

美浜発電所 3 号炉 劣化状況評価
(耐震・耐津波安全性評価)

補足説明資料

平成 2 8 年 9 月 1 5 日

関西電力株式会社

目次

1. はじめに	1
2. 耐震安全性評価	1
2.1 耐震安全性評価の目的	1
2.2 評価対象機器	1
2.3 耐震安全性評価の評価手順	2
2.4 耐震安全性評価の概要	6
2.5 耐震安全性評価内容及び結果	8
2.6 耐震安全性評価のまとめ	24
2.7 高経年化への対応	24
2.8 延長しようとする期間における要求事項(耐震安全性評価)	25
3. 耐津波安全性評価	26
3.1 耐津波安全性評価の評価手順	26
3.2 耐津波安全性評価結果	29
3.3 耐津波安全性評価結果のまとめ	29
3.4 高経年化への対応	29
3.5 延長しようとする期間における要求事項(耐津波安全性評価)	29
参考：基準地震動の特性について	30

<耐震安全性評価>

別紙 1. 蒸気発生器の冷却材出入口管台セーフエンドの応力腐食割れに対する耐震安全性評価について	34
別紙 2. 蒸気発生器の給水入口管台の疲労割れに対する評価の具体的内容(評価仕様、解析モデル、入力(荷重)条件、評価結果を含む)について	42
別紙 3. 原子炉容器の中性子照射脆化(関連温度上昇)に対する耐震安全性評価の具体的内容(評価仕様、解析モデル、入力(荷重)条件、評価結果を含む)について	50
別紙 4. 抽出ライン系統配管の固定式継手(端版)の疲労割れに対する評価の具体的内容(評価仕様、解析モデル、入力(荷重)条件、評価結果を含む)について	55
別紙 5. 主蒸気系統伸縮継手及び主給水系統伸縮継手の疲労割れに対する評価の具体的内容(評価仕様、解析モデル、入力(荷重)条件、評価結果を含む)について	62
別紙 6. 余熱除去系統配管のアンカーサポート取付部の疲労割れに対する評価の具体的内容(評価仕様、解析モデル、入力(荷重)条件、評価結果を含む)について	67
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評価の具体的内容(評価仕様、解析モデル、入力(荷重)条件、評価結果を含む)について	79
別紙 8. 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について	87
別紙 9. 主給水系統配管の疲労割れに対する評価の具体的内容(評価仕様、解析モデル、入力(荷重)条件、評価結果を含む)について	124

別紙 10.	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として弁と配管の接続部における疲労割れあるいは接続配管の腐食（流れ加速型腐食）が抽出された弁について、地震時の応答加速度が機能確認済加速度を上回らないとする評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について	128
別紙 11.	バップルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れに対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力条件（変位、加速度、抗力）、評価結果を含む）について	140
別紙 12.	制御棒被覆管の摩耗に対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力条件（変位、加速度、抗力）、評価結果を含む）について	150
別紙 13.	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	168
別紙 14.	原子炉容器サポートの補強材及びボルトの中性子及びγ線照射脆化に対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について	174
別紙 15.	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（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について	186
別紙 16.	パッド、ヒンジ等摺動部の摩耗の健全性評価及び現状保全について	193
別紙 17.	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（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について	195
別紙 18.	燃料取替用水タンク、復水タンクの機器基礎ボルトの腐食に対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について	200
別紙 19.	後打ちアンカの評価における、減肉後の応力比の算定根拠（プラント設計時の耐震条件含む）について	227
別紙 20.	浸水防護施設（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備）のリストアップ及び耐震安全性評価の評価対象設備の、具体的な抽出根拠、抽出プロセス及び評価内容について	231
別紙 21.	工事計画認可申請の内容を踏まえ劣化状況評価の見直しがある場合の見直し前後の相違点について	234
別紙 22.	耐震Sクラス、耐震Bクラス及び耐震Cクラスの機器・配管に係る、比率で示された評価結果（疲れ累積係数を除く）に対する、各々の分子と分母の値（単位含む）について	239
別紙 23.	建設後の耐震補強の実績がある場合の実施時期と工事概要（サポートの撤去、移動、追設、容量変更の要点を含む）について	242

<耐津波安全性評価>

別紙 24.	・浸水防護施設（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備）のリストアップ及び耐津波安全性評価の対象設備の、具体的な抽出根拠・抽出プロセス及び評価内容について ・経年劣化事象として止水材料の劣化を評価対象としない場合の具体的な根拠及び妥当性について	258
--------	--	-----

1. はじめに

本資料は、美浜発電所3号炉の劣化状況評価における耐震安全性評価及び耐津波安全性評価の補足として、評価結果を示すとともに評価内容の補足資料をとりまとめたものである。なお、高経年化対策に関する各機器・構造物の劣化状況評価については劣化状況評価書に取りまとめている。

劣化状況評価における耐震安全性評価とは、耐震安全性に影響する可能性がある経年劣化事象について、評価対象機器・構造物の経年劣化を加味して耐震重要度クラスに応じた地震力を用いた評価を行い、評価対象機器・構造物の機能維持に対する経年劣化事象の影響を評価することをいう。

劣化状況評価における耐津波安全性評価とは、耐津波安全性に影響する可能性がある経年劣化事象について、評価対象機器・構造物の経年劣化を加味して基準津波による荷重（浸水高、波力等）を用いた評価等を行い、評価対象機器・構造物の機能維持に対する経年劣化事象の影響を評価することをいう。

2. 耐震安全性評価

2.1 耐震安全性評価の目的

機器の材質、環境条件等を考慮し、発生し得る経年劣化事象に対して劣化状況評価を行った結果、保全対策を講じることによっても管理ができないという経年劣化事象は抽出されていない。したがって、耐震性を考慮した場合にも、耐震性に影響を与える経年劣化事象を保全対策により適切に管理することで、耐震安全性の確保が可能であると考えられる。

しかしながら、高経年プラントの耐震性については、上記経年劣化事象の管理の観点からも、技術的評価を実施して安全性を確認しておく必要があると考えられることから、運転期間延長認可申請の劣化状況評価の中で耐震安全性の評価を実施するものである。

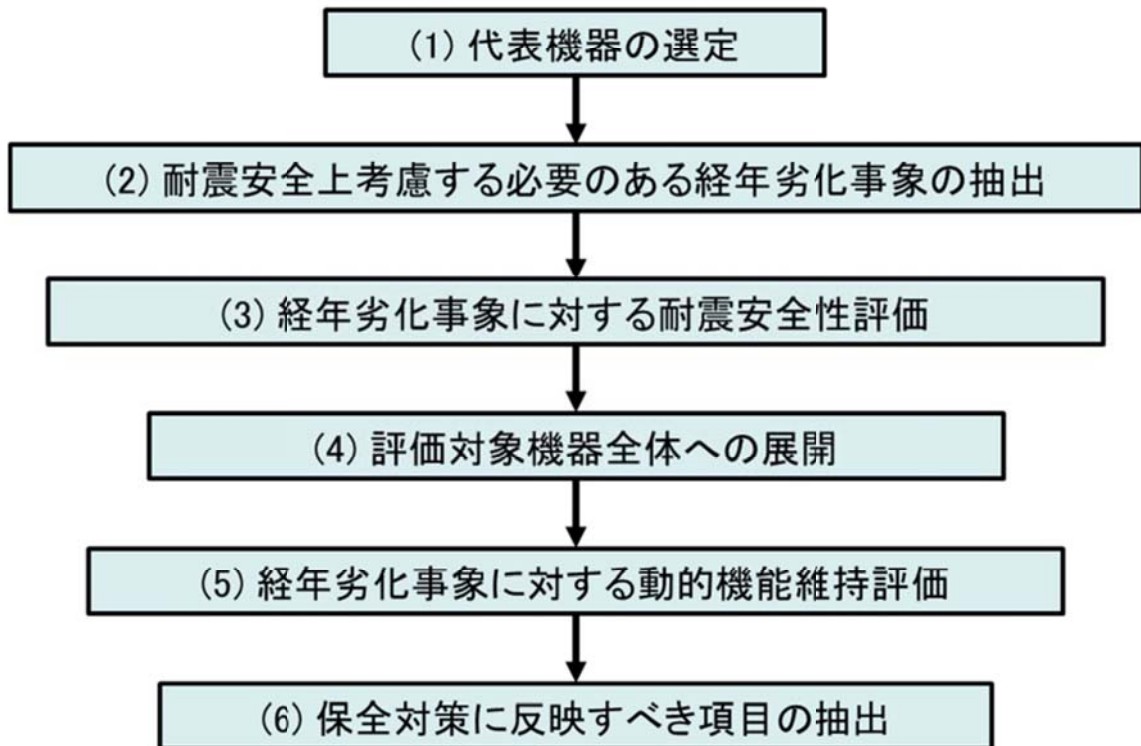
2.2 評価対象機器

評価対象機器は、高経年化対策に関する各機器・構造物の技術評価における評価対象機器と同じとする。（重要度分類審査指針クラス1、2及び最高使用温度が95℃を超える、又は最高使用圧力が1900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器（浸水防護施設を含む）、並びに常設重大事故等対処設備に属する機器・構造物）

2.3 耐震安全性評価の評価手順

2.3.1 評価手順

耐震安全性評価の評価手順のフローを以下に示す。



- (1) 「技術評価」における代表機器を耐震安全性評価の代表機器として選定する。「技術評価」で行った機器のグループ化において、同一グループ内に「技術評価」の代表機器より耐震重要度上位の機器が存在する場合は、これも代表機器として評価する。
- (2) 想定される経年劣化事象が顕在化した場合、代表機器の振動応答特性、又は構造・強度上、影響が「有意」なものを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する。
- (3) 経年劣化事象ごとに、「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1984、JEAG4601-1987、JEAG4601-1991）」等に準じて耐震安全性評価を実施する。
評価の基本項目は以下のとおりであり、劣化を考慮すること以外の評価手法は工事計画認可申請と同様としている。
 - ①機器の耐震重要度
 - ②機器に作用する地震力の算定
 - ③60年供用を仮定した経年劣化事象のモデル化
 - ④振動特性解析（地震応答解析）
 - ⑤地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ
 - ⑥許容限界との比較
- (4) 代表機器の評価結果を基に評価対象機器全体に対して同様の評価が可能であるかを検討する。同様と見なせないものは、耐震安全性評価を実施する。
- (5) 経年劣化事象を考慮しても、地震時に動的機能が要求される機器の地震時応答加速度が各機器の機能確認済加速度以下であることを評価する。

以上より保全対策に反映すべき項目を抽出する。

2.3.2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

2.3.1 の耐震安全性評価の評価手順のうち、(2) 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出について、詳細なフローを以下に示す。

劣化状況評価の耐震安全性評価にあたっては、「技術評価」における保全対策等に対する評価を取り入れることとしている。

「技術評価」で想定される経年劣化事象については、

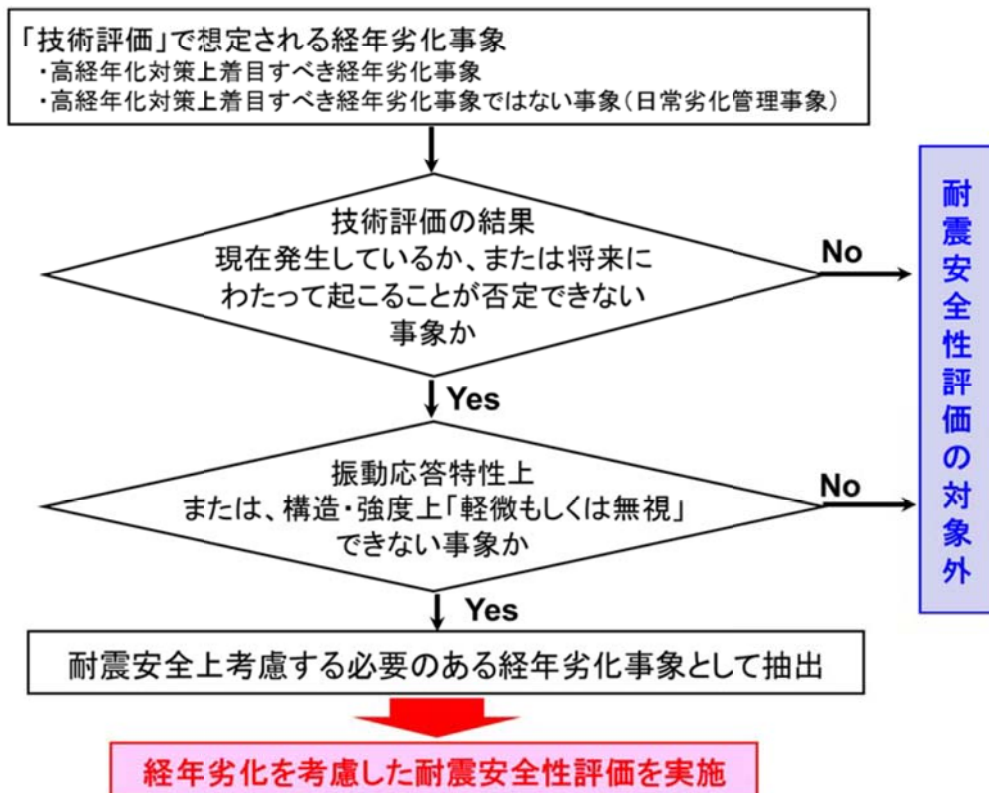
①高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

②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）

③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）

があり、③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）については、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であることから、耐震安全性評価の対象外とする。

したがって、耐震安全性評価にあたっては、①②の事象を評価の対象として、以下のフローに基づき、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出を実施する。



2.3.3 評価用地震力

耐震安全性評価に用いる評価用地震力は各機器の耐震重要度に応じて以下のとおり選定する。

耐震重要度	評価用地震力
Sクラス	基準地震動 S_s により定まる地震力
	弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力と静的地震力の大きい方（弾性設計用地震力）
Bクラス	Bクラス機器に適用される静的地震力 支持構造物の振動と共振のおそれがあるものについては、「 S_d による定まる地震力」の1/2についても考慮
Cクラス	Cクラス機器に適用される静的地震力

2.3.4 評価地震動

美浜3号炉の劣化技術評価における耐震安全性評価では、応答スペクトルに基づく地震動評価結果による基準地震動(S_s-1 : 水平最大加速度 750cm/s^2 、鉛直最大加速度 500cm/s^2)、断層モデルを用いた手法による地震動評価結果による基準地震動及び震源を特定せず策定する基準地震動による評価を実施する。

次ページに基準地震動の最大加速度を示す。

基準地震動の最大加速度

基準地震動		最大加速度	
		水平方向	鉛直方向
S s - 1	設計用模擬地震波	750 cm/s ²	500 cm/s ²
S s - 2	C断層を考慮した地震波	978 cm/s ²	373 cm/s ²
S s - 3		993 cm/s ²	385 cm/s ²
S s - 4		912 cm/s ²	296 cm/s ²
S s - 5		867 cm/s ²	339 cm/s ²
S s - 6		799 cm/s ²	340 cm/s ²
S s - 7		620 cm/s ²	337 cm/s ²
S s - 8		白木-丹生断層を考慮した地震波	781 cm/s ²
S s - 9	787 cm/s ²		467 cm/s ²
S s - 10	669 cm/s ²		411 cm/s ²
S s - 11	806 cm/s ²		502 cm/s ²
S s - 12	大陸棚外縁～B～野坂断層を考慮した地震波	708 cm/s ²	402 cm/s ²
S s - 13		746 cm/s ²	508 cm/s ²
S s - 14		761 cm/s ²	536 cm/s ²
S s - 15		661 cm/s ²	476 cm/s ²
S s - 16		815 cm/s ²	535 cm/s ²
S s - 17		613 cm/s ²	348 cm/s ²
S s - 18		609 cm/s ²	445 cm/s ²
S s - 19	安島岬沖～和布-干飯崎沖～甲楽城断層を考慮した地震波	279 cm/s ²	232 cm/s ²
S s - 20	安島岬沖断層～和布-干飯崎沖断層～甲楽城断層～甲楽城沖断層～浦底断層～池河内断層～柳ヶ瀬山断層～柳ヶ瀬断層南部～鍛冶屋断層～関が原断層を考慮した地震波	584 cm/s ²	402 cm/s ²
S s - 21		603 cm/s ²	436 cm/s ²
S s - 22		433 cm/s ²	270 cm/s ²
S s - 23	鳥取県西部地震・賀祥ダム観測波 (EW 方向)	531 cm/s ²	485 cm/s ²
	鳥取県西部地震・賀祥ダム観測波 (NS 方向)	528 cm/s ²	
S s - 24	北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震波	620 cm/s ²	320 cm/s ²

2.4 耐震安全性評価の概要

2.4.1 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象

2.3.2 に従い抽出された耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象を下表に示す。

機器・構造物	耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象									
	疲労割れ	中性子照射脆化	中性子照射による靱性低下	中性子及びガンマ線照射脆化	熱時効	応力腐食割れ	照射誘起型応力腐食割れ	摩耗	全面腐食	流れ加速型腐食
ポンプ	●	—	—	—	●	—	—	—	—	—
熱交換器	●	—	—	—	—	●	—	—	—	●
ポンプモータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
容器	●	●	—	—	—	—	—	—	—	—
配管	●	—	—	—	●	—	—	—	—	●
弁	●	—	—	—	—	—	—	—	—	—
炉内構造物	●	—	●	—	—	—	●	●	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
電気設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
タービン設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	●
コンクリート構造物及び鉄骨構造物	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
計測制御設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
空調設備	—	—	—	—	—	—	—	—	●	●
機械設備	●	—	—	●	—	●	—	●	●	—
電源設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	●

2.4.2 経年劣化事象ごとの耐震安全性評価の内容

技術評価の結果から経年劣化を保守的に想定したうえ、耐震安全性評価^{※1}を行う。経年劣化事象ごとの耐震安全性評価の内容例について下表に示す。

経年劣化事象	耐震安全性評価の内容例
疲労割れ (1次冷却材管、原子炉容器等)	通常運転時及び地震時の疲労累積係数の合計が許容値の1を上回らないことを確認する。 配管の高サイクル熱疲労割れについては、耐震安全性評価のための保守的なき裂を想定し、当該部位における地震時の発生応力を算出してき裂安定限界応力を下回ることを確認する。
中性子照射脆化 (原子炉容器胴部)	き裂を想定し、加圧熱衝撃事象に地震を考慮した応力拡大係数を算出し、中性子照射を受けた材料の破壊靱性値を下回ることを確認する。
中性子照射による靱性低下 (炉内構造物)	き裂を想定し、地震時の当該部位における応力拡大係数が、中性子照射を受けた材料の破壊靱性値を下回ることを確認する。
中性子及びガンマ線照射脆化 (原子炉容器サポート)	き裂を想定し、地震時の当該部位における応力拡大係数が、中性子照射を受けた材料の破壊靱性値を下回ることを確認する。
熱時効 (1次冷却材管等)	き裂を想定し、当該部位における地震時のき裂進展力を算出し、熱時効を考慮した材料のき裂進展抵抗を下回ることを確認する。
応力腐食割れ (熱交換器 廃液蒸発装置)	耐震安全性評価のための保守的なき裂を想定し、当該部位における地震時の発生応力を算出してき裂安定限界応力を下回ることを確認する。
照射誘起型応力腐食割れ (パuffersフォームボルト)	全7段のうち2段目～6段目のパuffersフォームボルトが折損したと仮定して、残るパuffersフォームボルトに生じる地震時の発生応力を算出し、許容値を上回らないことを確認するとともに、地震時の制御棒挿入時間が許容値以下であることを確認する。
摩耗 (制御棒クラスタ案内管(案内板)等)	制御棒クラスタ案内管(案内板)及び被覆管については、保全活動の範囲内で発生する可能性のある摩耗量を仮定して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認するとともに、地震時の制御棒挿入時間が許容値以下であることを確認する。 重機器支持構造物については、ヒンジ摺動部に摩耗を仮定して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認する。
全面腐食(基礎ボルト等)	想定される最大の腐食減肉を仮定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認する。
流れ加速型腐食 (配管、熱交換器等)	保全活動の範囲内で発生する可能性のある減肉を仮定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないこと、又は、疲労累積係数が許容値の1を上回らないことを確認する。

※1 JEAG4601「原子力発電所耐震設計技術指針」等に準じて評価を実施

2.4.3 工認で用いた耐震評価手法等の反映について

美浜3号炉の新規制基準適合性審査（工事計画認可申請）の耐震評価における最新手法等について、劣化状況評価への主な反映内容を以下に示す。なお、評価対象設備については、現状の設備状態に基づき評価を行うことを基本とするが、工事が完了していない設備については、工事計画認可申請書どおりに工事が実施されることを前提とした耐震安全性評価を行う。

