2：パッドを取り付ける配管の材質はSUS316TPである（許容値は安全側にSUS304TPを使用しているため、記載を省略する）。

表6-4 評価結果

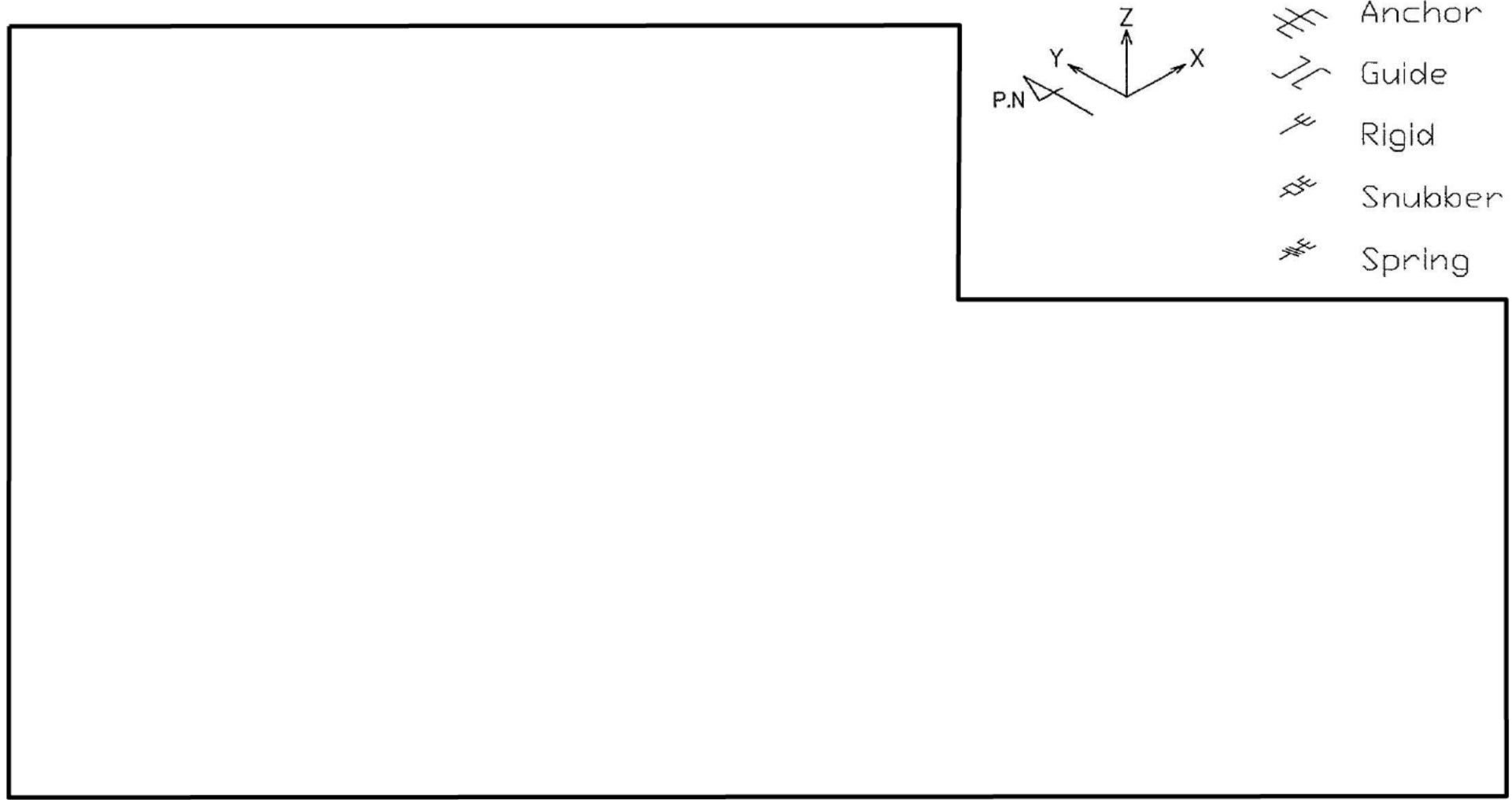
配管とパッド の溶接部 (評価部位①)	一次応力 評価	発生応力	65 MPa
		許容応力	115 MPa
		応力比	0.57
	一次+二次 応力評価	発生応力	59 MPa
		許容応力	115 MPa
		応力比	0.51
パッドとラグ の溶接部 (評価部位②)	一次応力 評価	発生応力	69 MPa
		許容応力※ ¹	115 MPa
		応力比	0.60
	一次+二次 応力評価	発生応力	63 MPa
		許容応力※ ¹	99 MPa
		応力比	0.64
ラグと底板の 溶接部 (評価部位③)	一次応力 評価	発生応力	62 MPa
		許容応力※ ¹	120 MPa
		応力比	0.52
	一次+二次 応力評価	発生応力	57 MPa
		許容応力※ ¹	99 MPa
		応力比	0.58

※1：許容応力は、一次応力と一次+二次応力それぞれについて、各部位の発生応力と表6-3に記載する許容応力の応力比を算出し、最も大きい値（最大応力比）となるものを採用した。

以 上



A-余熱除去系統配管 (CV内MCP側) 解析モデル (RH11)



A-余熱除去系統配管 (CV内PEN側) 解析モデル (RH12)

許容応力の算出

(単位：MPa)

アンカーサポート番号		RH-11-6A		
部位		パッド	ラグ	底板 16 < t ≤ 40
物性値	材質 ^{※1}	SUS304TP	STKR41	SS41
	評価温度 (°C)	177	177	177
	① Sy (付録図表Part5表8) (at 使用温度)	149	174	190
	Su (付録図表Part5表9) (at 使用温度)	411	373	373
	② Sy (at 常温)	205	—	—
	③ 1.35Sy	201	—	—
	④ 0.7Su	287	261	261
	F=min (②, ③, ④) ^{※2}	201	174	190
	引張許容応力 ft=F/1.5	134	116	126
	曲げ許容応力 fb=F/1.5	134	116	126
せん断許容応力 fs=F/1.5√3	77	66	73	
一次応力の許容値	引張許容応力 1.5ft [1.5ft*] ^{※3}	201 [201]	174 [207]	189 [228]
	曲げ許容応力 1.5fb [1.5fb*] ^{※3}	201 [201]	174 [207]	189 [228]
	せん断許容応力 1.5fs [1.5fs*] ^{※3}	115 [115]	99 [120]	109 [130]
一次+二次応力の許容値	引張許容応力 3ft	402	348	378
	曲げ許容応力 3fb	402	348	378
	せん断許容応力 1.5fs (すみ肉)	115	99	109

※1：STKR41はSTKR400，SS41はSS400として評価する。

※2：使用温度が40°Cを超えるオーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金の場合のみ。それ以外はF=min (①, ④)

※3：S s 地震の一次応力評価では，JEAG4601の支持構造物規定に従い①，②の値を「告示501号 別表第9 (設計・建設規格 付録図表Part5表8) に定める値の1.2倍の値」と読み替えて算出した値を使用する。