*：下線部は、高浜1、2号炉と異なる手法を示す。

項目	概要	工認における対象設備	劣化状況評価への反映		
			反映	説明	
1	評価モデル	蒸気発生器伝熱管のU字管部の3次元はりモデルの適用	蒸気発生器伝熱管	—	蒸気発生器伝熱管に耐震安全性評価に影響する劣化事象なし
2	時刻歴解析の適用	建屋-RCSループ-RV連成解析モデルの適用 (ループ減衰定数3%の適用 ^{※1})	原子炉容器、蒸気発生器等	○	原子炉容器(疲労)の耐震安全性評価等に反映
		建屋-RCSループ-RV-CI連成解析モデルの適用 (燃料集合体減衰定数10%又は1% ^{※2} 、ループ減衰定数3%の適用 ^{※1})	炉内構造物等	○	炉内構造物(疲労、中性子照射による靱性低下)の耐震安全性評価等に反映
		制御棒挿入性評価への適用	制御棒クラスタ	○	制御棒クラスタ案内管(案内板)の摩耗等を考慮した制御棒挿入性評価に反映
3	鉛直方向応答モデル	鉛直動的モデルを新たに採用	炉内構造物	○	炉内構造物(疲労、中性子照射による靱性低下)の耐震安全性評価に反映
4	照射影響の考慮	燃料集合体の耐震性について、照射の影響を考慮	燃料集合体 制御棒クラスタ	○	制御棒クラスタ案内管(案内板)の摩耗等を考慮した制御棒挿入性評価に反映
5	水平2方向/鉛直方向地震力	水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響を確認	重機器支持脚、タンク等基礎ボルト	○	燃料取替用水タンク(腐食)の耐震安全性評価等に反映

※1 ループの減衰定数3%については、耐震工事完了後の状態において、蒸気発生器、冷却材ポンプの各々が卓越した振動モードにおいて減衰定数を取得し、設計にて設定した値を有することを確認する。

※2 燃料集合体の減衰定数については、10%(Ss-1~Ss-3)又は1%(Ss-4~Ss-24)として評価

上記のように美浜3号炉の新規制基準適合性審査の耐震評価における最新手法等について、劣化状況評価側の耐震安全性評価に適切に反映することとしている。

2.5 耐震安全性評価内容及び結果

2.5.1 補足説明資料における代表機器の選定

美浜3号炉の耐震安全性評価においては、高経年化対策に関する各機器・構造物の技術評価における評価対象機器全てを対象として評価を実施し、耐震安全性評価上問題ないことを確認する。ここでは、主要な経年劣化事象ごとに評価結果が厳しいことが想定される機器等を以下のとおり選定し、具体的な評価内容をご説明する。

下表に挙げる機器の経年劣化を考慮した耐震安全性評価内容及び結果について、次ページより示す。

主な経年劣化事象	具体的な評価内容をご説明する代表機器	選定理由
疲労割れ	原子炉容器	安全上の重要度がクラス1の機器の代表として選定
	原子炉格納容器貫通部伸縮継手	地震時における疲労累積係数の評価結果が厳しい機器
全面腐食	燃料取替用水タンク(基礎ボルト)	基礎ボルトの発生応力が比較的大きいタンクであって、水平2方向+鉛直方向地震力の組合せに関する影響を評価している機器
流れ加速型腐食	2次系配管(ドレン系統配管等)	高浜1, 2号炉との相違(保守管理に関する方針の有無)
中性子照射脆化	原子炉容器	中性子照射脆化に対する評価が必要となる機器(き裂を想定したPTS等の評価が必要となる機器)
熱時効	1次冷却材管	発生応力やフェライト量から、評価結果が厳しいことが想定される機器(配管)
照射誘起型応力腐食割れ	炉内構造物(ハッフルフォーマボルト)	制御棒挿入性評価に係る機器
摩耗	制御棒クラスタ案内管(案内板)及び被覆管	

2.5.2 各機器における耐震安全性評価内容及び結果

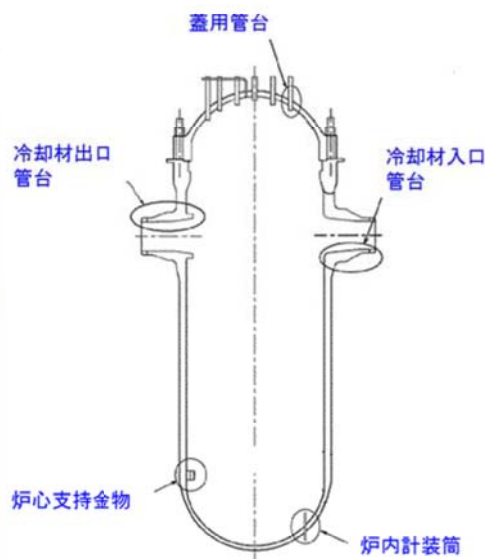
2.5.1の「主な経年劣化事象における代表機器の選定」で選定した各機器及び工事計画認可申請の審査状況の反映により再評価を実施した機器の耐震安全性評価内容及び結果を以下に示す。

(1) 原子炉容器の疲労割れを考慮した耐震安全性評価

a. 評価内容

原子炉容器の疲労割れを考慮した耐震安全性評価内容は以下のとおり。

経年劣化事象	疲労割れ
想定部位	冷却材入口管台、冷却材出口管台、蓋用管台、炉内計装筒、炉心支持金物
技術評価内容	60年運転時点における疲労評価(通常運転に対する疲労評価)の結果、疲労累積係数が1以下であることを確認している。
耐震安全性評価内容	<p>1. 評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ○蓋用管台、冷却材入口管台、冷却材出口管台、炉内計装筒 ・建屋-RCSループ-RV連成モデル等を適用。 ○炉心支持金物 ・建屋-RCSループ-RV-CI連成モデルを適用。 <p>2. 評価内容</p> <p>60年運転時点の通常運転に対する疲労累積係数に地震時の疲労累積係数を加えた評価を行い、疲労累積係数が許容値の1以下であることを確認する。</p>



【原子炉容器の地震に対する疲労評価部位】

b. 評価結果

評価結果は以下のとおり。60年までの運転を想定した通常運転時の疲労累積係数に S_s 地震時の疲労累積係数を加えた場合にも、疲労累積係数が許容値の1以下となることを確認しており、耐震安全性評価上問題ない。

機器(部位)	通常運転時 ^{※1}	地震時(S_s) ^{※2}	合計
冷却材入口管台	0.038	0.000	0.038
冷却材出口管台	0.047	0.001	0.048
蓋用管台	0.113	0.000	0.113
炉内計装筒	0.140	0.002	0.142
炉心支持金物	0.006	0.002	0.008

※1: 過渡実績を踏まえ今後60年までの運転過渡を保守的に想定した疲労累積係数(大気中、接液環境中の疲労累積係数のうち大きい値)

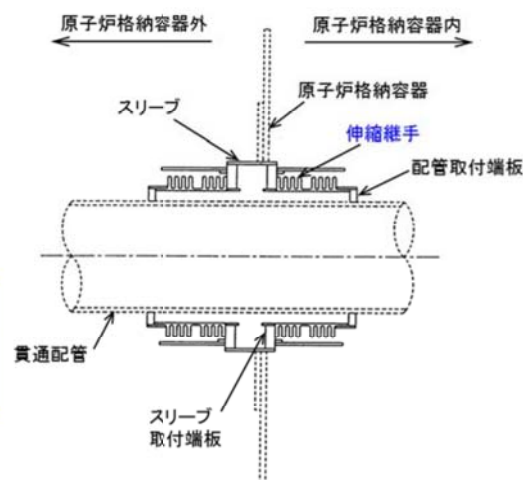
※2: S_s 地震時の発生応力から求めた許容繰返し回数に対する評価繰返し回数(200回)から求める疲労累積係数

(2) 原子炉格納容器配管貫通部の疲労割れに対する評価

a. 評価内容

原子炉格納容器配管貫通部の疲労割れを考慮した耐震安全性評価内容は以下のとおり。

経年劣化事象	疲労割れ
想定部位	伸縮式配管貫通部(伸縮継手)
技術評価内容	60年運転時点における疲労評価(通常運転に対する疲労評価)の結果、疲労累積係数が1以下であることを確認している。
耐震安全性評価内容	60年運転時点の通常運転に対する疲労累積係数に地震時の疲労累積係数を加えた評価を行い、疲労累積係数が1以下であることを確認する。



【主蒸気・主給水管貫通部の伸縮継手】

b. 評価結果

評価結果は以下のとおり。60年までの運転を想定した通常運転時の疲労累積係数に S_s 地震時の疲労累積係数を加えた場合にも、疲労累積係数が許容値の1以下となることを確認しており、耐震安全性評価上問題ない。

疲労累積係数 (許容値1)	通常運転時 ^{※1}	0.005
	地震時(S_s) ^{※2}	0.584
	合計	0.589

※1: 過渡実績を踏まえ今後60年までの運転過渡を保守的に想定した疲労累積係数

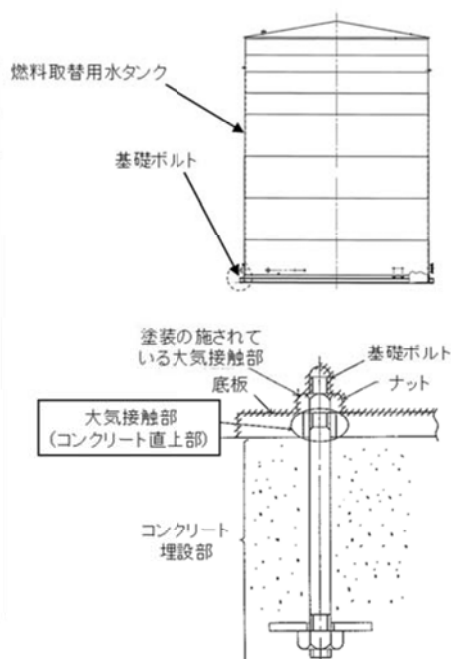
※2: S_s 地震時の発生応力(内圧含む)から求めた許容繰返し回数に対する評価繰返し回数(200回)から求める疲労累積係数

(3) 燃料取替用水タンクの劣化を考慮した耐震安全性評価

a. 評価内容

燃料取替用水タンク（基礎ボルト）の腐食を考慮した耐震安全性評価内容は以下のとおり。

経年劣化事象	腐食
想定部位	基礎ボルト（コンクリート直上部）
技術評価内容	コンクリート直上部は塗装が施されておらず、大気環境下のため腐食による減肉が考えられるが、巡視点検等通常の保全活動により異常がないことを確認している。
耐震安全性評価内容	基礎ボルトの腐食については、暴露試験結果（普通鋼に対する海岸地帯のデータ）をもとに算出した運転開始後60年時点での腐食量（0.3mm）を仮定し耐震安全性評価を実施する。また、工事計画認可申請の反映として、水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響を確認する。



【燃料取替用水タンク(基礎ボルト)の腐食が想定される部位(概念図)】

b. 評価結果

燃料取替用水タンクの劣化を考慮した耐震安全性評価結果は以下のとおり。60年までの運転を想定した劣化を想定した場合にも、応力比が1以下となることを確認した。また、工事計画認可申請の評価手法反映により、水平2方向及び鉛直方向の地震力が加わった場合の評価も実施し、応力比が1以下となることを確認しており、耐震安全性評価上問題ない。

評価地震動 (Ss-1～Ss24)	水平1方向＋鉛直方向 地震力による評価		水平2方向＋鉛直方向 地震力による評価	
	引張応力	せん断応力	引張応力	せん断応力
応力比※	0.65	0.36	0.81	0.51

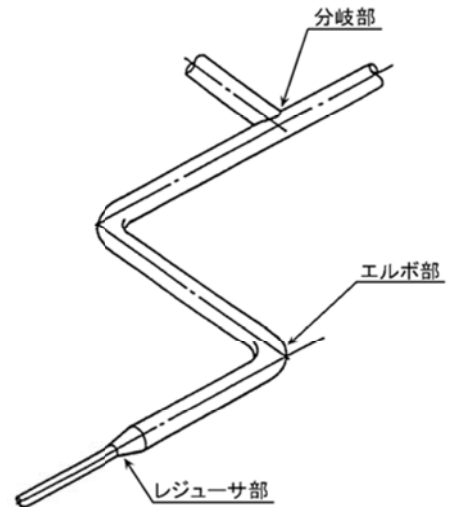
※: 応力比＝一次応力／許容応力

(4) 2次系配管の流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価

a. 評価内容

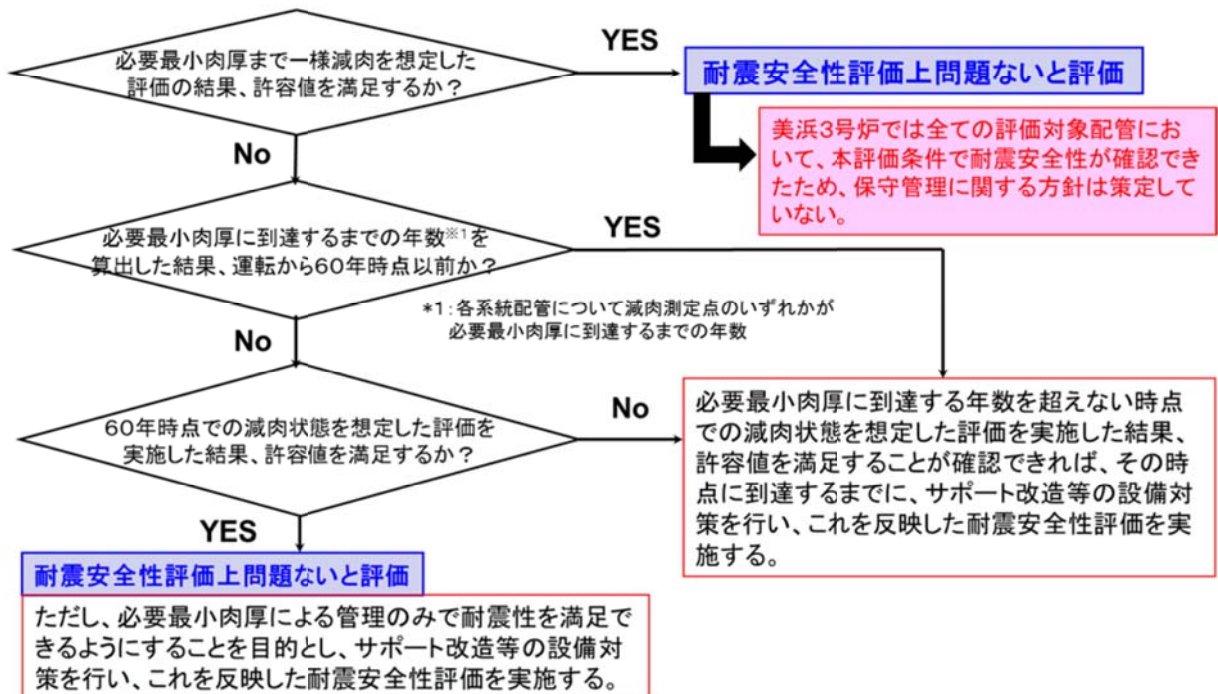
2次系配管の流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価内容は以下のとおり。

経年劣化事象	流れ加速型腐食
想定部位	エルボ部、分岐部、レジャーサ部等 (主蒸気系統配管、主給水系統配管、低温再熱蒸気系統配管、第2抽気系統配管、第3抽気系統配管、第4抽気系統配管、補助蒸気系統配管、グランド蒸気系統配管、復水系統配管、ドレン系統配管、蒸気発生器ブローダウン系統配管)
技術評価内容	高温水又は2相流体を内包する炭素鋼配管では、エルボ部、分岐部、レジャーサ部等の流れの乱れが起きる箇所、流れ加速型腐食により減肉が発生する可能性がある。しかしながら、超音波を用いた肉厚測定を実施し、減肉の管理を行っていくことで機器の健全性は維持できる。
耐震安全性評価内容	炭素鋼配管の腐食については、エルボ部、分岐部、レジャーサ部等の偏流発生部位及びその下流部に周方向及び軸方向一様に必要最小肉厚まで減肉を想定した評価を実施する。評価結果が許容値を超える系統については、実測データに基づく減肉を想定した評価を実施する。



【流れ加速型腐食が想定される代表的な部位】

また、2次系配管の流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価のフローを以下に示す。



b. 評価結果

2次系配管の流れ加速型腐食を想定した耐震安全性評価結果を以下に示す。

評価対象	耐震重要度	応力比(許容値1)		疲労累積係数 (許容値1)
		一次	一次+二次	
主蒸気系統配管	S*	0.61	1.23	0.134
主給水系統配管	S*	0.80	1.30	0.575
蒸気発生器ブローダウン 系統配管	S*	0.75	1.35	0.090
低温再熱蒸気系統配管	C	0.25	—	—
第2抽気系統配管	C	0.03	—	—
第3抽気系統配管	C	0.55	—	—
第4抽気系統配管	C	0.64	—	—
補助蒸気系統配管	C	0.77	—	—
グランド蒸気系統配管	C	0.86	—	—
復水系統配管	C	0.87	—	—
ドレン系統配管	C	0.76	—	—

—: 評価不要

※: 耐震重要度Sクラスの配管はSs地震力による評価結果を示す。
応力比が許容値1を超える場合は疲労累積係数による評価を実施。

必要最小肉厚までの減肉を想定し、地震時に発生する応力又は疲労累積係数を評価した結果、許容値を超えないことから、耐震安全性評価上問題ない。

c. 美浜3号炉と高浜1, 2号炉の保守管理に関する方針の相違について

美浜3号炉の2次系配管の流れ加速型腐食を想定した耐震安全性評価において、高浜1, 2号炉と異なり、保守管理に関する方針としていない。

美浜3号炉と高浜1, 2号炉の保守管理に関する方針の相違(耐震安全性評価関係)

ユニット	保守管理に関する方針の内容
美浜3号炉	なし (全ての系統について必要最小肉厚まで減肉を想定した評価において耐震安全性評価上問題ないことを確認している。)
高浜1号炉 高浜2号炉	配管の腐食(流れ加速型腐食)については、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*に対して、サポート改造等の設備対策を行い、必要最小肉厚まで減肉を想定した評価においても耐震安全性評価上問題ないことを確認する。なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を継続して行い、サポート改造等の設備対策が完了するまでの間、耐震安全性評価上問題ないことを確認する。 *: 第4抽気系統配管 グランド蒸気系統配管 復水系統配管 ドレン系統配管

高浜1, 2号炉では保守管理に関する方針として、第4抽気系統配管、復水系統配管、グラウンド蒸気系統配管およびドレン系統配管についてサポート追設を策定しているが、美浜3号炉では策定していない理由を以下に示す。

A. 配管の設置状況の違い

美浜3号炉と高浜1, 2号炉では、配管の設置状況（サポート設置状況や配管ルート等）が異なっていることにより評価結果の違いが生じている。

	美浜3号炉と高浜1, 2号炉の具体的な相違点(代表例)
①サポート設置状況や配管ルートの違い	高浜1号炉でサポート強化が必要となった第4抽気系統配管やドレン系統配管は、美浜3号炉と配管ルートはほぼ同様であるが、両プラントで <u>サポートの設置数、設置位置等が異なっている。</u>
②配管材料の違い	高浜1号炉でサポート強化が必要となった復水系統配管(第4低圧ヒータ～脱気器)は一部炭素鋼の部位があるが、美浜3号炉では <u>全てステンレス鋼配管への取替えを実施済み</u> のため、流れ加速型腐食による減肉が想定されない。

B. サポート強化の対応時期

・高浜1, 2号炉では、現状の配管のサポート設置状況において評価を行った結果から、第4抽気系統配管、復水系統配管、グラウンド蒸気系統配管およびドレン系統配管について今後のサポート強化を保守管理に関する方針に定めている。

・一方、美浜3号炉では、グラウンド蒸気系統配管の一部で、同様にサポート強化の必要な配管系統が想定されたが、現停止の定期検査中にサポートの追設工事を行う計画とし、これを取り入れた評価により耐震性が確保できることを確認したことから、保守管理に関する方針としていない。

上記のとおり、美浜3号炉と高浜1, 2号炉では、配管の設置状況が異なっていることにより評価結果の違いが生じている。そして美浜3号炉では、サポートの強化を現停止期間中に先行実施する計画としている。

以上から美浜3号炉ではサポート強化を保守管理に関する方針としていない。

(5) 原子炉容器（胴部）の中性子照射脆化に対する地震時荷重を考慮した耐震安全性評価
 a. 評価内容

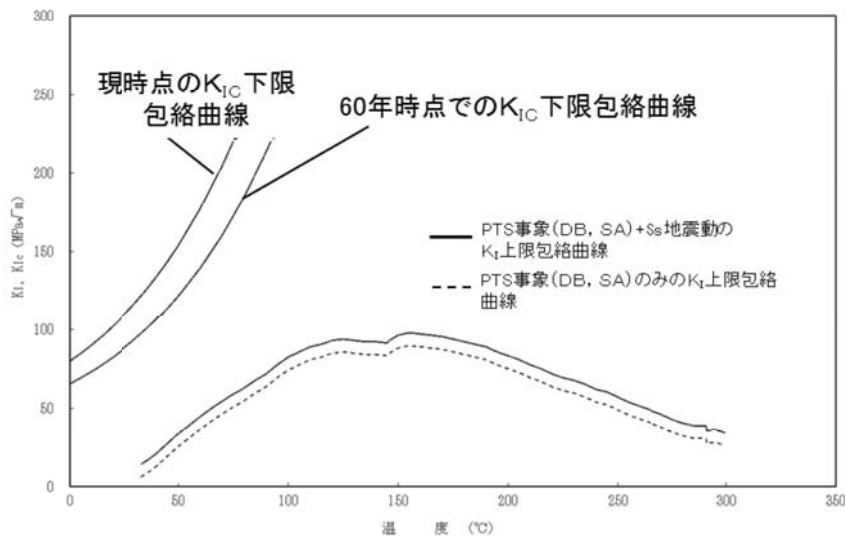
原子炉容器（胴部）の中性子照射脆化に対する地震時荷重を考慮した耐震安全性評価内容は以下のとおり。

経年劣化事象	中性子照射脆化
想定部位	原子炉容器 胴部
技術評価内容	原子炉容器の胴部(炉心領域部)は中性子照射により関連温度(RT_{NDT})が上昇することから、き裂を想定した加圧熱衝撃(PTS)評価により破壊に対する健全性の評価を実施している。 中性子照射脆化による材料靱性低下は、国内脆化予測法を用いて、実測 K_{IC} データを60年運転時点まで温度軸に対してシフトさせ、その予測破壊靱性の下限を包絡した K_{IC} 曲線を設定。 K_{IC} 下限包絡曲線とPTS状態遷移曲線を比較し、 $K_{IC} > K_I$ であることを確認し、脆性破壊が起こらないことを評価している。
耐震安全性評価内容	「技術評価」と同様の手法により、PTS事象発生時に地震荷重を加えた評価を行って健全性を確認する。 なお、重大事故等時の環境を考慮した評価を行う。 1. 評価条件 ・建屋-RCSループ-RV-CI連成モデルを適用。 2. 想定き裂の設定 技術評価と同様、想定き裂深さはJEAC4206等により規定されている10mmと、特別点検の結果を踏まえて想定した5mmの2ケースを設定する。 3. K_{IC}下限包絡曲線とK_I曲線の算出 技術評価で設定した60年運転時点での K_{IC} 下限包絡曲線と、PTS事象時の荷重に S_s 地震時の荷重を考慮した K_I 曲線を算出する。 4. K_{IC}下限包絡曲線とK_I曲線の比較 K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線を比較し、 $K_{IC} > K_I$ となることを確認する。

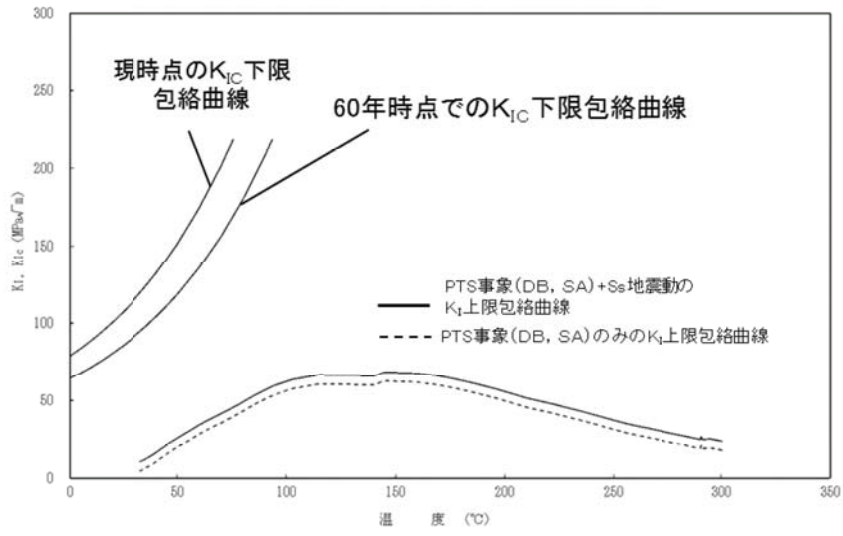
b. 評価結果

評価結果は以下のとおり。運転開始後60年時点での K_{IC} 下限包絡曲線とPTS事象に S_s 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、原子炉容器胴部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。

美浜3号炉 S_s 地震を考慮したPTS評価結果
 (想定き裂深さ 10mm を用いた評価)



美浜3号炉 Ss地震を考慮したPTS評価結果
(想定き裂深さ 5mmを用いた評価)



(6) 1次冷却材管の熱時効を考慮した耐震安全性評価

a. 評価内容

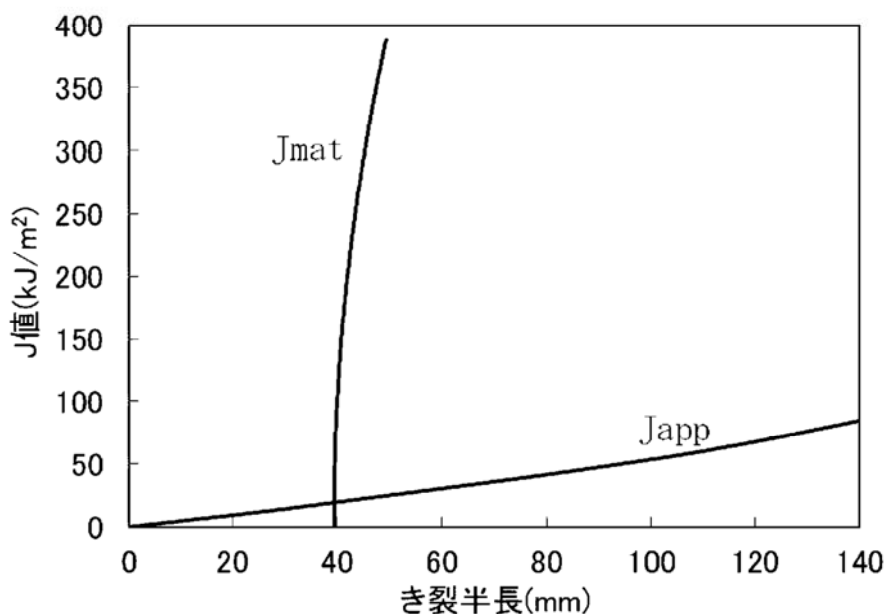
1次冷却材管の熱時効を考慮した耐震安全性評価内容は以下のとおり。

経年劣化事象	熱時効
想定部位	1次冷却材管
技術評価内容	1次冷却材管(2相ステンレス鋼)は、熱時効により材料の靱性が低下する可能性があることから、き裂を想定した破壊力学的手法により構造健全性の評価を行っている。
耐震安全性評価内容	「技術評価」において、運転状態の荷重条件に Ss 地震荷重を考慮した評価を実施しており、60年運転時の熱時効に対して、構造健全性が確保されることを確認する。

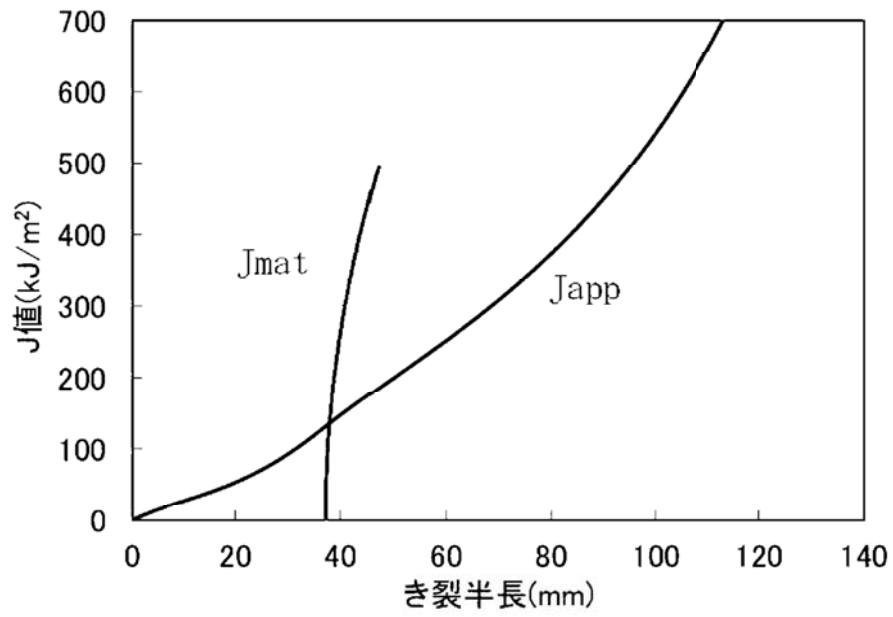
b. 評価結果

評価用選定部位は「技術評価」と同様に、クロスオーバレグRCP側90°エルボ、ホットレグ直管、SG入口50°エルボを選定した。以下に、 J_{app} と J_{mat} の値の比較を示す。Ss地震時の荷重を加えて求めたき裂進展力 J_{app} と材料の破壊抵抗 J_{mat} を比較し、各評価部位において $J_{app} < J_{mat}$ であること、交点で J_{app} の傾きが J_{mat} の傾きを下回ることを確認している。また重大事故等時におけるプラント条件を考慮しても、健全であることを確認している。

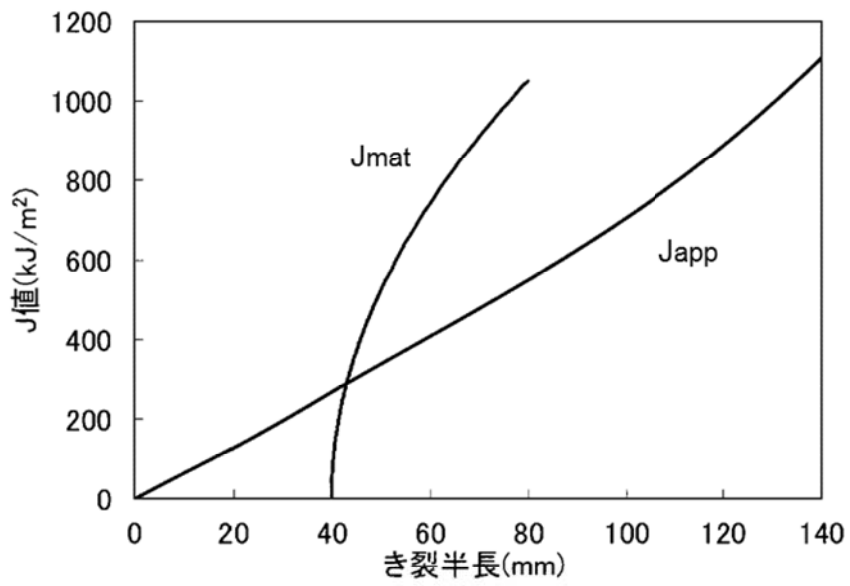
このことから、1次冷却材管は不安定破壊することなく、熱時効に対して耐震安全性評価上問題ない。



美浜3号炉のき裂安定性評価結果(重大事故等時) (1/3)
クロスオーバレグRCP側90°エルボ



美浜 3 号炉のき裂安定性評価結果（重大事故等時） （2 / 3）
 ホットレグ直管



美浜 3 号炉のき裂安定性評価結果（重大事故等時） （3 / 3）
 SG 入口 50° エルボ

(7) 動的機能維持に対する評価

①評価の考え方

地震時に動的機能維持が要求される機器（弁、ポンプ、ファン等）については、地震時の応答加速度が機器の機能確認済加速度以下であること等により動的機能が維持されることを確認しているが、想定される経年劣化を考慮した場合にも動的機能が維持されることを確認する。

なお、制御棒の地震時動的機能維持については別途、制御棒挿入性の評価を実施する。

②評価内容及び結果

動的機能維持が要求される機器に対して、発生の可能性が否定できないと評価される経年劣化事象については、以下 a. b. いずれかの評価結果より、60年の運転を想定した場合において機器の地震時の動的機能が維持されることを確認している。

- a. 定期的な保守管理活動により生じ得る劣化事象の進展量では、機器の振動応答特性へ及ぼす影響は軽微もしくは無視できる。
- b. 60年運転を想定した経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施し、振動応答特性に影響を与えることがないことを確認している。ただし、主蒸気系統の弁については、弁に接続する配管の流れ加速型腐食による振動応答特性への影響を考慮しても、弁の地震時の応答加速度が機能確認済加速度以下であることから、弁の動的機能が維持されることを確認している。

動的機能維持が必要な機器の評価（例）について

◎弁

想定される劣化事象として1次冷却系統等の弁の疲労があるが、60年までの運転を想定した地震を考慮した評価により疲労累積係数が1以下であるため、疲労割れが発生しないことを確認したことから地震時の動的機能は維持される。

ただし、主蒸気系統の弁については、当該弁に接続する配管の流れ加速型腐食による振動応答特性への影響を考慮しても、弁の地震時の応答加速度が機能確認済加速度以下であることから、弁の動的機能が維持されることを確認している。

◎ポンプ

想定される経年劣化事象として余熱除去ポンプのケーシングの疲労等が想定されるが、60年運転を想定した経年劣化を考慮した耐震安全性評価の結果、疲労割れが発生しないことを確認したことから、地震時の動的機能は維持されることを確認している。

(8) 経年劣化を考慮した地震時の制御棒挿入性評価

経年劣化を考慮した地震時の制御棒挿入性評価のフローを以下に示す。

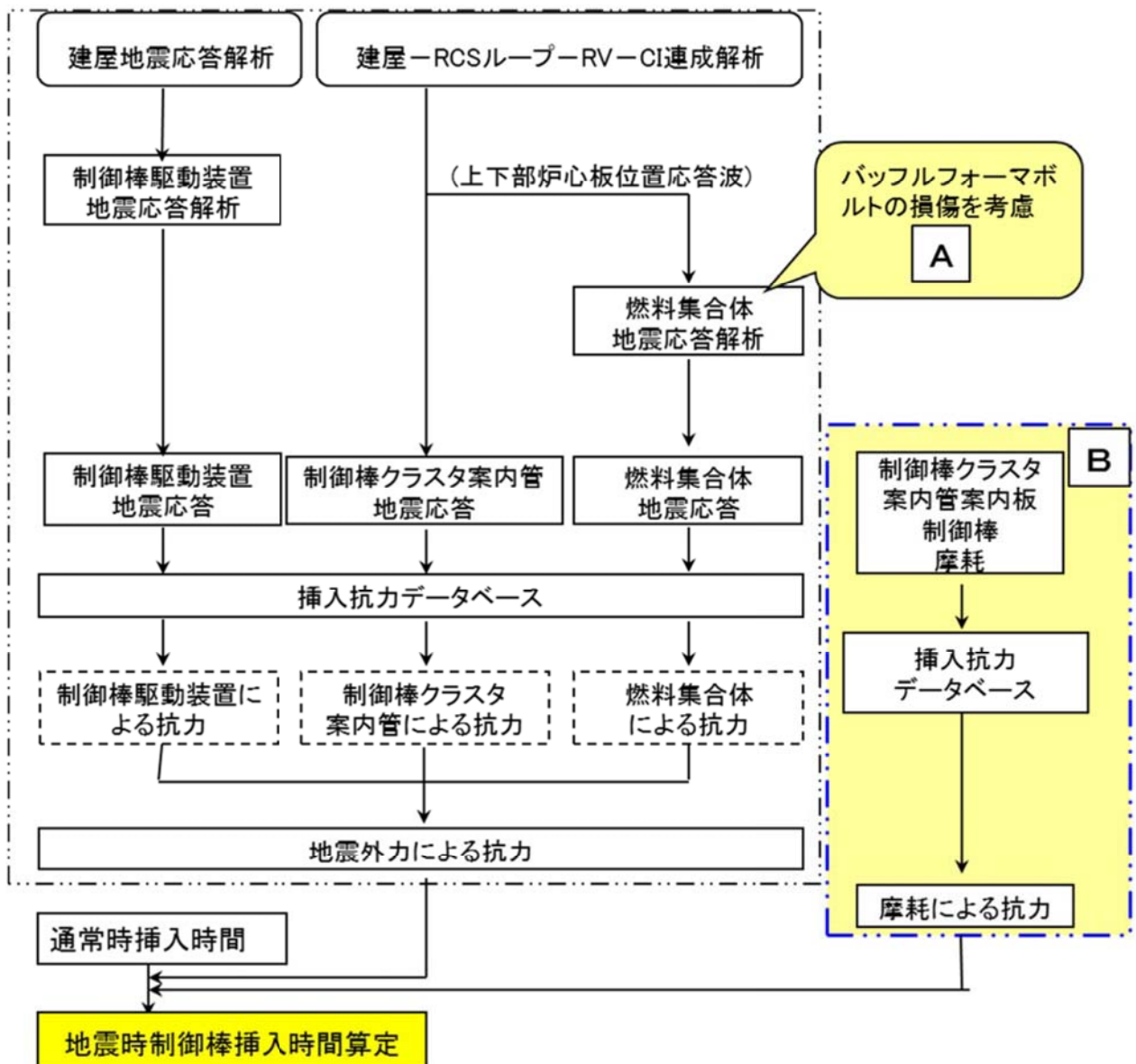
劣化状況評価における制御棒挿入性評価では、工事計画認可申請の評価手法をベースとし、下記の経年劣化をそれぞれ考慮した評価を行う。

A. バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れ

下記フローのA. で示したとおり、燃料集合体の地震応答解析においてバッフルフォーマボルトの損傷を考慮した解析を実施することで、地震時の制御棒の挿入時間を評価し、規定時間以内であることを確認する。

B. 制御棒クラスタ案内管(案内板)及び被覆管の摩耗

下記フローのB. で示したとおり、制御棒クラスタ案内管(案内板)及び被覆管の摩耗を考慮した摩擦による抗力を想定して、地震時の制御棒の挿入時間を評価し。規定時間以内であることを確認する。



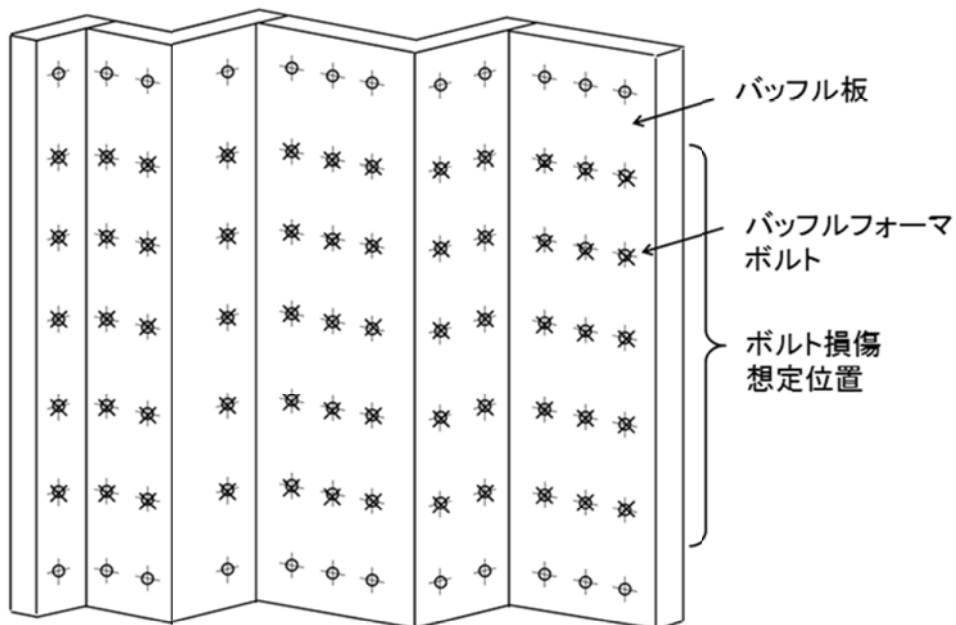
制御棒挿入時間の詳細な評価条件については工事計画認可申請にあわせた評価手法を反映しており、以下のとおりである。

	工認を反映した評価手法
評価条件	燃料集合体は照射影響を考慮
解析モデル	建屋-RCSループ-RV-CI連成モデル
評価手法	《挿入経路機器の応答解析》 ・制御棒駆動装置:時刻歴手法 ・制御棒クラスト案内管:時刻歴手法 ・燃料集合体:時刻歴手法 《地震時挿入抗力の考慮方法》 ・制御棒駆動装置:時刻歴手法 ・制御棒クラスト案内管:時刻歴手法 ・燃料集合体:時刻歴手法

a. 評価内容

(A. バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れ)

バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れによる損傷想定位置について概要図を以下に示す。



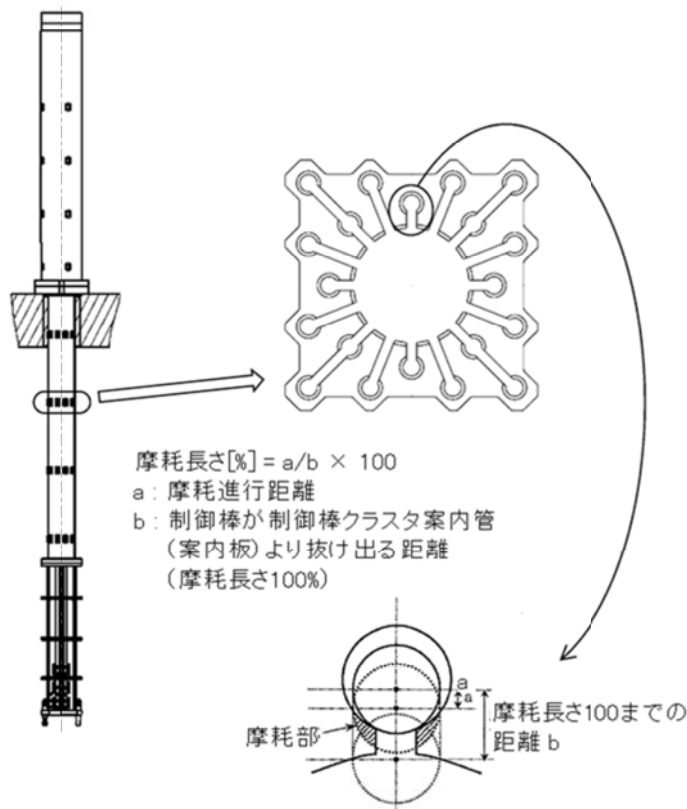
【バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れの想定部位】

バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れを考慮した制御棒挿入性評価内容を以下に示す。

経年劣化事象	照射誘起型応力腐食割れ
想定部位	バッフルフォーマボルト
技術評価内容	バッフルフォーマボルトは60年の運転を考慮すると、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。中性子照射量、応力、温度条件等からき裂発生可能性の評価を実施した結果、運転60年時点までにボルト損傷は発生せず、安全に関わる機能を維持できる。
耐震安全性評価内容	<p>1. バッフルフォーマボルトの損傷想定 全7段のうち2～6段目の全ボルト損傷を仮定。</p> <p>2. 評価対象部位と評価手法 (地震応答解析は工認と同様の手法を適用) ボルト損傷を仮定した燃料集合体解析モデルによる時刻歴応答解析により制御棒挿入時間を評価、規定時間以内であることを確認する。</p>

(B. 制御棒クラスタ案内管 (案内板) 及び被覆管の摩耗)

制御棒クラスタ案内管 (案内板) の摩耗について概要図を以下に示す。



【制御棒クラスタ案内管 (案内板) 摩耗の想定部位】

制御棒クラスタ案内管（案内板）及び被覆管の摩耗を考慮した耐震安全性評価内容を以下に示す。

経年劣化事象	摩耗
想定部位	制御棒クラスタ案内管(案内板)及び被覆管
技術評価内容	制御棒被覆管の摩耗減肉が認められており、長期的には制御棒クラスタ案内管(案内板)の摩耗が発生する可能性は否定できない。しかしながら摩耗が急激に進展することはない。摩耗が制御棒の案内機能へ与える影響については制御棒落下試験により検知可能である。
耐震安全性評価内容	(地震応答解析は工認と同様の手法を適用) 制御棒被覆管の一部が100%摩耗すると仮定し、制御棒クラスタ案内管(案内板)が管理摩耗長さ(摩耗長さ86%)に至るまでの摩耗過程で最大となる抗力を考慮した地震時の制御棒挿入時間を評価、規定時間以内であることを確認する。

b. 評価結果

バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れを考慮した評価結果、並びに制御棒クラスタ案内管（案内板）及び被覆管の摩耗を考慮した評価結果は以下のとおり。経年劣化を想定した場合の地震時の制御棒挿入時間は規定時間以下であることから、耐震安全性評価上問題ない。

想定する経年劣化事象	地震力	地震時挿入時間*2	経年劣化事象を想定した場合に地震が発生した時の挿入時間*2	規定値*1
バッフルフォーマボルトの損傷を想定した場合に地震が発生した時の挿入時間*2	Ss	1.42秒	1.44秒	1.8秒
制御棒クラスタ被覆管の摩耗を想定した場合に地震が発生した時の挿入時間*2	Ss	1.42秒	1.44秒	1.8秒

* 1: 工事計画認可申請書 添付13 耐震性に関する説明書 に記載の値

* 2: 燃料集合体の照射影響を考慮し、時刻歴解析手法により評価した値

(注): 各時間は落下開始から制御棒が全ストロークの85%に至るまでの時間

2.5.3 その他の評価について

その他の機器・経年劣化事象の組合せに対する評価についても、耐震安全性に問題のないことを確認した。

2.6 耐震安全性評価のまとめ

美浜3号炉の劣化状況評価における耐震安全性評価については、経年劣化事象を考慮した場合であってもプラントの耐震安全性に問題ないことを確認した。

2.7 高経年化への対応

美浜3号炉の劣化状況評価における耐震安全性評価の結果、現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断する。

2.8 延長しようとする期間における要求事項(耐震安全性評価)

以上の評価結果について、原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」(以下、審査基準)に規定されている延長しようとする期間における要求事項との対比を下表に示す。

評価対象機器は、本資料の本文や別紙にて評価内容及び結果を説明した機器を例として示す。

延長しようとする期間における要求事項との対比 (耐震安全性評価)

審査基準の要求事項	想定した経年劣化事象(例)	評価対象機器(例)	評価内容	詳細結果
○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲労累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ること。	疲労割れ	原子炉容器	○考慮すべき経年劣化事象に対し地震時に発生する応力及び疲労累積係数を評価し、許容限界を下回っていることを確認した。	2.5.2(1)に記載
		原子炉格納容器配管貫通部伸縮継手		2.5.2(2)に記載
	全面腐食	燃料取替用水タンク(基礎ボルト)		2.5.2(3)に記載
	流れ加速型腐食	2次系配管		2.5.2(4)に記載
○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂(欠陥)に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ること。	中性子照射脆化	原子炉容器	○考慮すべき経年劣化事象に対し地震時に発生する応力、き裂進展力及び応力拡大係数を評価し、想定するき裂に対する破壊力学評価を行って、許容限界を下回っていることを確認した。	2.5.2(5)に記載
	熱時効	1次冷却材管		2.5.2(6)に記載
○経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であること。	疲労割れ、腐食など	地震時に動的機能が要求される機器(弁、ポンプなど)	○考慮すべき経年劣化事象が現状保全により管理されており、機器の振動応答特性に与える影響が軽微又は無視できるものであることを確認した。ただし、主蒸気系統の弁については、弁に接続する配管の流れ加速型腐食による振動応答特性への影響を考慮しても、地震時の応答加速度が機能確認済加速度以下であることを確認した。	2.5.2(7)に記載
○経年劣化事象を考慮した、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であるか又は、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であること。	摩耗	制御棒クラスタ案内管(案内板)及び被覆管	○考慮すべき経年劣化事象に対し制御棒挿入時間を評価し、安全評価上の規定時間以下であることを確認した。	2.5.2(8)に記載
	照射誘起型応力腐食割れ	炉内構造物(バップルフォーマボルト)		

3. 耐津波安全性評価

3.1 耐津波安全性評価の評価手順

3.1.1 耐津波安全性評価の目的

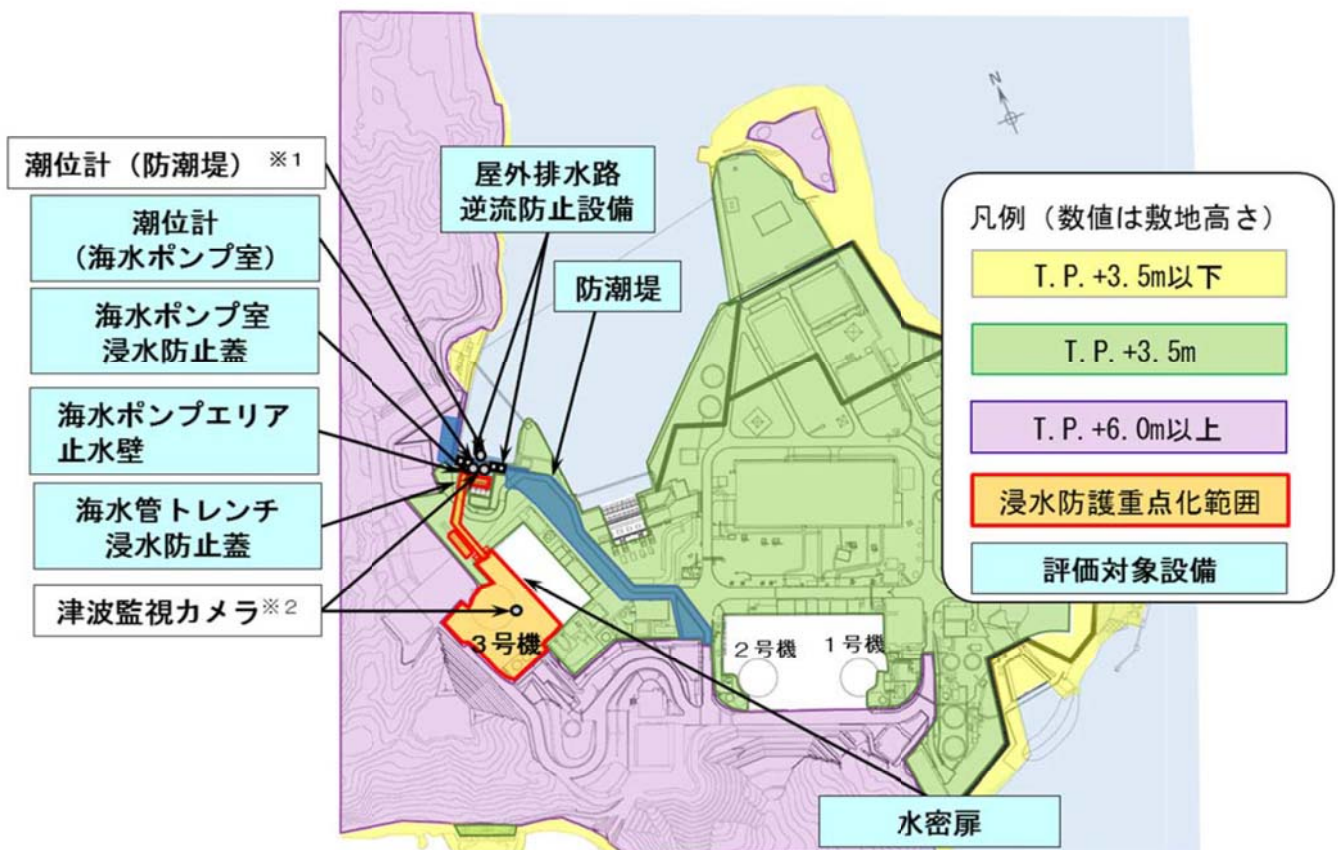
耐津波安全性に影響を及ぼす可能性がある経年劣化事象について、経年劣化を考慮した耐津波安全性評価を実施し、評価対象設備の機能維持に対する経年劣化事象の影響を評価する。

3.1.2 評価対象設備

「技術評価」の評価対象設備のうち浸水防護施設で、津波による浸水高又は波力等による影響を受けると考えられるものを評価対象設備とする。

以下に美浜3号炉の耐津波安全性評価の評価対象設備を示す。

美浜3号炉 津波防護施設の概要



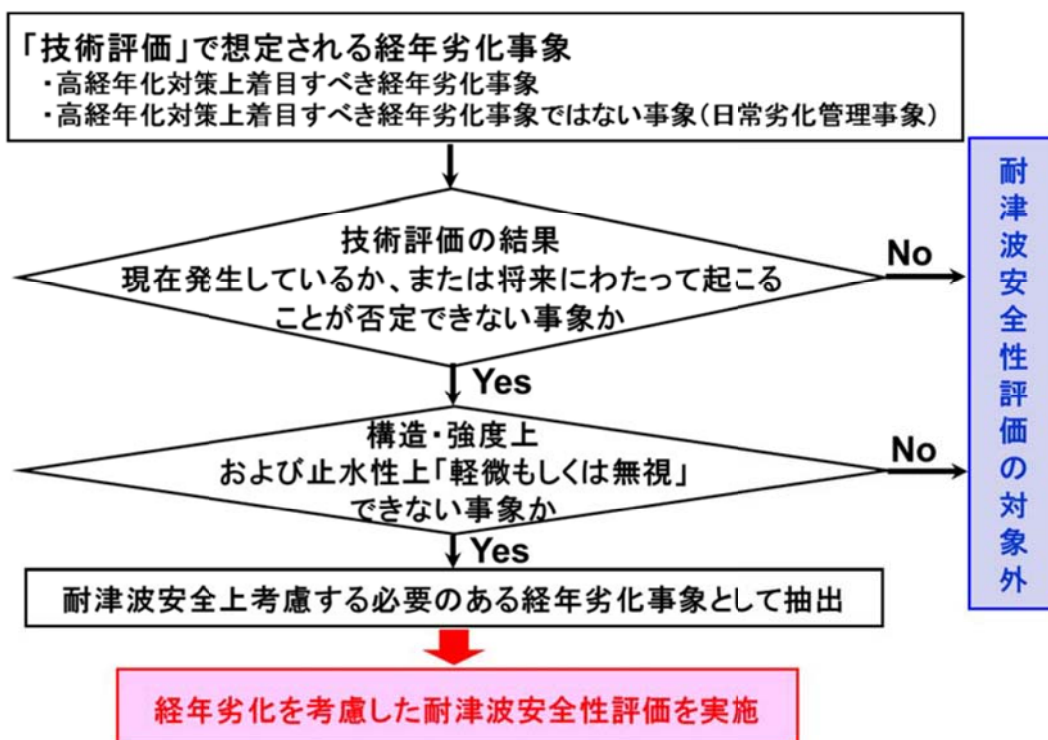
※1 潮位計(防潮堤)は、波力の影響を受けない位置に設置するとともに漂流物の影響を受けにくい位置に設置し、漂流物の影響を受けた場合であっても他の津波監視設備で機能補完を行うことから、耐津波安全性評価対象外とする。

※2 津波監視カメラは、津波の影響を受けない位置に設置するため耐津波安全性評価対象外とする。

3.1.3 評価フロー

劣化技術評価における耐津波安全性評価は、新規制基準への適合に係る評価条件等（基準津波高さ、影響を受ける浸水防護施設等）を踏まえ、これに合せた評価としている。

津波を受ける浸水防護施設に対し、耐津波安全性に影響を及ぼす可能性がある経年劣化事象を抽出し、経年劣化を考慮した耐津波安全性評価を実施している。評価フローを以下に示す。



3.1.4 基準津波高さから求めた入力津波高さ

評価に使用する基準津波高さから求めた入力津波高さは以下のとおり。

基準津波による最大水位変動量（初期潮位：T.P.±0.00m）	
水位上昇側	水位下降側
3号炉取水口前：T.P. +4.2m	3号炉海水ポンプ室前面：T.P. -2.7m

3.1.5 耐津波安全性評価対象設備

美浜3号炉の耐津波安全性評価の対象となる設備は以下のとおり。

設備			浸水防護施設の区分	評価対象
コンクリート構造物および鉄骨構造物	コンクリート構造物	防潮堤(コンクリート部)	津波防護施設	○
		鉄骨構造物	防潮堤(鉄骨部)	津波防護施設
	海水ポンプエリア止水壁		浸水防止設備	○
	屋外排水路逆流防止設備		津波防護施設	○
	取水構造物(浸水防止蓋)		浸水防止設備	○
	水密扉※1	浸水防止設備	○	
計測制御設備	制御設備	津波監視カメラ(原子炉格納容器)	津波監視設備	—※2
		津波監視カメラ(海水ポンプ室)	津波監視設備	—※2
	プロセス計測制御設備	潮位計(防潮堤)	津波監視設備	—※2
		潮位計(海水ポンプ室)	津波監視設備	○

※1: 浸水防護重点化範囲との境界に位置する原子炉補助建屋の水密扉を対象とする。

※2: 津波監視カメラは、津波の影響を受けない位置に設置するため、耐津波安全性評価対象外とする。また、潮位計(防潮堤)は、波力の影響を受けない位置に設置するとともに漂流物の影響を受けにくい位置に設置し、漂流物の影響を受けた場合であっても他の津波監視設備で機能補完を行うことから、耐津波安全性評価対象外とする。

3.1.6 津波による影響を受ける浸水防護施設に想定される経年劣化事象

津波による影響を受ける浸水防護施設に想定される経年劣化事象は以下のとおり。

浸水防護施設※1			想定される劣化事象				備考
			強度低下(コンクリート)	鉄骨の腐食による強度低下	支持構造物基礎ボルトの腐食	樹脂劣化(基礎ボルト)	
浸水防止設備	鉄骨構造物	海水ポンプエリア止水壁	—	○	—	—	
		取水構造物(浸水防止蓋)	—	—※2	—	—	
		水密扉	—	○	—	—	浸水防護重点化範囲との境界に位置する原子炉補助建屋の水密扉を対象
津波防護施設	コンクリート構造物	防潮堤(コンクリート部)	×	—	—	—	
	鉄骨構造物	防潮堤(鉄骨部)	—	○	—	—	
		屋外排水路逆流防止設備	—	—※2	—	—	
津波監視設備	プロセス計測制御設備	潮位計(海水ポンプ室)	—	—	○(支持構造物)※3	—	

※1: 浸水防護施設のパッキン等(止水性)は、定期取替品であることから、劣化状況評価対象外とする。

※2: ステンレス鋼製のため腐食は想定されない。

※3: 基礎ボルトはステンレス鋼製のため腐食は想定されない。

- * 凡例 ○: 評価対象(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)
 ×: 評価対象から除外(現在発生しておらず今後も発生の可能性がない、又は小さい)
 —: 評価対象から除外(経年劣化事象が考慮されない)

3.2 耐津波安全性評価結果

津波の影響を受ける浸水防護施設に想定される経年劣化事象を下表に示す。3.1.3の評価フローに従い抽出された耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象はなかった。

津波の影響を受ける 浸水防護施設			想定される劣化事象				備 考
			強度低下 (コンクリート)	鉄骨の腐食に よる強度低下	支持構造物 基礎ボルト の腐食	樹脂劣化 (基礎ボルト)	
浸水防止 設備	鉄骨構造物	海水ポンプエリア止水壁	—	■	—	—	
		取水構造物（浸水防止蓋）	—	—	—	—	
		水密扉	—	■	—	—	浸水防護重点化範囲との境界に位置する原子炉補助建屋の水密扉を対象
津波防護 施設	コンクリート構造物	防潮堤（コンクリート部）	—	—	—	—	
	鉄骨構造物	防潮堤（鉄骨部）	—	■	—	—	
		屋外排水路逆流防止設備	—	—	—	—	
津波監視 設備	プロセス計測制御 設備	潮位計（海水ポンプ室）	—	—	■ (支持構造物)	—	

* 凡例 ◎: 将来にわたって起こることが否定できず、構造・強度上及び止水性上「軽微もしくは無視」できない事象
 ■: 将来にわたって起こることが否定できないが、構造・強度上及び止水性上「軽微もしくは無視」できるもの
 —: 経年劣化事象が想定されないもの及び今後も発生の可能性がないもの、又は小さいもの

3.3 耐津波安全性評価のまとめ

美浜3号炉の劣化状況評価における耐津波安全性評価上考慮する必要のある経年劣化事象はなく、プラントの耐津波安全上に問題のないことを確認した。

3.4 高経年化への対応

美浜3号炉の劣化状況評価における耐津波安全性評価の結果、現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断する

3.5 延長しようとする期間における要求事項（耐津波安全性評価）

以上の評価結果について、原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」（以下、審査基準）に規定されている延長しようとする期間における要求事項との対比を下表に示す。