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、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_{IC} 値から換算した破壊靱性値 K_{IC} 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 9-1 のとおりとした。</p> <div style="text-align: center;"> <p>表 9-1 想定した亀裂形状</p> <table border="1" data-bbox="632 913 1121 1010"> <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> </div> <p>亀裂の想定部位（評価部位）は、図 9-1 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>なお、炉心そうの応力算出時におけるバップル構造の変形拘束の影響については、炉心そうの板厚が約 52mm であるのに対し、炉心バップル取付板を炉心そう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>	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					

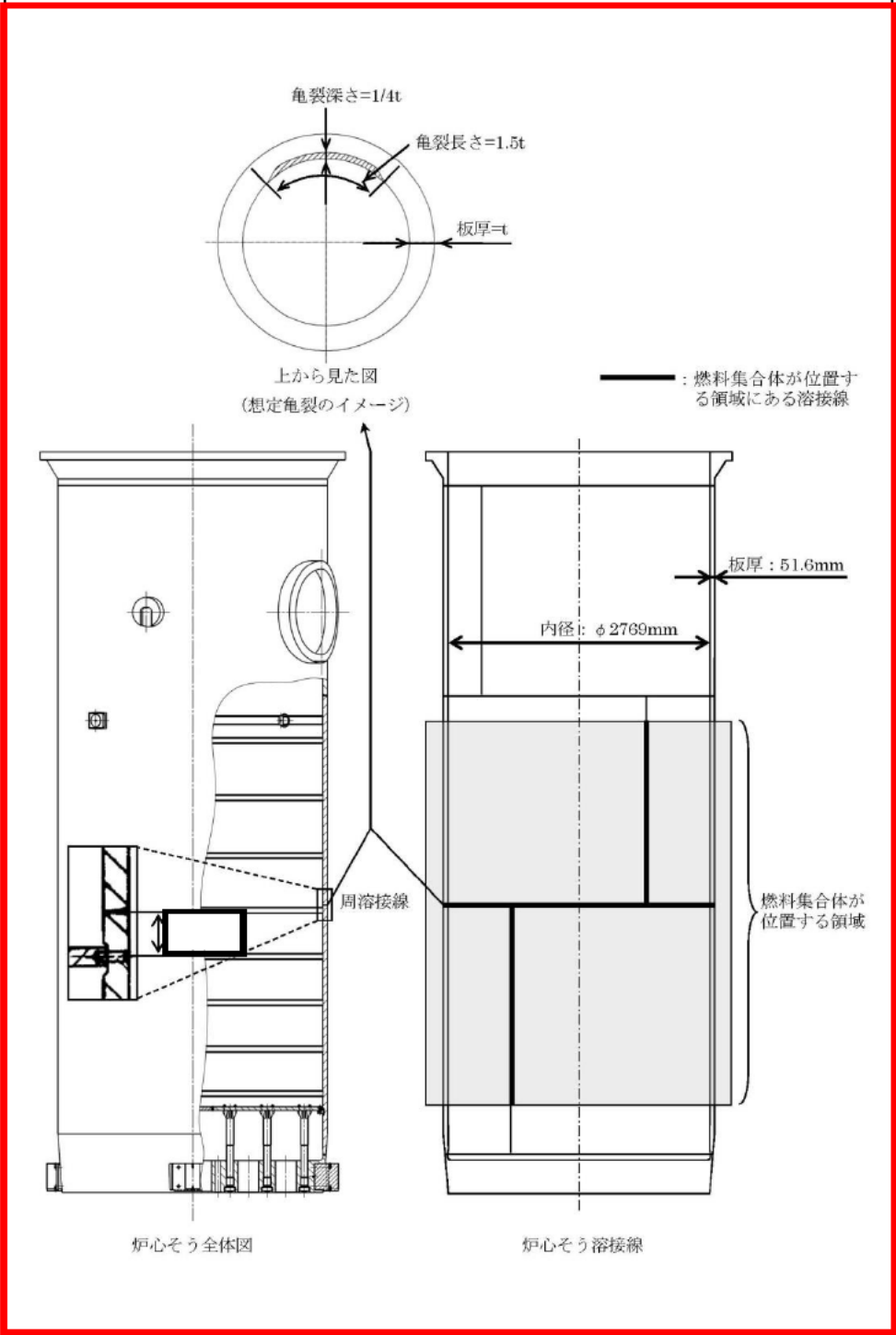


図 9-1 炉心そうにおける想定欠陥部位

(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 9-2 及び図 9-3 に示す。

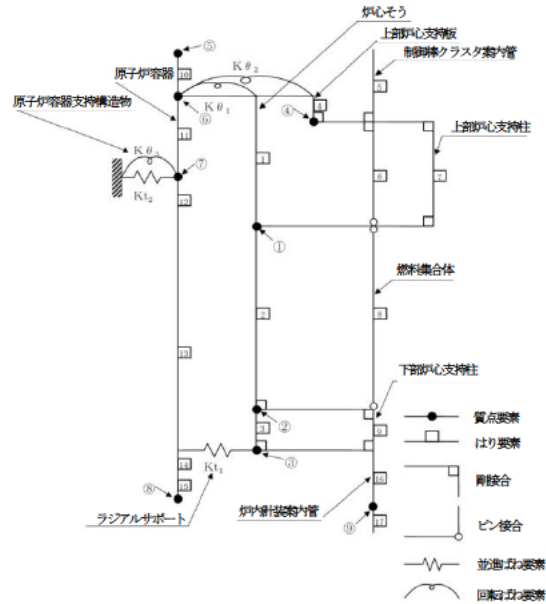


図 9-2 水平方向耐震解析モデル

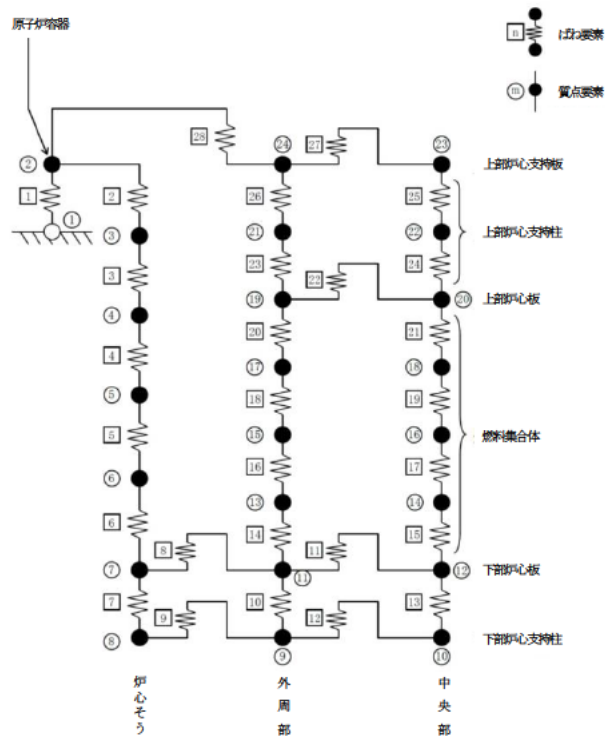


図 9-3 鉛直方向耐震解析モデル

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 9-2 に示す。

表 9-2 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}	10.6
S_s 地震による応力	引張応力	7.3
合計	引張応力 σ_n	14.6
	曲げ応力 σ_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 9-4 に平板近似モデルを示す。また，表 9-3 に平板近似した想定欠陥の寸法を示す。