延長しようとする期間における要求事項との対比

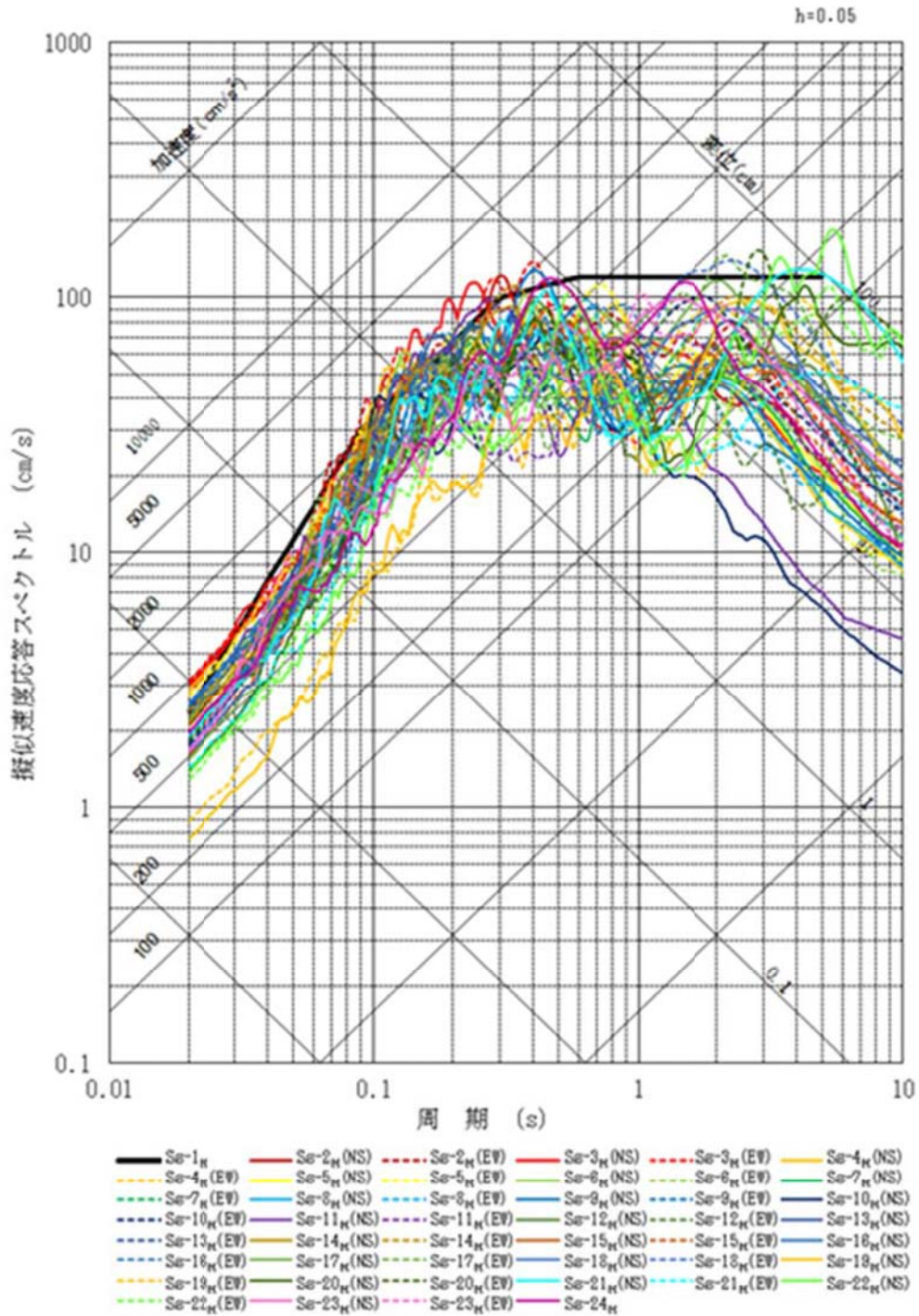
審査基準の要求事項	評価内容
○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について、津波時に発生する応力等を評価した結果、許容限界を下回ること。	○対象となる機器・構築物について、考慮すべき劣化事象のないことを確認した。（日常保全管理により機能維持を確認）

参考：基準地震動の特性について

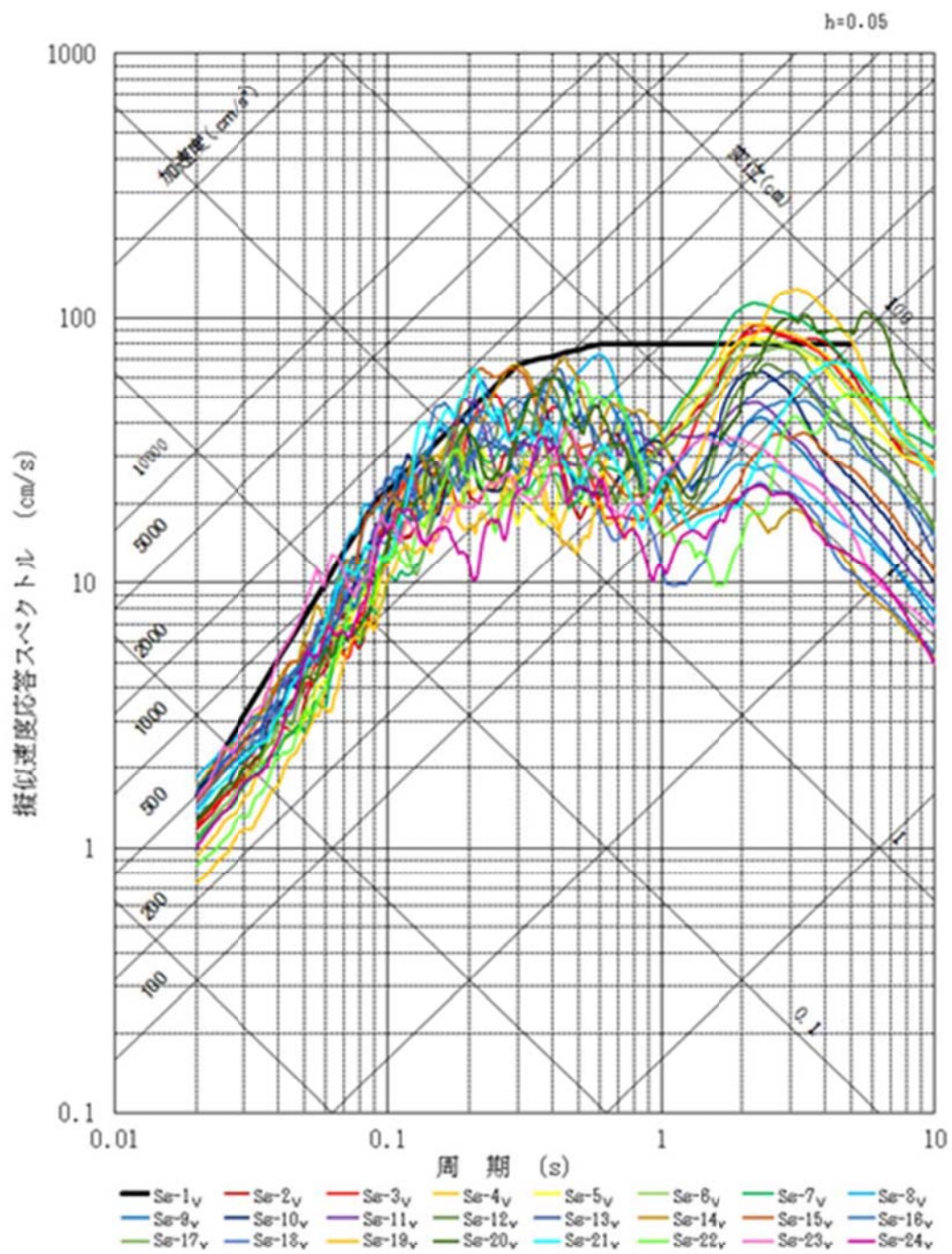
美浜3号炉の基準地震動の特性について、以下に示す。

【加速度応答スペクトル】

<水平方向>



<鉛直方向>



別紙

<耐震安全性評価>

- 別紙 1. 蒸気発生器の冷却材出入口管台セーフエンドの応力腐食割れに対する耐震安全性評価について
- 別紙 2. 蒸気発生器の給水入口管台の疲労割れに対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
- 別紙 3. 原子炉容器の中性子照射脆化（関連温度上昇）に対する耐震安全性評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
- 別紙 4. 抽出ライン系統配管の固定式継手（端版）の疲労割れに対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
- 別紙 5. 主蒸気系統伸縮継手及び主給水系統伸縮継手の疲労割れに対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
- 別紙 6. 余熱除去系統配管のアンカーサポート取付部の疲労割れに対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
- 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評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
- 別紙 8. 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について
- 別紙 9. 主給水系統配管の疲労割れに対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
- 別紙 10. 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象として弁と配管の接続部における疲労割れあるいは接続配管の腐食（流れ加速型腐食）が抽出された弁について、地震時の応答加速度が機能確認済加速度を上回らないとする評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
- 別紙 11. バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れに対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力条件（変位、加速度、抗力）、評価結果を含む）について
- 別紙 12. 制御棒被覆管の摩耗に対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力条件（変位、加速度、抗力）、評価結果を含む）について
- 別紙 13. 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
- 別紙 14. 原子炉容器サポートの補強材及びボルトの中性子及び γ 線照射脆化に対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
- 別紙 15. 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（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
- 別紙 16. パッド、ヒンジ等摺動部の摩耗の健全性評価及び現状保全について
- 別紙 17. 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（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
- 別紙 18. 燃料取替用水タンク、復水タンクの機器基礎ボルトの腐食に対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
- 別紙 19. 後打ちアンカの評価における、減肉後の応力比の算定根拠（プラント設計時の耐震条件含む）について
- 別紙 20. 浸水防護施設（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備）のリストアップ及び耐震安全性評価の評価対象設備の、具体的な抽出根拠、抽出プロセス及び評価内容について
- 別紙 21. 工事計画認可申請の内容を踏まえ劣化状況評価の見直しがある場合の見直し

前後の相違点について

- 別紙 22. 耐震Sクラス、耐震Bクラス及び耐震Cクラスの機器・配管に係る、比率で示された評価結果（疲れ累積係数を除く）に対する、各々の分子と分母の値（単位含む）について
- 別紙 23. 建設後の耐震補強の実績がある場合の実施時期と工事概要（サポートの撤去、移動、追設、容量変更の要点を含む）について

<耐津波安全性評価>

- 別紙 24. ・浸水防護施設（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備）のリストアップ及び耐津波安全性評価の対象設備の、具体的な抽出根拠・抽出プロセス及び評価内容について
- ・経年劣化事象として止水材料の劣化を評価対象としない場合の具体的な根拠及び妥当性について

タイトル	蒸気発生器の冷却材出入口管台セーフエンド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>蒸気発生器の冷却材出入口管台セーフエンドの応力腐食割れについては、「美浜 2 号炉における評価」に基づき同様の評価を実施することとする。なお、対象の劣化モードはPWSCCですが、「美浜 2 号炉における評価」においては下記に示すとおり（１）「PWSCC」に加え（２）「低サイクル疲労」による進展も考慮しているため、同様に「低サイクル疲労」による進展も加えた評価を行うこととする。</p> <p>（１）PWSCC進展評価 セーフエンド部の運転中の軸方向応力は表面は引張応力であるが、板厚内で圧縮応力となることから、SCC進展における応力拡大係数 $K=0$ となる深さの全周内表面欠陥を想定する。</p> <p>（２）低サイクル疲労進展評価 PWSCCによるき裂の進展が停留する応力拡大係数 $K=0$ を初期欠陥深さとして疲労進展評価を行い、得られた進展量を加えた欠陥深さを評価用の欠陥とする。</p> <p>評価内容および結果については添付 1 に示す。</p>

1. 評価仕様

想定する欠陥は、周方向欠陥とする。発電用原子力設備規格維持規格（以下、JSME 維持規格）の EB-1320 の第二段階の欠陥評価に基づき、蒸気発生器入口セーフエンド部の周方向欠陥の健全性評価を実施する。当部位の運転中の応力分布は、引張応力から圧縮応力に変化するため、SCC による進展は停留すると考えられることから、停留した欠陥深さから疲労によるき裂進展評価を実施する。破壊評価は、評価末期の欠陥に対して、極限荷重法を用いて実施する。評価フローを図 1 に示す。

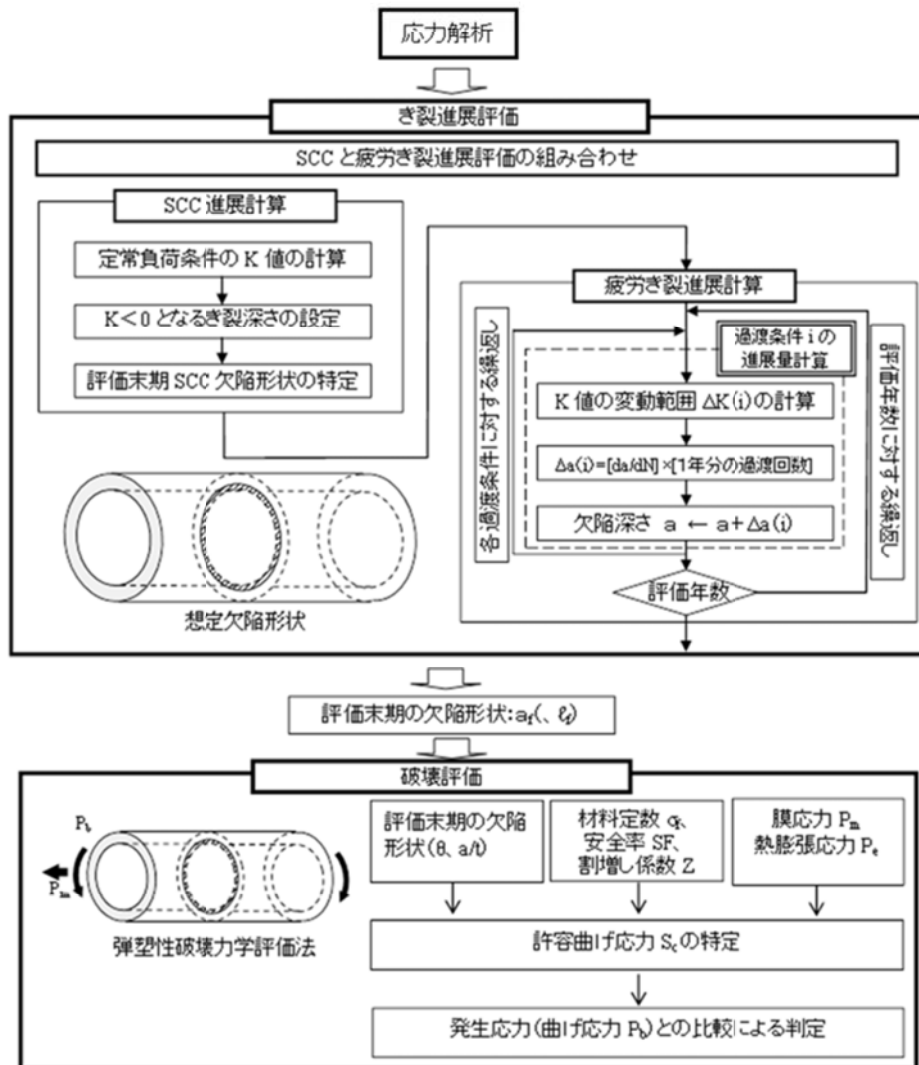


図 1 評価フロー

2. 解析モデル

セーフエンドの主要形状寸法を表1に、評価対象の構造を図2に示す。評価用荷重条件は、JSME維持規格「添付E-7」より定常負荷条件とする。定常負荷条件で発生する応力は、溶接時残留応力、出力運転時の内圧および熱荷重による応力、機械的荷重による応力である。なお、欠陥想定ライン上の応力分布算出のうち溶接時残留応力は、蒸気発生器管台セーフエンド部のニッケル基合金溶接部の溶接過程を模擬したFEM弾塑性解析により求めたものを用いた。内圧及び熱による応力は定常運転時の内圧と温度よりFEM弾性解析により求めたものを用いた。

表1 主要形状寸法

部位	外径 Do (mm)	内径 (mm)	板厚 t (mm)
入口管台			

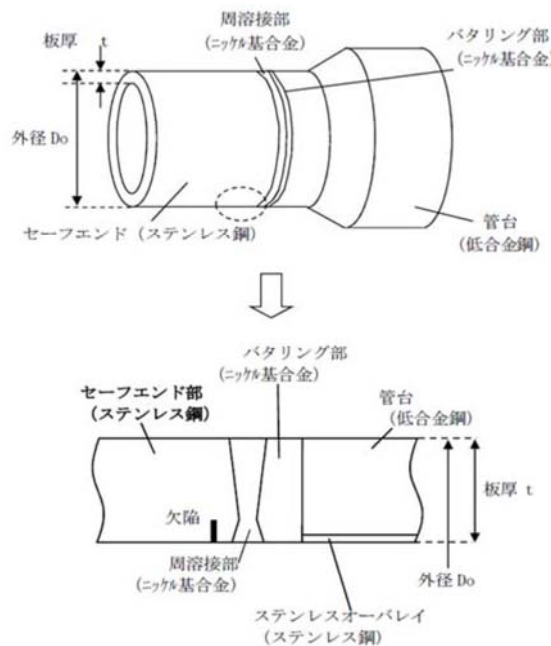


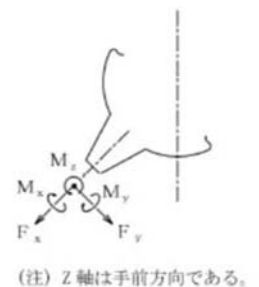
図2 評価対象構造

3. 評価条件

評価に用いた機械的荷重（外荷重）条件を表2、疲労進展評価に考慮した過渡条件を表3、破壊評価に考慮した条件を表4に示す。

表2 荷重条件

荷重の種類		軸力 (kN)			曲げモーメント (kN・m)		
		F _X	F _Y	F _Z	M _X	M _Y	M _Z
自重		-22	-23	3	-6	-3	-136
熱膨張		-506	-546	42	-119	-173	-1709
管台 反力	S _s 地震時	±3505	±4254	±787	±1171	±1762	±2950
	S _d 地震時	±1573	±1917	±382	±588	±851	±1339



※：全波包絡荷重による評価

全波包絡荷重：25波それぞれで、荷重6成分（F_x、F_y、F_z、M_x、M_y、M_z）のうち評価に用いる荷重成分で（Max F_{x1-24}、Max F_{y1-24}、Max F_{z1-24}、Max M_{x1-24}、Max M_{y1-24}、Max M_{z1-24}）を算出し、25波包絡荷重にて評価を実施した結果

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

表3 疲労進展評価時の過渡条件 (供用状態A及びB、並びに、地震荷重)

供用状態	過渡条件	PLM評価用過渡回数 (プラント供用60年想定)	
A	起動	47	
	停止	47	
	負荷上昇 (負荷上昇率5%/min)	466	
	負荷減少 (負荷減少率5%/min)	464	
	90%から100%へのステップ状負荷上昇	1	
	100%から90%へのステップ状負荷減少	1	
	100%からの大きいステップ状負荷減少	4	
	定常負荷運転時の変動	-	
	燃料交換	39	
	0%から15%への負荷上昇	50	
	15%から0%への負荷減少	46	
	1 ループ停止	1	
	1 ループ起動	1	
B	負荷の喪失	2	
	外部電源喪失	3	
	1次冷却材流量の部分喪失	1	
	100%からの 原子炉トリップ	不注意な冷却を伴わないトリップ	4
		不注意な冷却を伴うトリップ	1
		不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	1
	1次冷却系の異常な減圧	1	
	制御棒クラスタの落下	3	
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	1	
	1次冷却系停止ループの誤起動	1	
タービン回転試験	0		
1次系漏えい試験	39		
地震	S _d *の1/3の地震力	300*	

*: プラント使用60年到達時点 (SG取替後の想定使用年数 (40年) 到達時点) で考慮する回数。

なお、地震回数は下記のとおり算出した。

- ・ 1/3 S_d地震の頻度: 1回/10年
- ・ 地震1回あたりの等価繰り返し回数: 60回/地震1回
- ・ 使用期間: 40年

以上より、地震回数は、 $1 \times (40/10) \times 60 = 240$ 回 \Rightarrow 安全側に300回と想定した。

また、S_dの地震力は、S_d25波 (S_d-1 ~ 24) による荷重と、静的地震力 (水平3.6CI、鉛直1.2CV) による荷重とを包絡した荷重を用いた。

表4 破壊評価用条件

供用状態		供用状態C&D	
温度 T(°C)			
設計応力強さ S _m (MPa)			
流動応力 σ _f (MPa) (=2.7S _m)			
周方向欠陥用 応力	膜応力 P _m (MPa)	(注)	
	曲げ応力 P _b (MPa)	(注)	
	熱膨張応力 P _c (MPa)		
	地震	S _s (S _s -3)	膜応力 P _m (MPa) 曲げ応力 P _b (MPa)
最大合計	膜応力 P _m (MPa)		
	曲げ応力 P _b (MPa)		
	熱膨張応力 P _c (MPa)		

(注) 供用状態C&Dの膜応力及び曲げ応力は、供用状態C&Dの過渡条件を包絡する圧力（最高使用圧力を1.1倍した圧力）に対するものを適用した。

4. SCCによる進展評価

SCCによるき裂進展は、JSME維持規格EB-4352の考え方に基づいて実施した。き裂は保守側に全周内表面欠陥とし、溶接部境界から10mm以内のステンレス鋼母材部に想定した。SCC進展評価用応力拡大係数算出式として、JSME維持規格のEB-4360に基づき、添付E-5 5.3(4)a項の周方向全周内表面欠陥の式を使用する。

$$K = \left[(\sigma_0 + \sigma_p)G_0 + \sigma_1 G_1 \left(\frac{a}{t}\right) + \sigma_2 G_2 \left(\frac{a}{t}\right)^2 + \sigma_3 G_3 \left(\frac{a}{t}\right)^3 + \sigma_4 G_4 \left(\frac{a}{t}\right)^4 + \sigma_{bg} G_{bg} \right] \sqrt{\pi a} \dots \dots \dots (3-1)$$

σ₀, σ₁, σ₂, σ₃, σ₄, σ_p : 板厚方向の応力分布を(3-2)式の四次多項式で与えた時の係数。σ_pは、内圧が円筒内表面の欠陥に働く場合p, それ以外は0とする。

σ_{bg} : 断面曲げ応力

$$\sigma(x) = \sigma_0 + \sigma_1 \left(\frac{x}{t}\right) + \sigma_2 \left(\frac{x}{t}\right)^2 + \sigma_3 \left(\frac{x}{t}\right)^3 + \sigma_4 \left(\frac{x}{t}\right)^4 \dots \dots \dots (3-2)$$