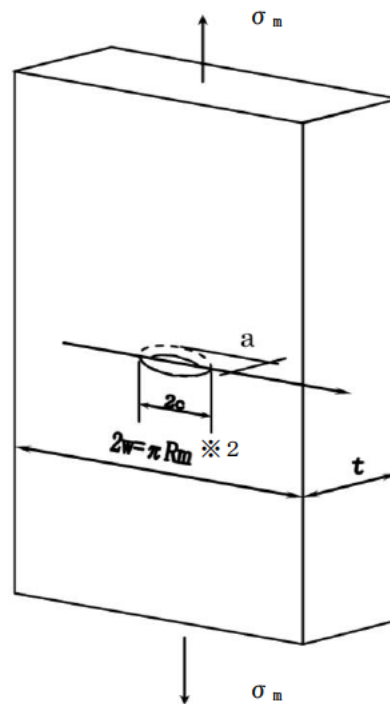


図 9-4 想定欠陥の平板近似モデル

※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^(※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 $2w = \pi R_m$ (4,430.6 mm) の場合、応力拡大係数は $4.7 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$

表 9-3 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 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)

ν : ポアソン比 (0.3)

J_{IC} : 破壊靱性値の下限 (14 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、

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

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

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

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

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

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

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

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

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

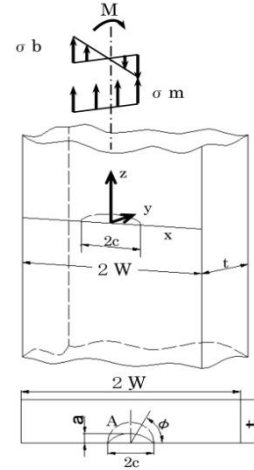
$$p = 0.2 + (a/c) + 0.6(a/t)$$

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

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

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

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



<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

σ_m : 引張応力

σ_b : 曲げ応力

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

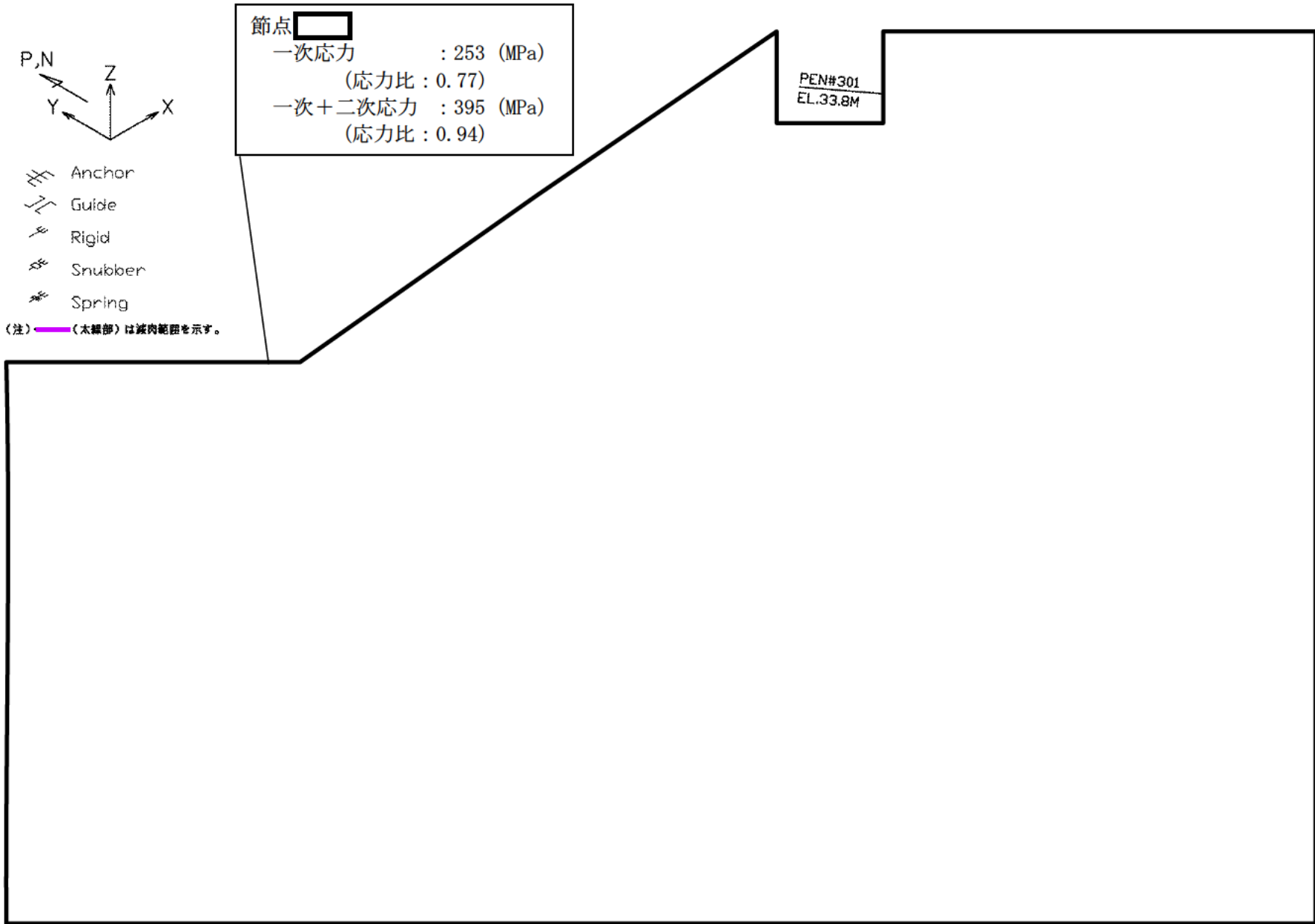
S_s地震時の応力拡大係数 $K = 4.7 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ となり、照射ステンレス鋼の破壊靱性値 $51 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ を下回っており、不安定破壊は生じることはなく、耐震安全性評価上問題ない。

表 9-4 評価結果

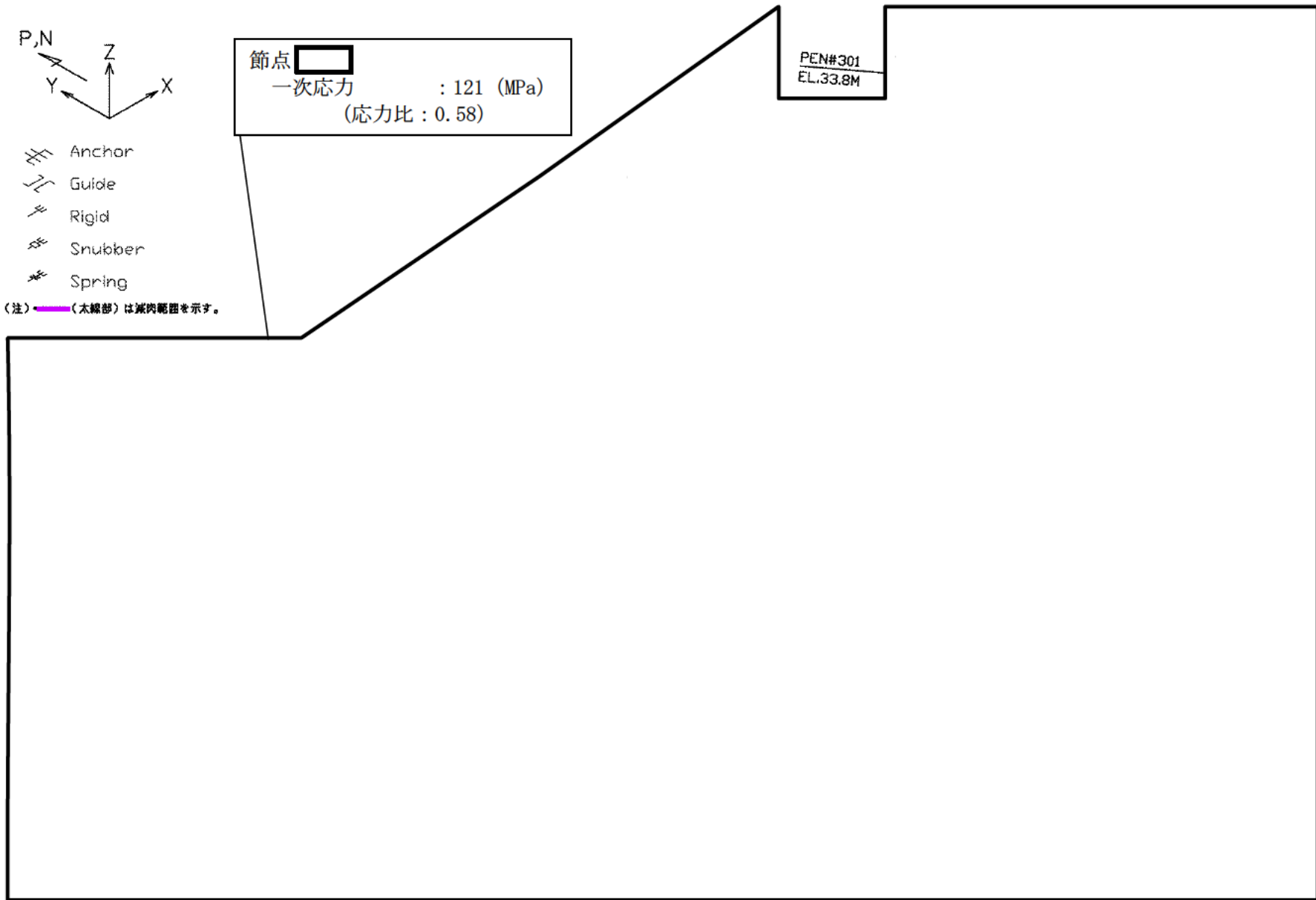
地震条件	応力拡大係数 K ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)	破壊靱性値 K_{Ic} ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)
S _s	4.7	51

以 上

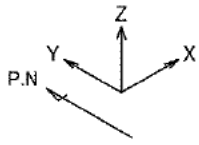
タイトル	主蒸気系統配管他の内面からの腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価について										
説明	<p>1. 評価対象ラインの抽出について</p> <p>泊1号炉の高経年化技術評価における「母管の内面からの腐食(流れ加速型腐食)」に対する耐震安全性評価は、日本機械学会「加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NG1-2006）」（以下「技術規格」という。）等を反映した社内規程「泊発電所配管肉厚管理要則」で定める「流れ加速型腐食」の対象系統のうち、冷温停止状態の維持に必要なラインを抽出した。</p> <p>なお、耐震重要度が高く、配管の腐食（流れ加速型腐食）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。また、主蒸気系統以外の系統の配管（主給水系統、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13-1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表13-1 評価仕様</p> <table border="1" data-bbox="448 1240 1326 1391"> <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>※（ ）内の記載は社内管理区分を示す。</p> <p>3. 解析モデル</p> <p>(1) 解析手法 はりモデル解析</p> <p>(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。</p> <p>4. 評価結果 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) 【S₁地震】



-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

(注)  (太線部)は減肉範囲を示す。

PEN#303
EL. 29.0m

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) 【S₁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 _s	一次	103/324	0.32	○
				一次+二次	112/336	0.33	○
			S ₁	一次	89/168	0.53	○
				一次+二次	112/336	0.33	○
	B-主蒸気配管 (CV内)	S	S _s	一次	106/324	0.33	○
				一次+二次	89/336	0.26	○
			S ₁	一次	85/168	0.51	○
				一次+二次	125/336	0.37	○
	A-主蒸気配管 (CV外)	S	S _s	一次	253/329	0.77	○
				一次+二次	395/418	0.94	○
			S ₁	一次	121/209	0.58	○
				一次+二次	139/418	0.33	○
	B-主蒸気配管 (CV外)	S	S _s	一次	164/329	0.50	○
				一次+二次	221/418	0.53	○
			S ₁	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

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13-3-1に示す。

表13-3-1 評価仕様

評価対象配管	ライン数	種別	技術規格との対応※	減肉条件
主給水系統配管	4	FAC	あり (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
補助蒸気系統配管	1	FAC	なし (知見拡充箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)
蒸気発生器ブロー ダウン系統配管	2	FAC	なし (主要箇所)	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)