- a : 欠陥深さ
- t : 板厚
- x : き裂表面からの距離 0 ≤ x ≤ t
- G₀, G₁, G₂, G₃, G₄, G_{bg} : 管厚比R_i/tおよび欠陥深さa/tから決定される補正係数。周方向全周表面欠陥に対する表添付E-5-13を用いてR_i/t, a/tで補間。
- R_i : 内半径

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

なお、当該部においては運転中の板厚内応力分布計算結果（図3）から、内表面の引張応力から圧縮応力に転じ、応力拡大係数 $K < 0$ となる欠陥深さでSCCによる進展が停留すると考えられることから、 $K=0$ となる深さをSCCによる進展深さとした（図4）。

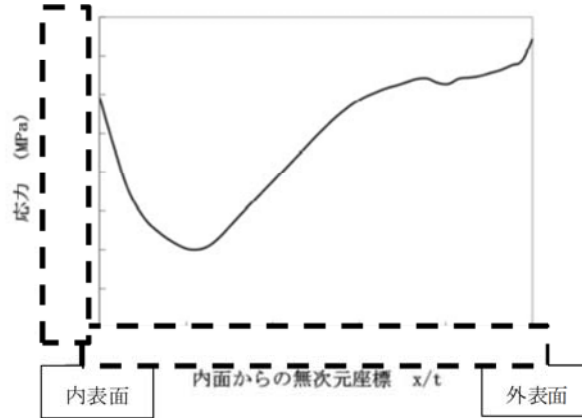


図3 運転中の応力分布

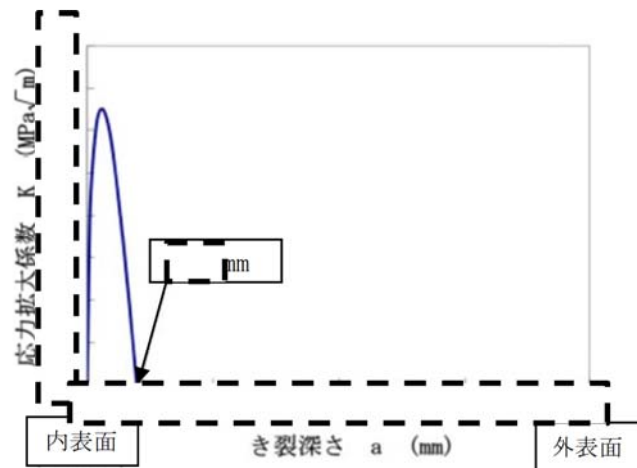


図4 き裂深さと応力拡大係数（SCC）

5. 疲労による進展評価

疲労によるき裂進展は、JSME維持規格EB-4351に基づいて実施した。疲労き裂進展速度は、JSME維持規格の添付E-2 4.1(2)b項に示されるオーステナイト系ステンレス鋼のPWR 1次系水質環境中の疲労き裂進展速度線図を用いて評価を実施する。

$$da/dN = 4.35 \times 10^{-13} T_c^{0.63} tr^{0.33} \Delta K^{3.0} / (1-R)^{1.56} \dots \dots \dots (3-3)$$

- ただし、 da/dN : 疲労き裂進展速度 (m/cycle)
- ΔK : 応力拡大係数の範囲 (MPa√m)
($\Delta K = K_{max} - K_{min}$: $R \geq 0$, $\Delta K = K_{max}$: $R < 0$)
- T_c : 温度 (°C)
- tr : 負荷上昇時間 (秒)
($tr < 1$ の場合は $tr = 1$, tr が定義できない場合は $tr = 1000$)
- R : 応力比 = K_{min} / K_{max} ($R < 0$ のときは、 $R = 0$ としてする)
- K_{min} , K_{max} : 応力拡大係数の最小、最大

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

き裂は前章で求めたSCCによるき裂形状から、プラント供用60年時点（蒸気発生器取替後40年間）までの疲労によるき裂進展を算出した。評価結果を表5に示す。

表5 プラント供用60年時点における欠陥形状

	初期欠陥深さ a ₀ (mm)	疲労欠陥 評価年数	欠陥深さ a (mm)	欠陥角度 2θ (°)
入口管台		40年		360

6. 破壊評価結果

破壊評価は、JSME維持規格EB-4440に基づいて実施した。破壊評価は、セーフエンド部のオーステナイト系ステンレス鋼管の評価末期の周方向欠陥に対して、弾塑性破壊力学法を用いた。評価方法は「事例規格 周方向欠陥に対する許容欠陥角度の制限の代替規定、NA-CC-002、2005、日本機械学会」にて欠陥角度 $2\theta > 60^\circ$ の欠陥にも適用可能な以下の評価式を用いた。なお、PLM耐震評価における欠陥は、実際に生じているものではなく、あくまで想定であることから、安全率SFについては、JSME維持規格で記載される周方向欠陥（許容状態C&D）の評価に使用するSF:1.39を考慮する必要はないと考えるが、ここでは安全側に考慮することとした。

$$\beta \leq \pi - \theta \text{ の場合 } P_b' = \frac{2\sigma_f}{\pi} \left(2 \sin \beta - \frac{a}{t} \sin \theta \right)$$

$$\beta = \frac{1}{2} \left(\pi - \frac{a}{t} \theta - \pi \frac{P_m}{\sigma_f} \right)$$

$$\beta > \pi - \theta \text{ の場合 } P_b' = \frac{2\sigma_f}{\pi} \left(2 - \frac{a}{t} \right) \sin \beta$$

$$\beta = \frac{\pi}{2 - a/t} \left(1 - \frac{a}{t} - \frac{P_m}{\sigma_f} \right)$$

$$\text{塑性崩壊の曲げ応力 } P_b' = Z (SF) \left(P_m + P_b + \frac{P_e}{(SF)} \right) - P_m$$

- ただし、 t : 板厚 $[mm]$
 a : 評価期間末期の欠陥深さ $[mm]$
 σ_f : 流動応力（実測降伏点と引張強さの平均、または $2.7S_m$ ）
 S_m : 設計応力強さ
 β : 周方向欠陥付き管の中立軸に対応する角度
 SF : 安全率 周方向欠陥のとき=1.39（許容状態C&D）
 P_b' : 欠陥形状で表した塑性崩壊曲げ応力
 θ : 周方向欠陥半長に対応する角度（欠陥角度） $=\pi \text{rad}$
 P_m : 一次一般膜応力
 P_b : 一次曲げ応力
 P_e : 熱膨脹応力
 Z : Z係数（割増し係数）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

許容曲げ応力は次式となる。

$$S_c = \frac{1}{SF} \left(\frac{P_b'}{Z} - P_e \right) - P_m \left(1 - \frac{1}{Z \cdot SF} \right)$$

ただし、Z : Z係数 (割増し係数)

オーステナイト系ステンレス鋼管 (GTAWおよびSMAW) の場合

$$Z = 0.306 \times \log \left\{ \frac{(\text{OD})}{25} \right\} + 1.032$$

OD : 呼び径 (A) = [] A相当 (外径 [] mm)

GTAW : ティグ溶接

SMAW : 被覆アーク溶接

前章で求めたプラント供用60年時点 (40年後) のき裂に対する、 S_s 地震時の発生応力及び許容曲げ応力を算出した結果を表6に示す。評価部位に作用する曲げ応力は許容曲げ応力以下であることから、SCCに対する耐震安全性は問題ない。

表6 プラント供用60年時点の欠陥形状に対する破壊評価結果

部位	評価き裂 深さ (mm)	安全率	曲げ応力 P_b (MPa)	許容曲げ 応力 S_c (MPa)	応力比 (P_b / S_c)
入口管台		1.39 (供用状態 C&D)	92	99	0.93

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

タイトル	蒸気発生器の給水入口管台の疲労割れに対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
説明	蒸気発生器の給水入口管台の疲労割れに対する評価の具体的内容について添付に示す。

<<評価仕様>>

評価仕様を表1に示す。

表1 評価仕様

項目		仕様	
給水入口管台	外半径 (mm)		
	内半径 (mm)		
外荷重作用基準線から評価点までの距離 (mm)			
評価用温度 (°C)			
Ss地震の評価繰返し回数 (回)			200
Sd地震の評価繰返し回数 (回)			300
給水入口管台の材質			
給水入口管台の設計応力強さ (MPa)			
給水入口管台の縦弾性係数*1 (MPa)			
応力集中係数	引張		
	曲げ		

*1;評価用温度における当該材料の縦弾性係数

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

<<評価部位>>

評価部位を図1に示す。疲労累積係数(環境疲労を含む)が最大の評価点を評価する。

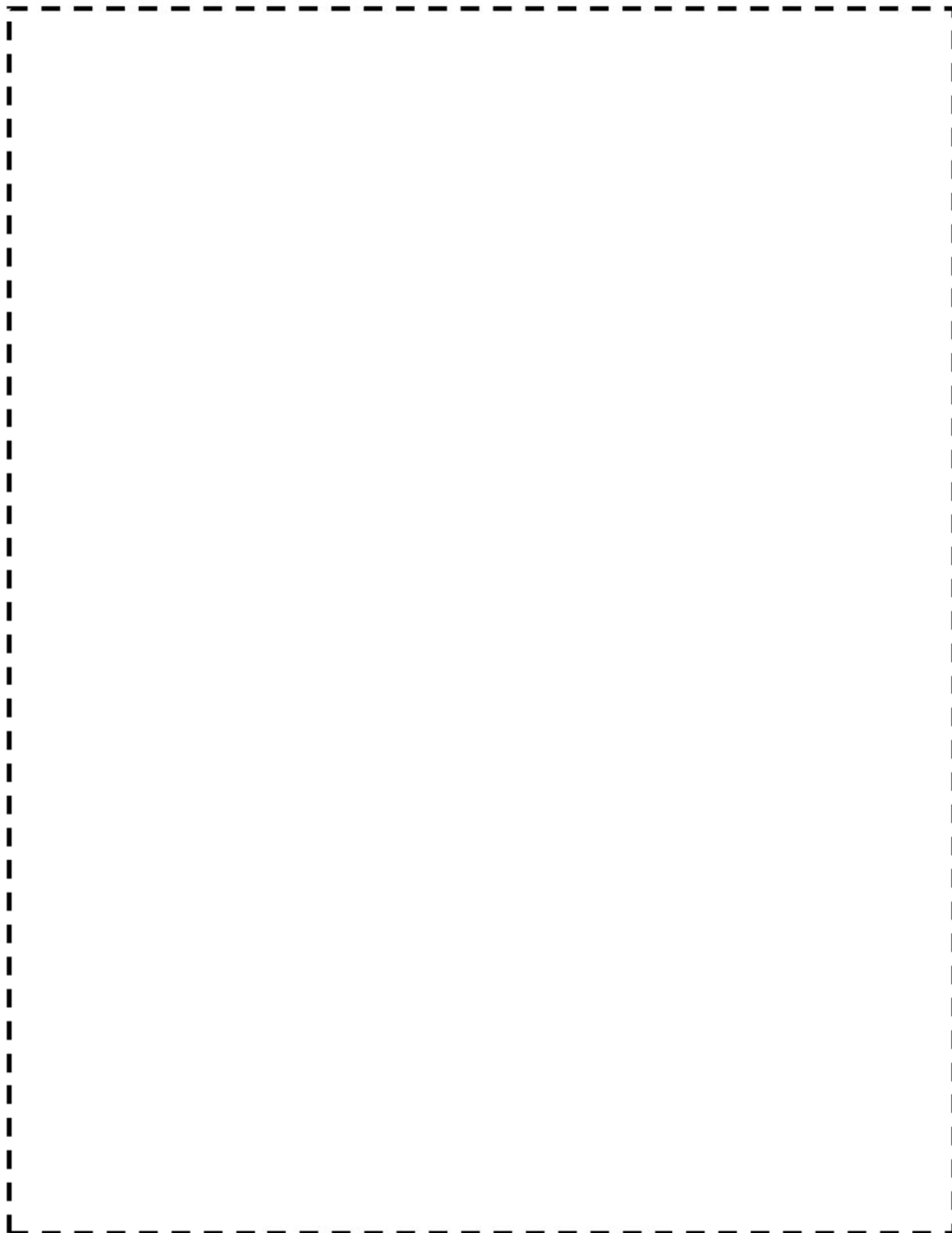


図1 評価部位

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

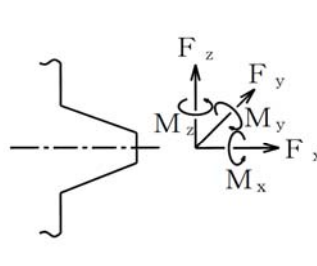
<<入力(荷重)条件>>

ループ応答解析により算出した給水入口管台の荷重条件を表2に示す。荷重6成分 (F_x 、 F_y 、 F_z 、 M_x 、 M_y 及び M_z) の値は、それぞれ全ループを包絡したものである。また、 S_s は、 S_s 地震力 (24波) と静的地震力を包絡した荷重を示す。 S_d も同様に S_d 地震力 (24波) と静的地震力を包絡した荷重を示す。

表2 給水入口管台の荷重条件

地震動	力 [kN]			モーメント [kN・m]		
	F_x	F_y	F_z	M_x	M_y	M_z
S_s	82	104	232	51	556	220
S_d	39	52	117	25	280	109

* 包絡荷重：24波および静的地震力それぞれの荷重6成分 (F_x 、 F_y 、 F_z 、 M_x 、 M_y 、 M_z) のうち、評価に用いる荷重成分 (Max F_x 、Max F_y 、Max F_z 、Max M_x 、Max M_y 、Max M_z) を算出し、包絡荷重にて評価を実施した。



また、蒸気発生器の給水入口管台については、工事計画において水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価の評価部位となっていることから、疲労割れに対する耐震安全性評価においても、水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価を行った。水平2方向及び鉛直方向地震力の組み合わせによる影響を考慮した場合の、荷重条件を表3に示す。

表3 給水入口管台の荷重条件 (水平2方向)

地震動	力 [kN]			モーメント [kN・m]		
	F_x	F_y	F_z	M_x	M_y	M_z
S_s	95	121	252	55	613	254

* : 各地震動について2方向の地震荷重をSRSSして荷重を算出し、その上で荷重6成分についてそれぞれ最大値を選定した。

<<評価方法>>

Ss/Sd地震時の荷重により発生する応力を下式により計算し、繰返しピーク応力強さに対する許容繰返し回数をJSME S NC1-2005/2007 添付4-2 設計疲労線図 表 添付4-2-1を用いて求めたうえで、疲労累積係数を算出する。

- r_o : 給水入口管台の外半径
 r_i : 給水入口管台の内半径
 A : 断面積 = $\pi (r_o^2 - r_i^2)$
 I : 断面二次モーメント = $(\pi/4) (r_o^4 - r_i^4)$
 F_x, F_y, F_z : 力(入力条件)
 M_x, M_y : モーメント(入力条件)
 L : 外荷重作用基準線から評価点までの距離
 M_y' : $M_y + F_z \times L$

(一次+二次応力)

$$\sigma_x = \frac{F_x}{A} + \frac{M_y' \cdot r_i}{I}$$

$$\tau = \frac{M_x \cdot r_i}{2I} + \frac{F_y}{A}$$

$$S_Q : \text{一次+二次応力強さ} = \sqrt{\sigma_x^2 + 4\tau^2}$$

$$S_n : \text{一次+二次応力強さの変動幅} = 2S_Q < 3S_m \quad (S_m : \text{設計応力強さ})$$

(一次+二次+ピーク応力)

$$\sigma_x = \frac{F_x}{A} \cdot K_T + \frac{M_y' \cdot r_i}{I} \cdot K_B$$

$$\tau = \frac{M_x \cdot r_i}{2I} + \frac{F_y}{A}$$

$$K_T : \text{応力集中係数(引張)}$$

$$K_B : \text{応力集中係数(曲げ)}$$

$$S_F : \text{一次+二次+ピーク応力強さ} = \sqrt{\sigma_x^2 + 4\tau^2}$$

$$S_p : \text{一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値の差} = 2S_F$$

$$S_l : \text{繰返しピーク応力強さ} = \frac{S_p}{2} \quad (\because S_n < 3S_m)$$

<<評価結果>>

1. 評価結果の例として、Ss地震に対する評価結果を示す。

$$\begin{aligned}
 r_o &: \text{給水入口管台外半径} = \text{ } \text{mm} \\
 r_i &: \text{給水入口管台内半径} = \text{ } \text{mm} \\
 L &: \text{モーメントアーム} = \text{ } \text{mm} \\
 A &: \text{断面積} = \pi (r_o^2 - r_i^2) = \text{ } \text{mm}^2 \\
 I &: \text{断面二次モーメント} = (\pi/4) (r_o^4 - r_i^4) = \text{ } \text{mm}^4 \\
 F_x &: 82 \times 10^3 \text{ N} \\
 F_y &: 104 \times 10^3 \text{ N} \\
 M_x &: 51 \times 10^6 \text{ N}\cdot\text{mm} \\
 M_y' &: (M_y + F_z \times L) = (556 \times 10^6 + 232 \times 10^3 \times \text{ }) = \text{ } \text{N}\cdot\text{mm}
 \end{aligned}$$

(1) 一次+二次応力評価

Ss地震時における一次+二次応力強さの変動幅は、次に示すとおり。

$$\begin{aligned}
 \sigma_x &= \frac{F_x}{A} + \frac{M_y' \cdot r_i}{I} = \text{ } \text{MPa} \\
 \tau &= \frac{M_x \cdot r_i}{2I} + \frac{F_y}{A} = \text{ } \text{MPa} \\
 S_Q &: \text{一次+二次応力強さ} = \sqrt{\sigma_x^2 + 4\tau^2} = \text{ } \text{MPa} \\
 S_n &: \text{一次+二次応力強さの変動幅} = 2S_Q = \text{ } \text{MPa} < \text{許容値} 3S_m = \text{ } \text{MPa}
 \end{aligned}$$

(2) 疲労評価

(a) Ss地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値の変動幅は以下のとおり。

$$\begin{aligned}
 \sigma_x &= \frac{F_x}{A} \cdot K_T + \frac{M_y' \cdot r_i}{I} \cdot K_B = \text{ } \text{MPa} \\
 \tau &= \frac{M_x \cdot r_i}{2I} + \frac{F_y}{A} = \text{ } \text{MPa} \\
 K_T &: \text{応力集中係数(引張)} = \text{ } \\
 K_B &: \text{応力集中係数(曲げ)} = \text{ } \\
 S_F &: \text{一次+二次+ピーク応力強さ} = \sqrt{\sigma_x^2 + 4\tau^2} = \text{ } \text{MPa} \\
 S_p &: \text{一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値の差} = 2S_F = \text{ } \text{MPa}
 \end{aligned}$$

(b) SS地震時の繰返しピーク応力強さは以下のとおり。

$$S_1 : \text{繰返しピーク応力強さ} = \frac{S_p}{2} = \text{ } \text{MPa}$$

(c) Ss地震時の疲労累積係数は以下のとおり。

Ss地震時の繰返しピーク応力強さS1より地震時応力(JSME S NCI-2005/2007 添付4-2 設計疲労線図表添付4-2-1における応力)を求めると

$$\text{ } \text{MPa} \times \frac{2.07 \times 10^5 (\text{設計疲労線図の縦弾性係数})}{\text{ } (\text{地震時の縦弾性係数})} \Rightarrow 547 \text{ MPa}$$

許容繰返し回数= 1120 となる。従って、Ss地震時の評価繰返し回数= 200 回における疲労累積係数は、200/1120 = 0.179 となる。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

2. また、水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せを考慮した評価結果を示す。

$$\begin{aligned}
 r_o &: \text{給水入口管台外半径} = \quad \text{mm} \\
 r_i &: \text{給水入口管台内半径} = \quad \text{mm} \\
 L &: \text{モーメントアーム} = \quad \text{mm} \\
 A &: \text{断面積} = \pi (r_o^2 - r_i^2) = \quad \text{mm}^2 \\
 I &: \text{断面二次モーメント} = (\pi/4)(r_o^4 - r_i^4) = \quad \text{mm}^4 \\
 F_x &: 95 \times 10^3 \text{ N} \\
 F_y &: 121 \times 10^3 \text{ N} \\
 M_x &: 55 \times 10^6 \text{ N}\cdot\text{mm} \\
 M_y' &: (M_y + F_z \times L) = (613 \times 10^6 + 252 \times 10^3 \times \quad) = \quad \text{N}\cdot\text{mm}
 \end{aligned}$$

(1) 一次+二次応力評価

一次+二次応力強さの変動幅は、次に示すとおり。

$$\sigma_x = \frac{F_x}{A} + \frac{M_y' \cdot r_i}{I} = \quad \text{MPa}$$

$$\tau = \frac{M_x \cdot r_i}{2I} + \frac{F_y}{A} = \quad \text{MPa}$$

$$S_0: \text{一次+二次応力強さ} = \sqrt{\sigma_x^2 + 4\tau^2} = \quad \text{MPa}$$

$$S_n: \text{一次+二次応力強さの変動幅} = 2S_0 = \quad \text{MPa} > \text{許容値} 3S_m = \quad \text{MPa}$$