※（ ）内の記載は社内管理区分を示す。

2. 解析モデル

(1) 解析手法

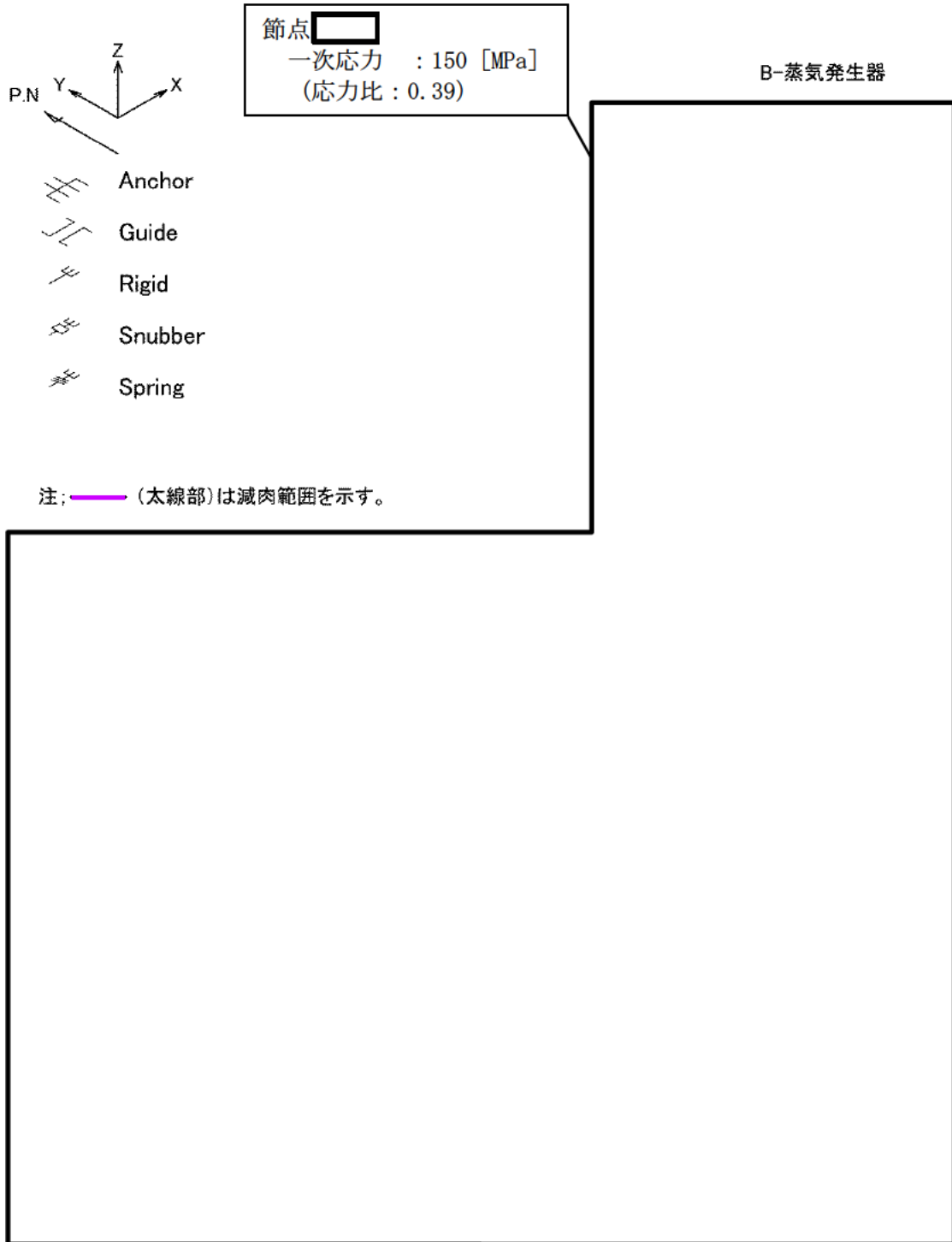
はりモデル解析

(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。（補助蒸気系統配管は定ピッチスパン法による評価のため除く）