(2) 疲労評価

(a) 一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値の変動幅は以下のとおり。

$$\sigma_x = \frac{F_x}{A} \cdot K_T + \frac{M_y' \cdot r_i}{I} \cdot K_B = \quad \text{MPa}$$

$$\tau = \frac{M_x \cdot r_i}{2I} + \frac{F_y}{A} = \quad \text{MPa}$$

$$K_T: \text{引張応力集中係数} = \quad$$

$$K_B: \text{曲げ応力集中係数} = \quad$$

$$S_F: \text{一次+二次+ピーク応力強さ} = \sqrt{\sigma_x^2 + 4\tau^2} = \quad \text{MPa}$$

$$S_p: \text{一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値の差} = 2S_F = \quad \text{MPa}$$

(b) 繰返しピーク応力強さは以下のとおり。

$$S_1: \text{繰返しピーク応力強さ} = \frac{K_e \cdot S_p}{2} = \quad \text{MPa}$$

$$K_e: \text{割増し係数} = \quad \text{(JSME S NC1-2005/2007 PVB-3315より)}$$

(c) 疲労累積係数は以下のとおり。

繰返しピーク応力強さ S_1 より地震時応力 (JSME S NC1-2005/2007 添付 4-2 設計疲労線図 表 添付 4-2-1 における応力) を求めると、

$$= \quad \text{MPa} \times \frac{2.07 \times 10^5 (\text{設計疲労線図の縦弾性係数})}{\quad (\text{地震時の縦弾性係数})} = \quad \text{MPa}$$

これより、許容繰返し回数 = 310となる。従って、評価繰返し回数 = 200回における

疲労累積係数は、 S_s 地震時の疲労累積係数 = $\frac{200}{310} = 0.646$ となる。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

<<評価結果のまとめ>>

まず、Ss地震における評価結果を表4に示す。

表4 給水入口管台の疲労割れに対するSs地震時の評価結果

評価部位	繰り返しピーク 応力強さ (MPa)	疲労限 (MPa)	疲労累積係数 (許容値1以下)		
			通常運転時	Ss地震時	合計
給水入口管台	547	86	0.317	0.179	0.496

また、Ss地震における繰り返しピーク応力強さが疲労限を超えることからSd地震の評価も実施した。評価結果を表5に示す。

表5 給水入口管台の疲労割れに対するSd地震時の評価結果

評価部位	繰り返しピーク 応力強さ (MPa)	疲労限 (MPa)	疲労累積係数 (許容値1以下)		
			通常運転時	Sd地震時	合計
給水入口管台	276	86	0.317	0.036	0.353

以上より、通常運転時及び地震時の疲労累積係数の合計は許容値の1を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

また、水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価結果は表6に示すとおりであり、通常運転時及び地震時の疲労累積係数の合計は許容値の1を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

表6 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せを考慮した評価結果

評価部位	繰り返しピーク 応力強さ (MPa)	疲労限 (MPa)	疲労累積係数 (許容値1以下)		
			通常運転時	地震時	合計
給水入口管台	887	86	0.317	0.646	0.963

タイトル	原子炉容器の中性子照射脆化（関連温度上昇）に対する耐震安全性評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について
説明	<p>原子炉容器の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価の具体的な内容を以下に示す。</p> <p>【想定き裂深さ10mmでの評価】</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。原子炉容器内表面からの深さ10 mm位置での評価結果を以下に示す。</p> <p>① PTSでの応力評価部位と応力値</p> <p>PTS事象のK_1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_1曲線を上限包絡して示している。</p> <p>K_1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地震時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（原子炉容器管台（ノズル部）（図1中④）の$8.09 \times 10^{10} \text{ N}\cdot\text{mm}$を使用している。この曲げモーメントを断面係数（$2.60 \times 10^9 \text{ mm}^3$）で除して算出した曲げ応力値（$\sigma_b$）は31.2 MPaとなる。</p> <div data-bbox="502 1243 1204 1982" style="border: 1px dashed black; height: 330px; width: 440px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図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

P T S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 t 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8.09 MPa $\sqrt{\text{m}}$ を算出した。

P T S事象の K_I 値は、JEAC4206-2007でP T S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及び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：8.09の算出過程は以下のとおり。

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）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	$t = t\text{ mm}$

附属書表F-3200-1(1/2)最深点Aでの係数（添付－1）において、 $a/t = 0.051$ 、 $a/l = 0.167$ より、

$$M_m = G_0 = 1.0921$$

$$G_1 = 0.6773$$

よって、

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

$$= [(17.16 \times 1.0921 + 31.2 \times 1.0231) / 304.3]^2 / 6 = 0.00462$$

ここで $A_p = 17.16 \text{ MPa}^*$

$$M_b = G_0 - 2(a/t) \quad G_1 = 1.0231$$

$$\sigma_{ys} = 304.3 \text{ MPa}$$

($T_c = 288.6 \text{ }^\circ\text{C}$ におけるJSME S NC1-2005/2007の値)

$$\sigma_m = 0$$

$$Q = 1 + 4.593(a/l)^{1.65} - q_y = 1.235$$

※：欠陥面にかかる内圧は、P T S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。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

以上より、

$$\begin{aligned}
 K_I &= \left(\sqrt{1/1000}\right) [(\sigma_m + A_p) \cdot M_m + \sigma_b \cdot M_b] \sqrt{\pi a/Q} \\
 &= \left(\sqrt{1/1000}\right) [17.16 \times 1.0921 + 31.2 \times 1.0231] \sqrt{\pi \times 10/1.235} \\
 &= 8.09 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}
 \end{aligned}$$

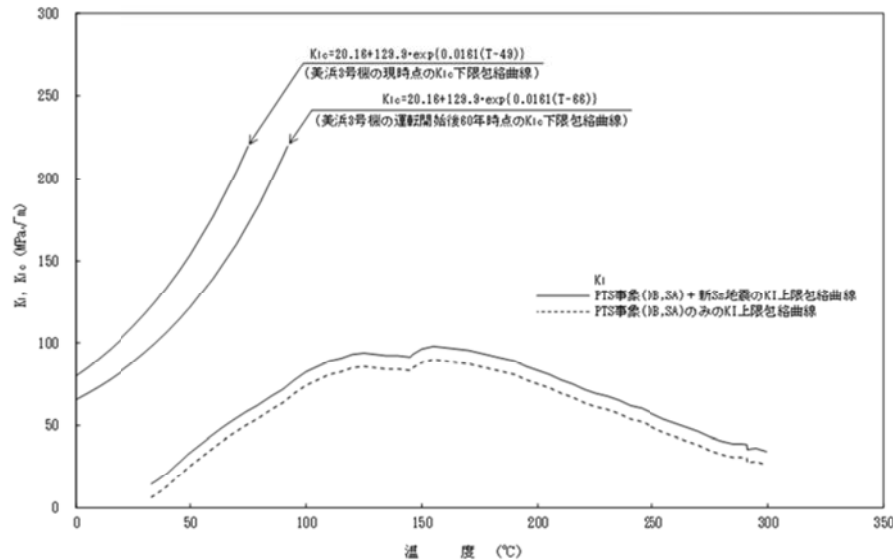


図2 美浜3号機 Ss地震を考慮したPTS評価結果(欠陥深さ10mm)

【想定き裂深さ5mmでの評価】

運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検の結果を踏まえて、想定き裂深さを5mmとした評価も実施している。原子炉容器内表面からの深さ5mm位置での評価結果を以下に示す。

① PTSでの応力評価部位と応力値

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。

K_I値は、特別点検の結果を踏まえ、原子炉容器胴部に想定欠陥(長さ30mm、深さ5mm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。

② Ss地震時の応力評価部位と応力値

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(原子炉容器管台ノズル部(図中④))の8.09×10¹⁰ N・mmを使用している。この曲げモーメントを断面係数(2.60×10⁹ mm³)で除して算出した曲げ応力値(σ_b)は31.2MPaとなる。

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地震動で生じる 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30mm、深さ5mmの半楕円表面欠陥、母材厚さ t 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 $5.84 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ を算出した。

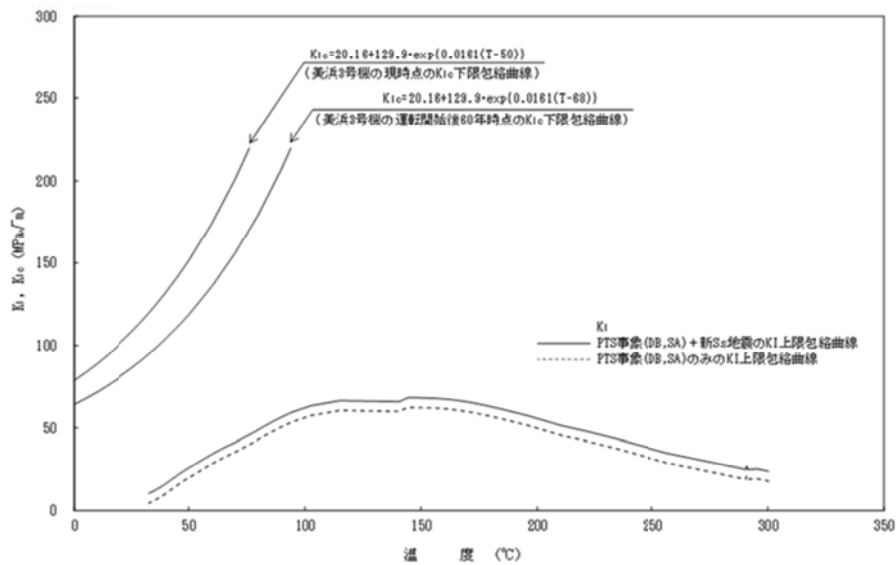


図3 美浜3号機 Ss地震を考慮したPTS評価結果（欠陥深さ5mm）

以上を踏まえて、耐震安全性評価書には深さ10mmの想定き裂の評価結果、あわせて深さ5mmの想定き裂の評価結果を併記している。

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はない、 $K_{Ic} > K_I$ 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。

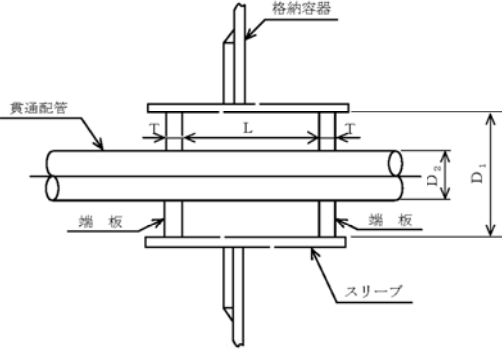
以上

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

附属書表 F-3200-1 (1/2) 最深点 A での係数

		Uniform G_0					
		a / ℓ					
a / t		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	5mm 時 $a/t=0.025$ $a/l=0.167$ $G_0=1.0907$
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	10mm 時 $a/t=0.051$ $a/l=0.167$ $G_0=1.0921$
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					
		a / ℓ					
a / t		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	5mm 時 $a/t=0.025$ $a/l=0.167$ $G_0=0.6768$
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	10mm 時 $a/t=0.051$ $a/l=0.167$ $G_1=0.6773$
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	

タイトル	抽出ライン系統配管の固定式継手（端板）の疲労割れに対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について																																																																		
説明	<p>1. 記号の説明</p> <p>固定式継手（2枚端板）の疲労評価に用いる記号について、表1に示す。</p> <p>表1 固定式継手（2枚端板）の疲労評価に用いる記号</p> <table border="1" data-bbox="440 734 1345 1509"> <thead> <tr> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SR3S</td> <td>MPa</td> <td>地震時の管軸方向反力による二次応力</td> </tr> <tr> <td>SR4S</td> <td>MPa</td> <td>地震時の管軸直角方向反力による一次一般膜応力</td> </tr> <tr> <td>SR5S</td> <td>MPa</td> <td>地震時の曲げモーメント配管荷重（偶力）による一次一般膜応力</td> </tr> <tr> <td>STS</td> <td>MPa</td> <td>一次+二次応力強さ</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>mm</td> <td>端板の厚さ</td> </tr> <tr> <td>A</td> <td>mm</td> <td>端板外半径（$A = D_1/2$）</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>mm</td> <td>端板穴半径（$B = D_2/2$）</td> </tr> <tr> <td>FXS</td> <td>N</td> <td>地震時の設計外力によるX方向反力</td> </tr> <tr> <td>FYS</td> <td>N</td> <td>地震時の設計外力によるY方向反力</td> </tr> <tr> <td>FZS</td> <td>N</td> <td>地震時の設計外力によるZ方向反力</td> </tr> <tr> <td>FOS</td> <td>N</td> <td>地震時の設計外力による鉛直方向反力 ($FOS = \sqrt{FYS^2 + FZS^2}$)</td> </tr> <tr> <td>MOS</td> <td>N・m</td> <td>地震時の設計外力による曲げモーメント ($MOS = \sqrt{MYS^2 + MZS^2}$)</td> </tr> <tr> <td>MXS</td> <td>N・m</td> <td>地震時の設計外力によるX軸回りのねじりモーメント</td> </tr> <tr> <td>MYS</td> <td>N・m</td> <td>地震時の設計外力によるY軸回りの曲げモーメント</td> </tr> <tr> <td>MZS</td> <td>N・m</td> <td>地震時の設計外力によるZ軸回りの曲げモーメント</td> </tr> <tr> <td>L</td> <td>mm</td> <td>端板間の長さ</td> </tr> <tr> <td>E</td> <td>MPa</td> <td>最高使用温度における日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007、以下「設計・建設規格」という)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>PSS</td> <td>MPa</td> <td>地震時のピーク応力強さ</td> </tr> <tr> <td>KC</td> <td>—</td> <td>応力集中係数</td> </tr> <tr> <td>E'</td> <td>MPa</td> <td>設計・建設規格 添付4-2 設計疲労線図の備考に規定する縦弾性係数</td> </tr> <tr> <td>UF</td> <td>—</td> <td>疲労累積係数</td> </tr> </tbody> </table> <p>固定式継手（2枚端板）の基本寸法箇所を図1に示す。</p>  <p>図1 固定式継手（2枚端板）の基本寸法箇所</p>	記号	単位	定義	SR3S	MPa	地震時の管軸方向反力による二次応力	SR4S	MPa	地震時の管軸直角方向反力による一次一般膜応力	SR5S	MPa	地震時の曲げモーメント配管荷重（偶力）による一次一般膜応力	STS	MPa	一次+二次応力強さ	T	mm	端板の厚さ	A	mm	端板外半径（ $A = D_1/2$ ）	B	mm	端板穴半径（ $B = D_2/2$ ）	FXS	N	地震時の設計外力によるX方向反力	FYS	N	地震時の設計外力によるY方向反力	FZS	N	地震時の設計外力によるZ方向反力	FOS	N	地震時の設計外力による鉛直方向反力 ($FOS = \sqrt{FYS^2 + FZS^2}$)	MOS	N・m	地震時の設計外力による曲げモーメント ($MOS = \sqrt{MYS^2 + MZS^2}$)	MXS	N・m	地震時の設計外力によるX軸回りのねじりモーメント	MYS	N・m	地震時の設計外力によるY軸回りの曲げモーメント	MZS	N・m	地震時の設計外力によるZ軸回りの曲げモーメント	L	mm	端板間の長さ	E	MPa	最高使用温度における日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007、以下「設計・建設規格」という)付録材料図表Part6表1に規定する材料の縦弾性係数	PSS	MPa	地震時のピーク応力強さ	KC	—	応力集中係数	E'	MPa	設計・建設規格 添付4-2 設計疲労線図の備考に規定する縦弾性係数	UF	—	疲労累積係数
記号	単位	定義																																																																	
SR3S	MPa	地震時の管軸方向反力による二次応力																																																																	
SR4S	MPa	地震時の管軸直角方向反力による一次一般膜応力																																																																	
SR5S	MPa	地震時の曲げモーメント配管荷重（偶力）による一次一般膜応力																																																																	
STS	MPa	一次+二次応力強さ																																																																	
T	mm	端板の厚さ																																																																	
A	mm	端板外半径（ $A = D_1/2$ ）																																																																	
B	mm	端板穴半径（ $B = D_2/2$ ）																																																																	
FXS	N	地震時の設計外力によるX方向反力																																																																	
FYS	N	地震時の設計外力によるY方向反力																																																																	
FZS	N	地震時の設計外力によるZ方向反力																																																																	
FOS	N	地震時の設計外力による鉛直方向反力 ($FOS = \sqrt{FYS^2 + FZS^2}$)																																																																	
MOS	N・m	地震時の設計外力による曲げモーメント ($MOS = \sqrt{MYS^2 + MZS^2}$)																																																																	
MXS	N・m	地震時の設計外力によるX軸回りのねじりモーメント																																																																	
MYS	N・m	地震時の設計外力によるY軸回りの曲げモーメント																																																																	
MZS	N・m	地震時の設計外力によるZ軸回りの曲げモーメント																																																																	
L	mm	端板間の長さ																																																																	
E	MPa	最高使用温度における日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007、以下「設計・建設規格」という)付録材料図表Part6表1に規定する材料の縦弾性係数																																																																	
PSS	MPa	地震時のピーク応力強さ																																																																	
KC	—	応力集中係数																																																																	
E'	MPa	設計・建設規格 添付4-2 設計疲労線図の備考に規定する縦弾性係数																																																																	
UF	—	疲労累積係数																																																																	

2. 評価部位

化学体積制御系統配管のうち抽出ライン系統配管の固定式継手評価部位 (PEN#286) は、図2に示す格納容器貫通配管に設置された固定式継手 (2枚端板) のうち、C/VバウンダリーであるC/V内側端板の配管溶接部 (全溶け込み溶接) とする。

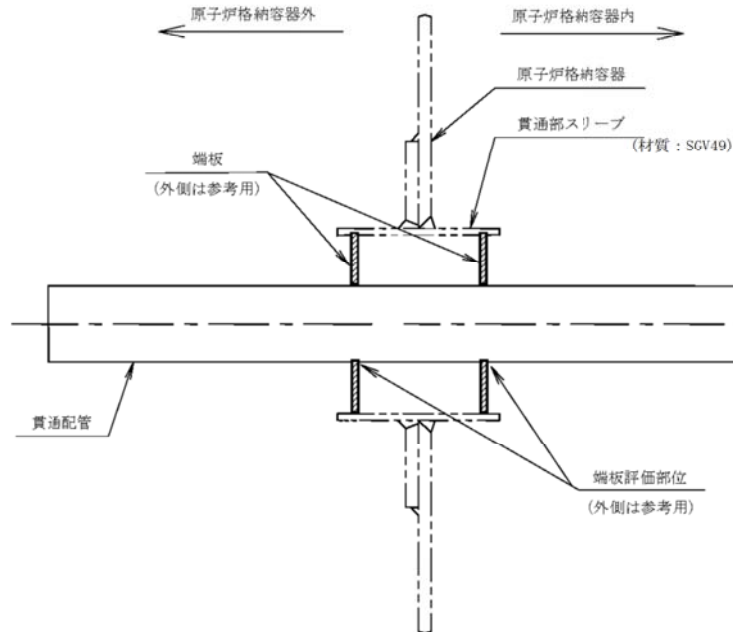


図2 固定式継手 (2枚端板) の評価部位

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2に示す。

表2 格納容器貫通部の仕様

ペネ番号			PEN#286 (CVCS抽出配管)
諸 元 板	格納容器最高使用温度	℃	122
	配管最高使用温度	℃	200
	材 質	—	SUS27HP (注2)
	端板外径	mm	-
	端板内径	mm	
	板 厚	mm	
	2枚端板間の距離	mm	
	設計疲れ線図の縦弾性係数	$\times 10^5 \text{N/mm}^2$	
	材料の使用温度における縦弾性係数	$\times 10^5 \text{N/mm}^2$	1.790
	配 管	材 質	—
外 径		mm	-
板 厚		mm	
応力集中係数 (注3)		—	4.0

(注1) 物性値の算出はクラス2過渡における最高温度に基づき算出した。

(注2) 「SUS27」は、「SUS304」として評価を実施する。

(注3) JSME S NCI-2005/2007 PVB-3130より引用

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

(2) 格納容器貫通部の評価用荷重

Ss, Sd地震時の格納容器貫通部の評価用荷重について表3に示す。

表3 格納容器貫通部の評価用荷重 (Ss, Sd地震時)

ペネ番号	地震力	評価部位	端板に作用する荷重 (注1、2、3、4、5)					
			軸力 [N]			モーメント [N・m]		
			Fx	Fy	Fz	Mx	My	Mz
PEN#286 (CVCS抽出配管)	Ss	CV内側端板						
		CV外側端板	-	-	-			
	Sd	CV内側端板						
		CV外側端板	-	-	-			

(注1) 座標系は、配管軸方向を+X、鉛直上向きを+Zとする右手直交座標系とする。

(注2) 1次+2次の片振幅の値。

(注3) 軸力はCV内側/外側端板にそれぞれ個別に作用することから、評価に必要なCV内側端板のみを記載。

(注4) 曲げモーメントは、CV外側端板からのモーメントも影響することから、内側/外側の両側からのモーメントを方向ごとに単純和した後、Y方向とZ方向をSRSSした値を評価に用いている。