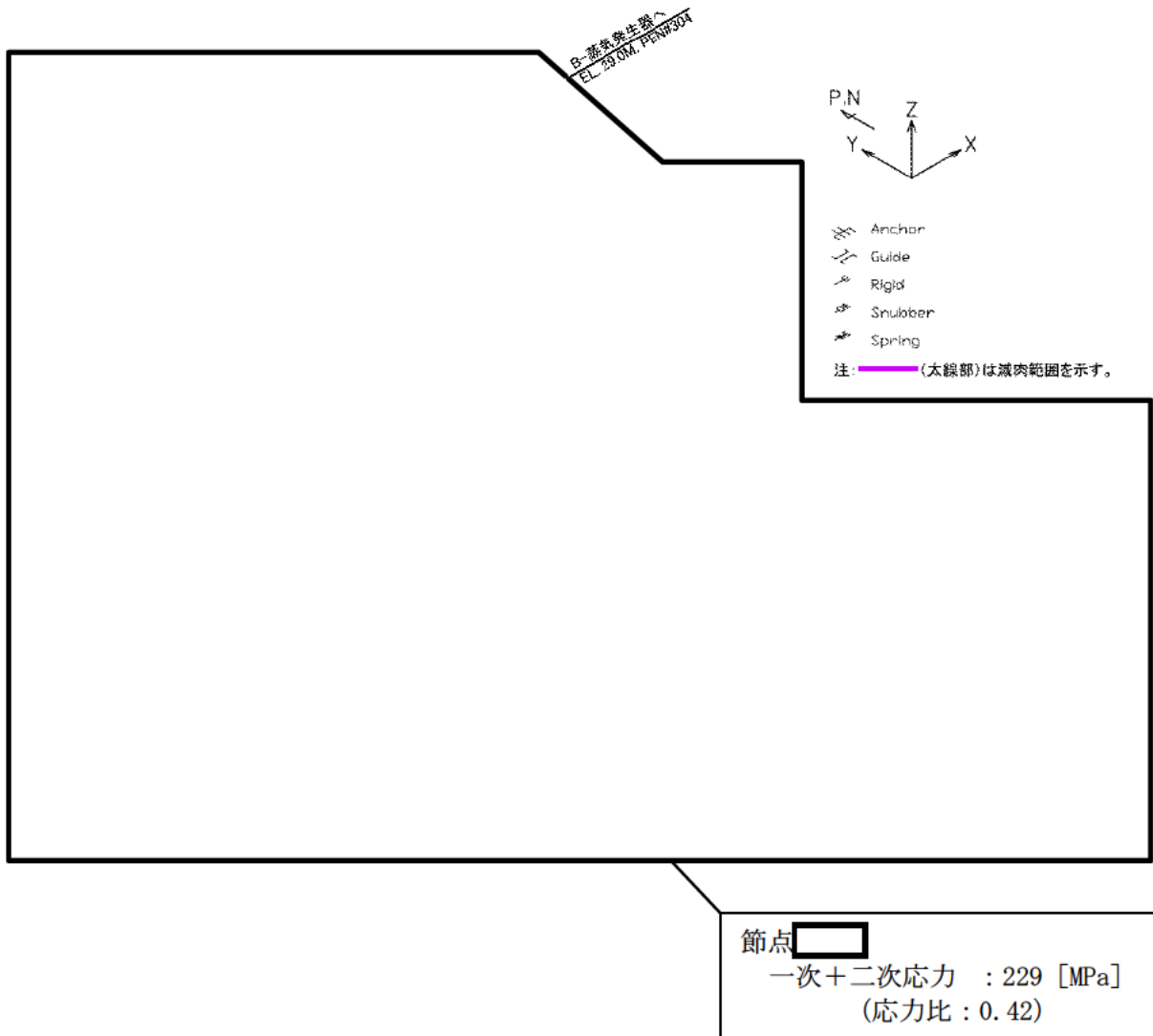
3. 評価結果

評価結果を添付－4に示す。

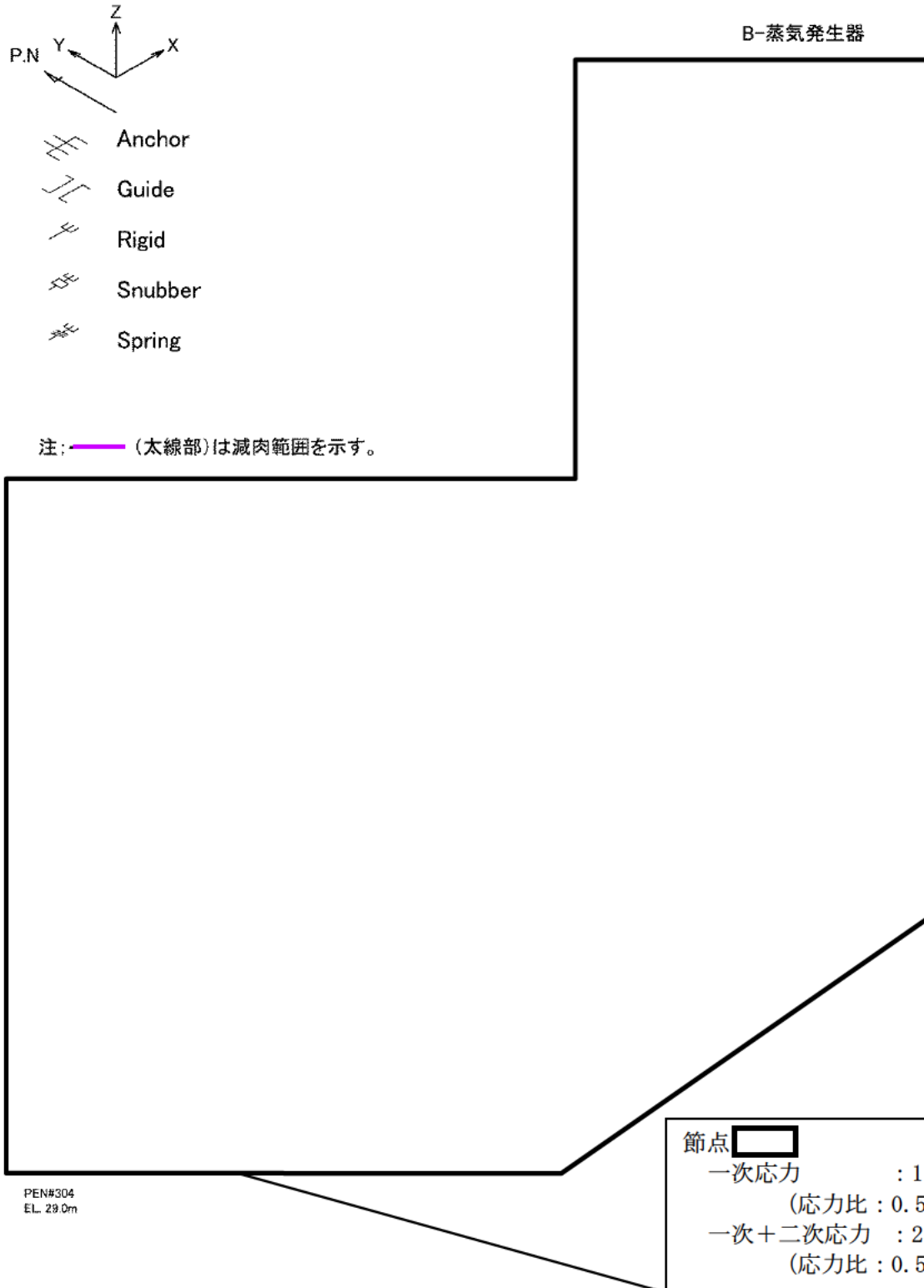


PEN#304
EL. 29.0m

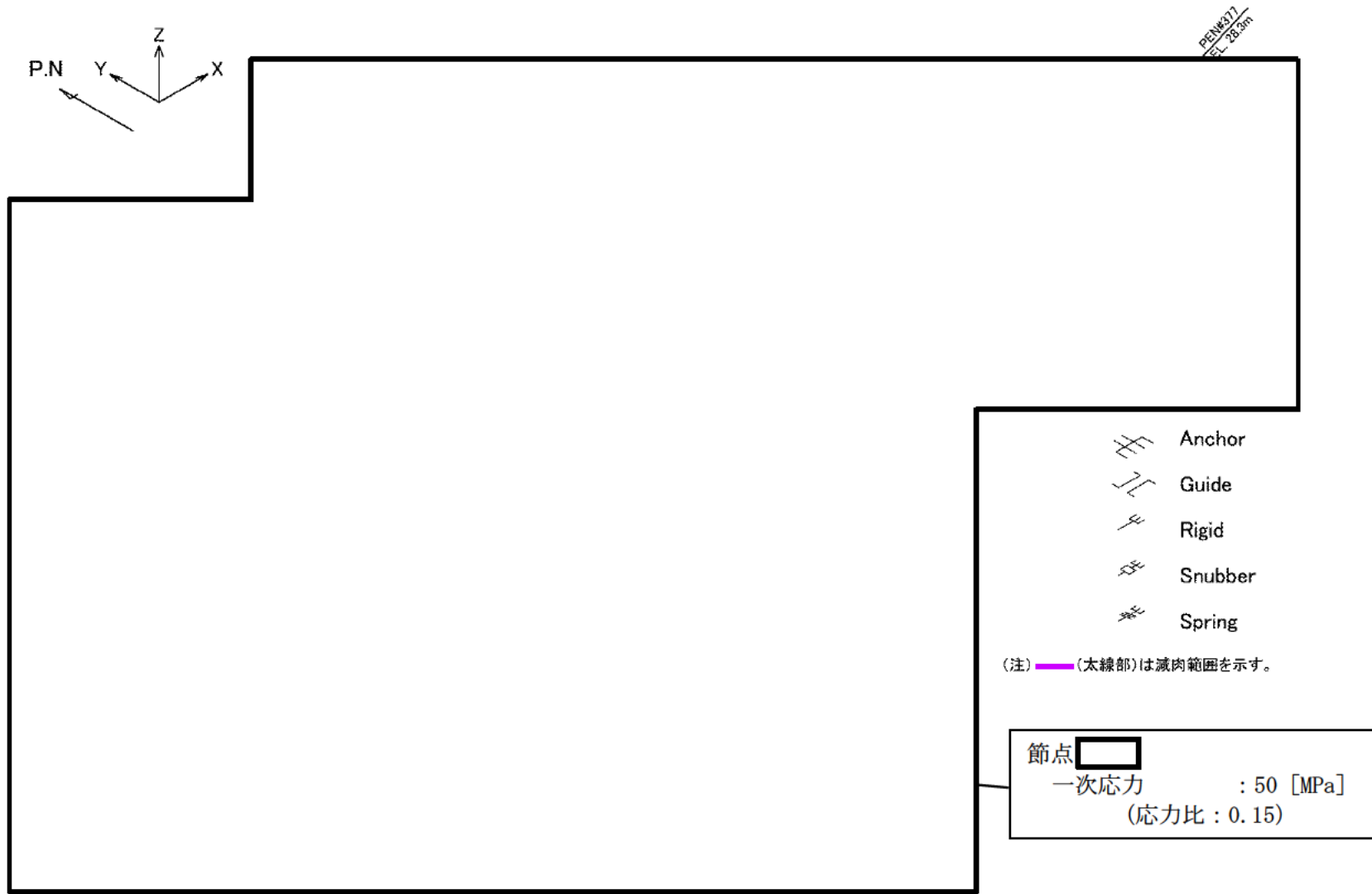
主給水系統配管 B-主給水配管 (CV内) 【Ss地震】



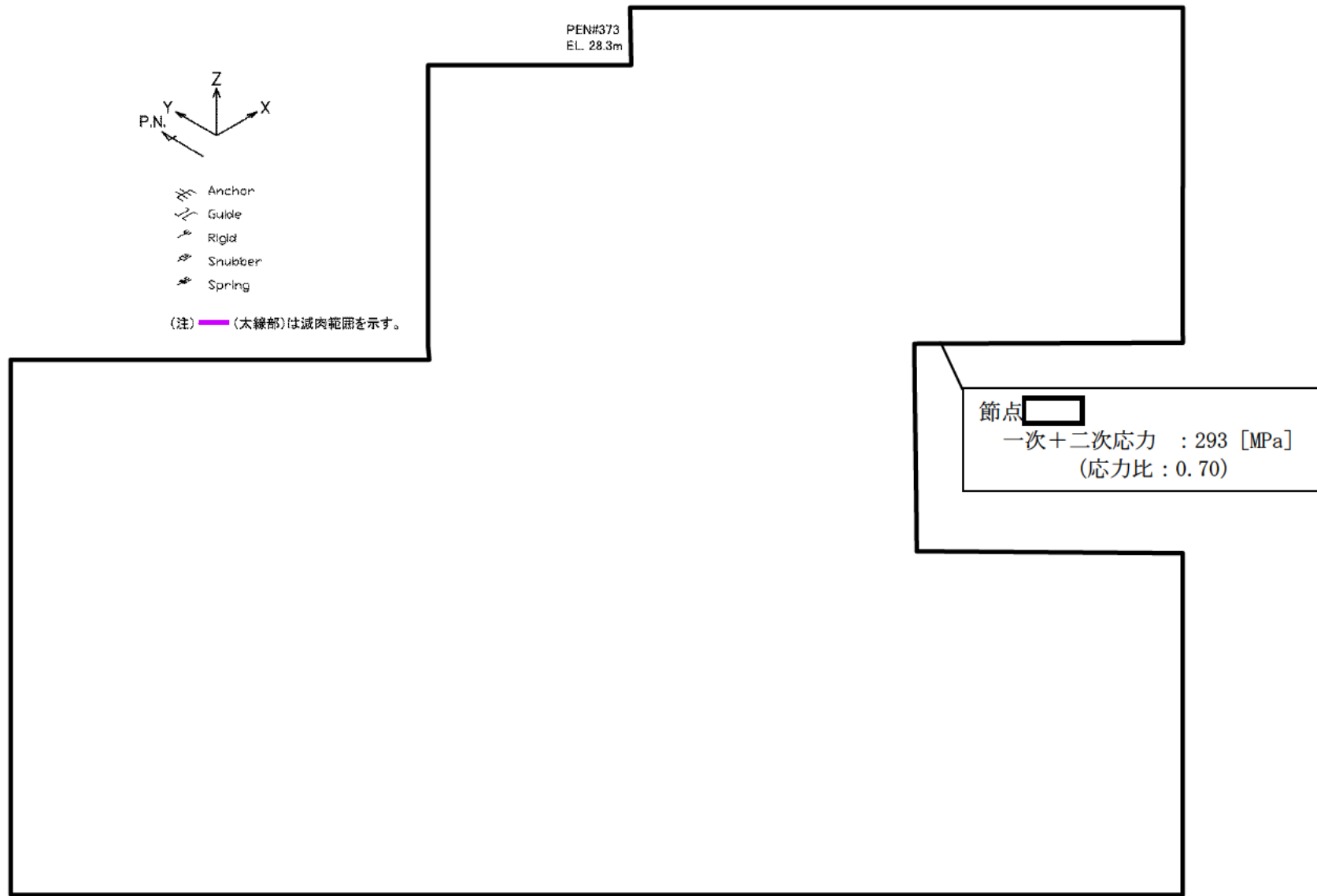
主給水系統配管 B-主給水配管 (CV外) 【Ss地震】



主給水系統配管 B-主給水配管 (CV内) 【S₁地震】



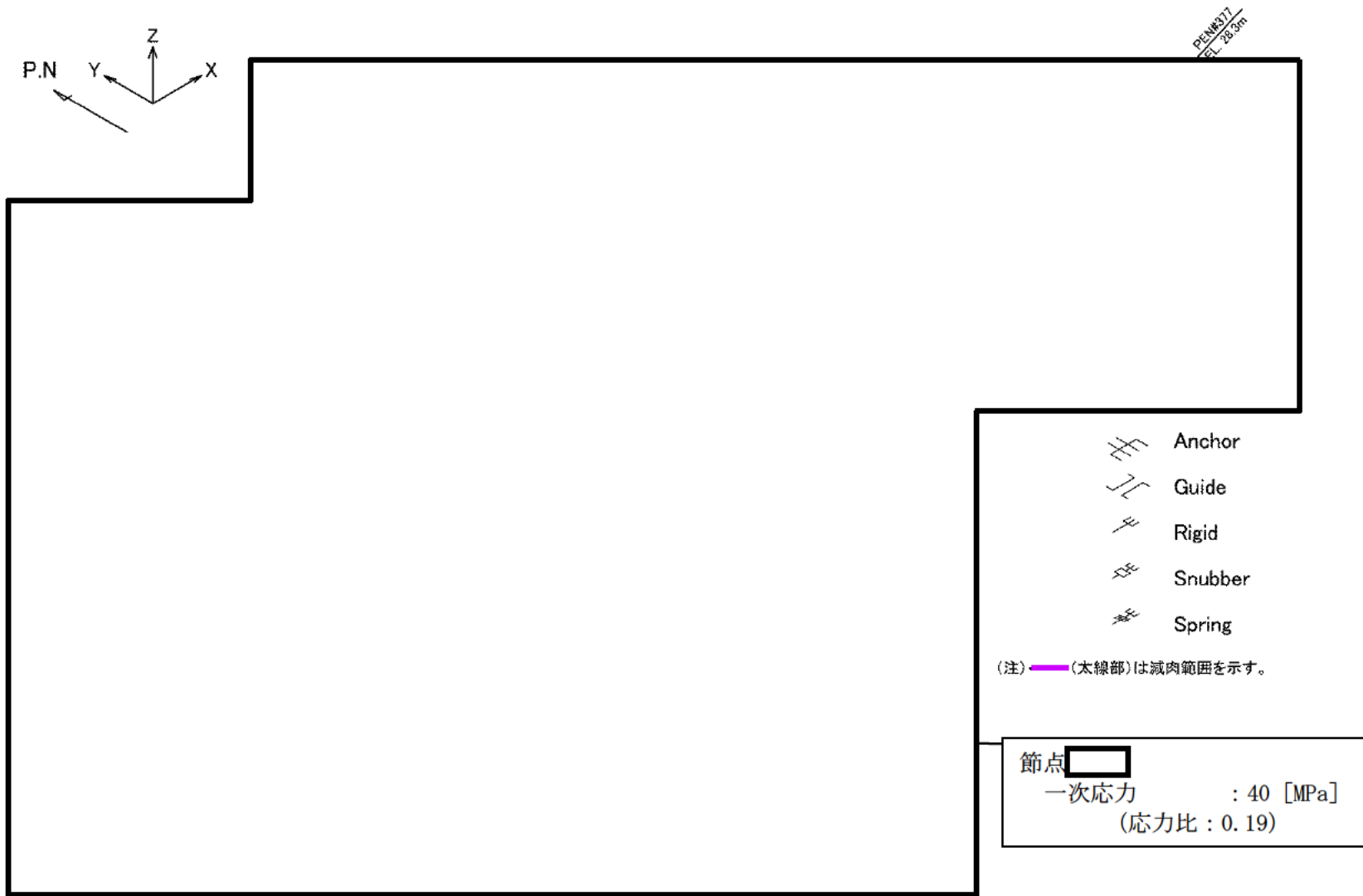
蒸気発生器ブローダウン系統配管 B-SGBD配管 (CV外) 【Ss地震】



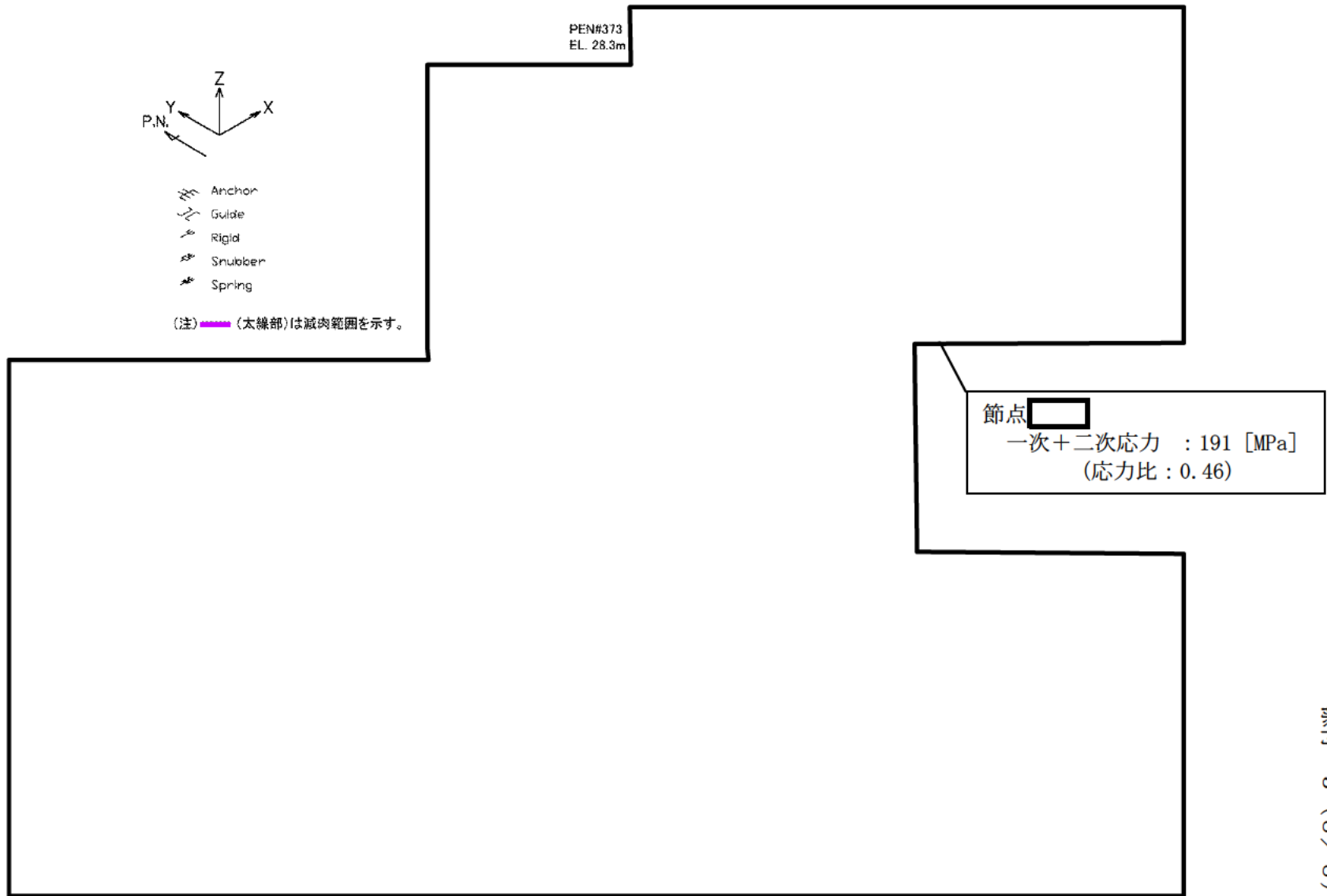
蒸気発生器ブローダウン系統配管

A-SGBD配管 (CV外)

【Ss地震】



蒸気発生器ブローダウン系統配管 B-SGBD配管 (CV外) 【S₁地震】



蒸気発生器ブローダウン系統 配管 A-SGBD配管 (CV外) 【S₁地震】

泊1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	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
主給水系統	A-主給水配管 (CV内)	S	S _s	一次	130/380	0.34	○
				一次+二次	126/456	0.28	○
			S ₁	一次	92/228	0.40	○
				一次+二次	86/456	0.19	○
	B-主給水配管 (CV内)	S	S _s	一次	150/380	0.39	○
				一次+二次	186/456	0.41	○
			S ₁	一次	116/228	0.51	○
				一次+二次	255/456	0.56	○
	A-主給水配管 (CV外)	S	S _s	一次	61/426	0.14	○
				一次+二次	97/540	0.18	○
			S ₁	一次	45/270	0.17	○
				一次+二次	63/540	0.12	○
B-主給水配管 (CV外)	S	S _s	一次	133/426	0.31	○	
			一次+二次	229/540	0.42	○	
		S ₁	一次	69/270	0.26	○	
			一次+二次	102/540	0.19	○	
補助蒸気系統	補助蒸気配管 (1次系)	C	C	156/179	0.87	○	
蒸気発生器 ブローダウン 系統	A-SGBD配管 (CV外) CVBD内	S	S _s	一次	47/329	0.14	○
				一次+二次	293/418	0.70	○
			S ₁	一次	38/209	0.18	○
				一次+二次	191/418	0.46	○
	B-SGBD配管 (CV外) CVBD内	S	S _s	一次	50/329	0.15	○
				一次+二次	227/418	0.54	○
			S ₁	一次	40/209	0.19	○
				一次+二次	150/418	0.36	○

※ 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

タイトル	バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れが抽出されない理由について
説明	<p>バッフルフォーマボルトの耐震安全性評価を不要とした理由を以下に記す。</p> <p>バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として、炉内構造物の技術評価書（2.3.2 バッフルフォーマボルト等の照射誘起型応力腐食割れ b. ①健全性評価）にて以下の評価を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 運転開始後 60 年時点でのボルトの損傷本数は 0 本となり、安全に関わる機能を維持でき、炉心の健全性に影響を与える可能性は小さいと考えられる。 ・ 本事象は冷温停止状態では進展することはないことから、問題となる可能性はない。 <p>この結果を受けて、耐震安全性評価は、バッフルフォーマボルトの損傷を想定する必要はなく、評価不要としている。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>