(注5) 全波包絡FRSにより算出した荷重を評価に用いている。

(3) 疲れ累積係数 (UF) の算出

地震時の格納容器貫通部の評価用荷重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 (疲れ累積係数) を算出する (日本機械学会 設計・建設規格 「PVE-3100」 参照)。

i. 固定式継手 (2枚端板) の応力

(a) 管軸方向反力による応力 (二次応力)

$$SR3S = \frac{3 \cdot F X S}{2 \cdot \pi \cdot T^2} \left| 1 - \frac{2 \cdot A^2}{A^2 - B^2} \ln \frac{A}{B} \right|$$

(b) 管軸直角方向反力による応力 (一次一般膜応力)

$$SR4S = \frac{F O S}{4 \cdot B \cdot T}$$

(c) 曲げモーメントによる応力 (一次一般膜応力)

$$SR5S = \frac{M O S}{4 \cdot B \cdot (L + T) \cdot T} \times 1,000$$

(d) 一次+二次応力強さ

$$STS = 2 \times (SR3S + SR4S + SR5S)$$

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

- ii. 固定式継手（2枚端板）の繰返しピーク応力強さと許容繰返し回数
(a) ピーク応力強さ

ピーク応力強さ = 応力集中係数 × (一次 + 二次応力強さ)

$$PSS = KC \times STS$$

- (b) 繰返しピーク応力強さ

$$\text{繰返しピーク応力強さ} = \frac{1}{2} \times \text{ピーク応力強さ}$$

- (c) 許容繰返し回数

許容繰返し回数は、設計・建設規格 添付 4-2設計疲労線図より繰返しピーク応力強さを用いて求める。

なお、許容繰返し回数の算出に使用する繰返しピーク応力強さは、(b)項で求めた繰返しピーク応力強さに $\frac{E'}{E}$ を乗じた値とする。

- (d) 疲労累積係数

$$UF = \frac{\text{評価繰返し回数}}{\text{許容繰返し回数}}$$

4. 評価結果

(1) 地震によるUF評価結果

Ss, Sd地震によるUF評価結果を、表4に示す。

表4 Ss, Sd地震によるUF評価結果

ペネ番号	地震力	評価部位	(注1) (注2)	許容繰返し回数	評価繰返し回数	UF
			繰返しピーク応力強さ [MPa]			
PEN#286 (CVCS抽出配管)	Ss	CV内側端板	290	85154	200	0.003
	Sd	CV内側端板	149	2543730	300	0.001

(注1) 繰返しピーク応力強さが、ステンレス鋼の許容繰返し回数 10^{11} 回における繰返しピーク応力強さ (94MPa) を下回る場合は、UF=0.000とする。

(注2) 温度補正後の値を示す。

(2) 通常運転時UFとの組合せによる評価結果

通常運転時のUFを加えた結果を表5に示す。

表5 Ss, Sd地震時の通常運転時UFとの組合せによる評価結果

ペネ番号	地震力	評価部位	通常運転時	地震時	合計	許容値	評価
PEN#286 (CVCS抽出配管)	Ss	CV内側端板	0.524	0.003	0.527	1.0	○
	Sd	CV内側端板	0.524	0.001	0.525	1.0	○

以上より、抽出ライン系統配管の固定式継手 (2枚端板) の疲労割れに対する耐震安全性に問題はない。

以上

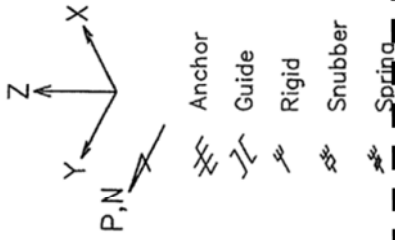


図1 美浜3号炉 抽出配管 (CV内) 解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

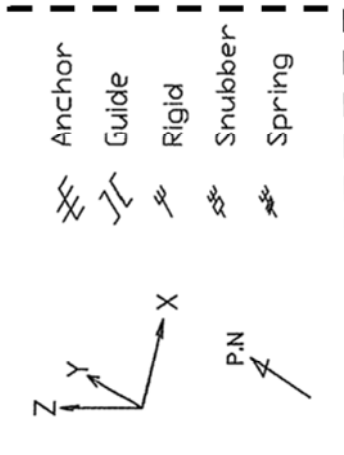
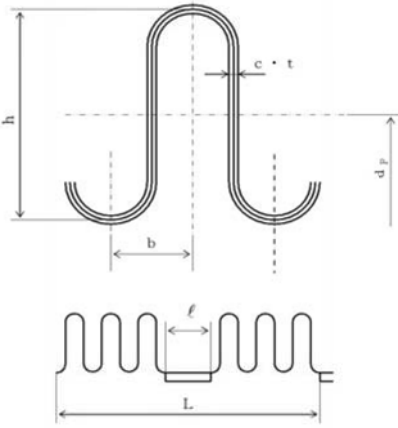


図2 美浜3号炉 抽出配管 (C V外) 解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

タイトル	主蒸気系統伸縮継手及び主給水系統伸縮継手の疲労割れに対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）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 1 に示す。</p> <p>表 1 伸縮継手の疲労評価に用いる記号</p> <table border="1" data-bbox="408 533 1310 1279"> <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>d_p</td> <td>mm</td> <td>継手部の有効径（平均径）</td> </tr> <tr> <td>E</td> <td>MPa</td> <td>最高使用温度における JSME S NCI-2005/2007 付録図表 Part 6 表 11 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>e_x</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>e_y</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>ℓ</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</td> </tr> <tr> <td>n</td> <td>—</td> <td>継手部の全山数</td> </tr> <tr> <td>P</td> <td>MPa</td> <td>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>U</td> <td>—</td> <td>疲れ係数</td> </tr> <tr> <td>UF</td> <td>—</td> <td>疲れ累積係数</td> </tr> <tr> <td>W_N</td> <td>—</td> <td>1 個の継手部の山数</td> </tr> <tr> <td>X</td> <td>mm</td> <td>軸方向変位量（表 3 における X の 2 倍（両振幅））</td> </tr> <tr> <td>Y</td> <td>mm</td> <td>軸直角方向変位量（表 3 における $\delta y = \sqrt{(y^2 + z^2)}$ の 2 倍（両振幅））</td> </tr> <tr> <td>δ</td> <td>mm</td> <td>全伸縮量</td> </tr> <tr> <td>σ</td> <td>MPa</td> <td>合計応力</td> </tr> <tr> <td>σ_D</td> <td>MPa</td> <td>全伸縮量による応力</td> </tr> <tr> <td>σ_P</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 1 に示す。</p>  <p>(複 式（中間の管を含む））</p> <p>図 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（平均径）	E	MPa	最高使用温度における JSME S NCI-2005/2007 付録図表 Part 6 表 11 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	ℓ	mm	中間の管の長さ	N	—	許容繰返し回数	n	—	継手部の全山数	P	MPa	最高使用圧力	t	mm	継手部の板の厚さ	U	—	疲れ係数	UF	—	疲れ累積係数	W_N	—	1 個の継手部の山数	X	mm	軸方向変位量（表 3 における X の 2 倍（両振幅））	Y	mm	軸直角方向変位量（表 3 における $\delta y = \sqrt{(y^2 + z^2)}$ の 2 倍（両振幅））	δ	mm	全伸縮量	σ	MPa	合計応力	σ_D	MPa	全伸縮量による応力	σ_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（平均径）																																																																							
E	MPa	最高使用温度における JSME S NCI-2005/2007 付録図表 Part 6 表 11 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																																																																							
ℓ	mm	中間の管の長さ																																																																							
N	—	許容繰返し回数																																																																							
n	—	継手部の全山数																																																																							
P	MPa	最高使用圧力																																																																							
t	mm	継手部の板の厚さ																																																																							
U	—	疲れ係数																																																																							
UF	—	疲れ累積係数																																																																							
W_N	—	1 個の継手部の山数																																																																							
X	mm	軸方向変位量（表 3 における X の 2 倍（両振幅））																																																																							
Y	mm	軸直角方向変位量（表 3 における $\delta y = \sqrt{(y^2 + z^2)}$ の 2 倍（両振幅））																																																																							
δ	mm	全伸縮量																																																																							
σ	MPa	合計応力																																																																							
σ_D	MPa	全伸縮量による応力																																																																							
σ_P	MPa	最高使用圧力による応力																																																																							

2. 評価部位

評価する伸縮継手は、技術評価で厳しい系統とし、主蒸気配管はCループ（改造なし）、主給水配管はCループ（改造なし）とする。図2にC-主蒸気配管、C-主給水配管の伸縮継手の模式図を示す。

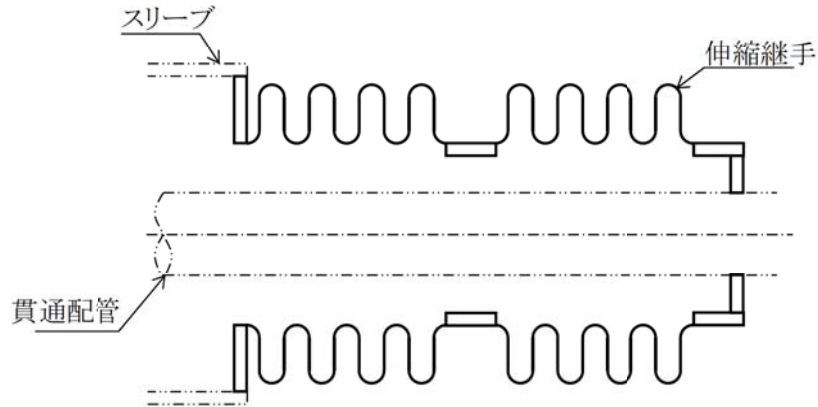


図2 C-主蒸気配管(改造なし)、C-主給水配管(改造なし)

評価部位は、図3に示す伸縮継手の頂部とする。

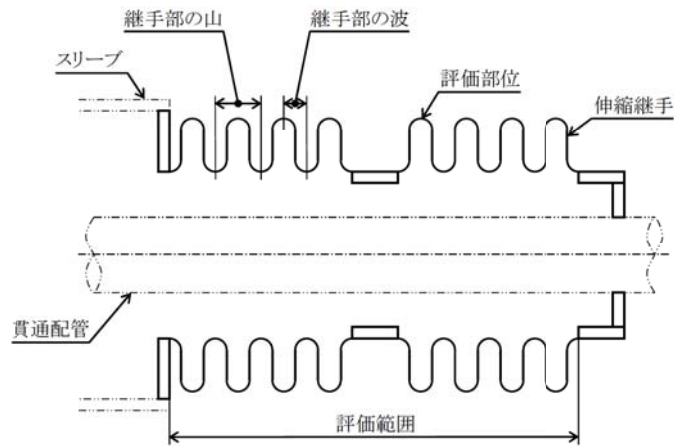


図3 伸縮継手の評価部位

3. 評価内容

(1) 格納容器貫通部の仕様

各格納容器貫通部の仕様について表2に示す。

表2 格納容器貫通部の仕様

配管	格納容器 最高 使用圧力 (MPa) P	最高使 用温度 (°C)	伸縮継手 有効径 (mm) d	継手部の 波の高さ (mm) h	継手部の 波のピッチの 2分の1 (mm) b	継手部の 板の厚さ (mm) t	伸縮継手 1個の 山数 Wa	継手 部の 層数 c	材料	ヤング率 (MPa) E	継手部の長さ (mm)		
											中心間 距離 A _c	中間の管 の長さ E	伸縮継手 の長さ L
主蒸気配管 格納容器 貫通部	0.261	291							SUS304	176000			
主給水配管 格納容器 貫通部	0.261	230							SUS304	180000			

枠囲みの範囲はメーカー技術情報に係る事項ですので公開することはできません

(2) 地震時の伸縮継手の変位

Ss地震時及びSd地震時の伸縮継手の変位について表3に示す。なお、変位は全波包絡変位により算出する。

表3-1 伸縮継手の変位 (Ss地震時)

ライン名称	地震合計変位 (mm)			
	X	Y	Z	$\delta y = \sqrt{Y^2 + Z^2}$
主蒸気配管格納容器 貫通部	20.0	14.7	2.7	15.0
主給水配管格納容器 貫通部	26.3	13.3	3.4	13.8

表3-2 伸縮継手の変位 (Sd地震時)

ライン名称	地震合計変位 (mm)			
	X	Y	Z	$\delta y = \sqrt{Y^2 + Z^2}$
主蒸気配管格納容器 貫通部	11.9	7.2	1.5	7.4
主給水配管格納容器 貫通部	13.9	7.3	1.8	7.6

注：表3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方向とする右手直行座標系であり、表1に示すX、Yとは異なるものである。

(3) 疲れ累積係数 (UF) 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 (疲れ累積係数) を算出する (日本機械学会 設計・建設規格 「PVE-3800 伸縮継手」 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

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

(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

$$\delta = e W_N$$

b. 伸縮継手の応力と許容繰返し回数

(a) 伸縮継手の応力

全伸縮量による応力

$$\sigma_D = \frac{1.5 E t \delta}{n \sqrt{b h^3}}$$

注：ヤング率Eについては、表2における高温時の値ではなく、常温（21℃）におけるヤング率195,000(MPa)を用いる。

最高使用圧力による応力

$$\sigma_P = \frac{P h^2}{2 t^2 c}$$

発生応力

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

(b) 許容繰返し回数

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

(c) 疲れ累積係数

$$U F = \Sigma \frac{\text{評価繰返し回数}}{\text{許容繰返し回数}}$$

4. 評価結果

(1) 地震によるUF評価結果

Ss地震によるUF評価結果を、表4に示す。

表4 Ss地震によるUF評価結果

格納容器貫通部	発生応力 [MPa]	許容繰返し 回数	評価繰返し 回数	UF
主蒸気ライン貫通部	2081	343	200	0.584
主給水ライン貫通部	1585	890	200	0.225

Sd地震によるUF評価結果を、表5に示す。

表5 Sd地震によるUF評価結果

格納容器貫通部	発生応力 [MPa]	許容繰返し 回数	評価繰返し 回数	UF
主蒸気ライン貫通部	1113	3069	300	0.098
主給水ライン貫通部	908	6272	300	0.048

(2) 通常運転時UFとの組合せによる評価結果
通常運転時のUFを加えた結果を表6及び表7に示す。

表6 Ss地震時の通常運転時UFとの組合せによる評価結果

格納容器貫通部	通常運転時	Ss地震時	合計
主蒸気ライン貫通部	0.005	0.584	0.589
主給水ライン貫通部	0.010	0.225	0.235

表7 Sd地震時の通常運転時UFとの組合せによる評価結果

格納容器貫通部	通常運転時	Sd地震時	合計
主蒸気ライン貫通部	0.005	0.098	0.103
主給水ライン貫通部	0.010	0.048	0.058

以上より、主蒸気系統伸縮継手及び主給水系統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

2. 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。

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

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

A_w : 溶接部の断面積

$Z_w x$ 、 $Z_w y$ 、 $Z_w p$: 各方向の溶接部の断面係数

L : 荷重作用点から評価部までの距離

応力評価は、以下の組合せ応力を用いる。

○パッドと配管の溶接部（すみ肉溶接部）

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

○パッドとラグ、ラグと底板の溶接部（完全溶込み溶接部）

$$\sigma = \sqrt{\sigma_1^2 + 3\sigma_2^2}$$

3. 評価仕様

評価に用いたデータを以下に示す。

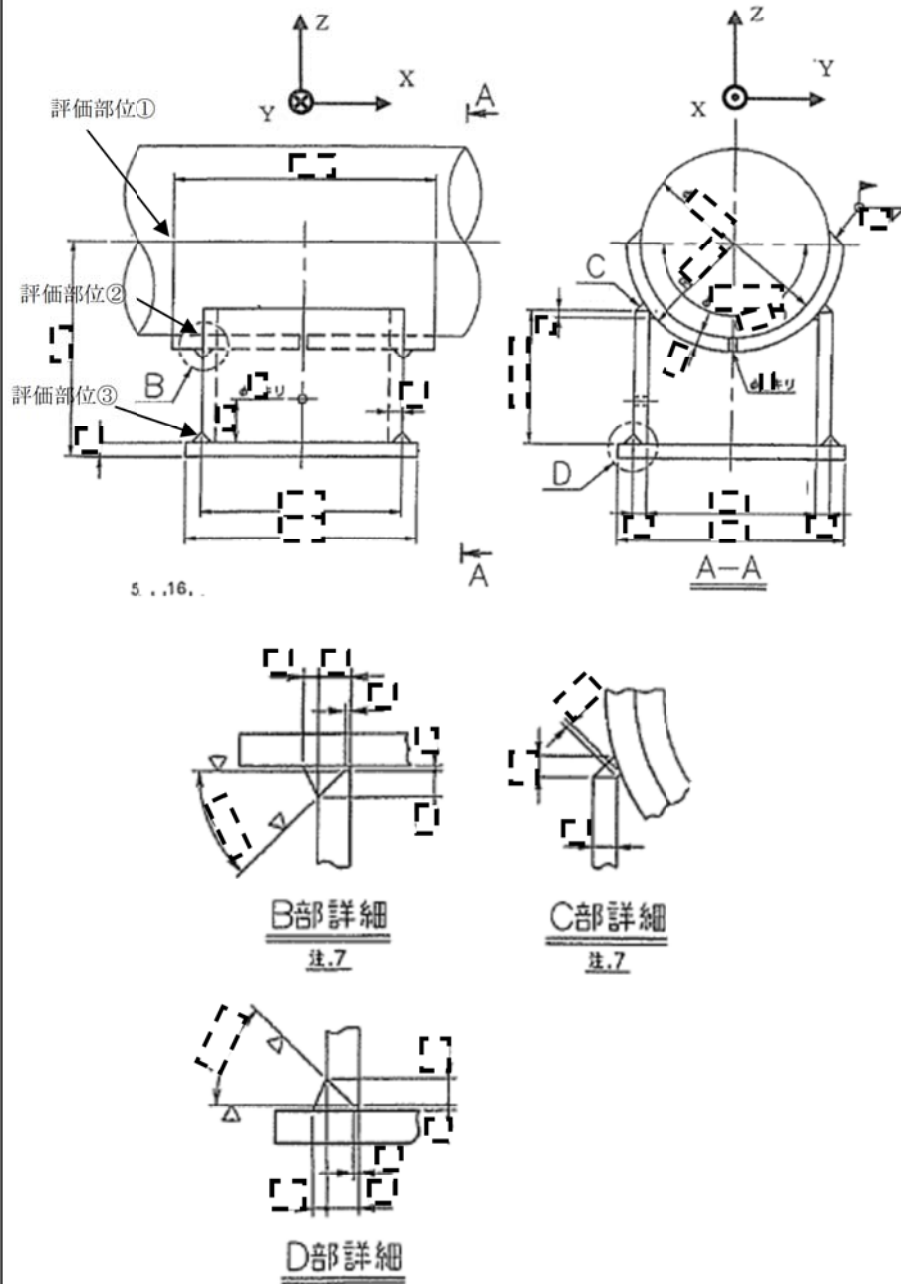


図-1 配管サポートの外形図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表2 諸元表 (1/2) (単位: mm)

パッドの幅 (母管外径)	パッドの 長さ	パッドのす み肉溶接 の脚長	角型鋼管の 大きさ	角型鋼管 の厚さ
b	h	Thp	a	t

表2 諸元表 (2/2)

評価部位	L ^(注1) (mm)	Aw (mm ²)	Zwx (mm ³)	Zwy (mm ³)	Zwp (mm ³)
配管とパッドの溶接部					
パッドとラグの溶接部					
ラグと底板の溶接部					

(注1) Lは配管心から評価点までの距離であるが、安全側に最長の距離を一律に用いる。

4. 評価結果

各部位の許容応力を表3に、評価結果を表4に示す。評価部位に発生する応力は許容応力以下であることから、耐震安全性評価上問題ない。

表3 許容応力 (MPa)

部 位		パッド ^(注1)	ラグ	底板
物 性 値	材 質	SUS316TP	SS400	SS400
	使用温度 (°C)	177	177	177
	F 値	205	199	190
一次応力の許容値		120 (208)	239	228
一次+二次応力の許容値		118 (409)	398	381

(注1) () 内の値は、完全溶込み溶接部の許容値を示す。

(許容値の算出は添付2参照)

表4 (1/3) 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	17 MPa
	許容応力	120 MPa
	応力比	0.14
一次+二次 応力評価	発生応力	15 MPa
	許容応力	118 MPa
	応力比	0.13

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 4 (2/3) 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	10 MPa
	許容応力	208 MPa
	応力比	0.05
一次+二次 応力評価	発生応力	19 MPa
	許容応力	398 MPa
	応力比	0.05

表 4 (3/3) ラグと底板の溶接部 (評価部位③)

一次応力 評価	発生応力	9 MPa
	許容応力	228 MPa
	応力比	0.04
一次+二次 応力評価	発生応力	16 MPa
	許容応力	381 MPa
	応力比	0.04

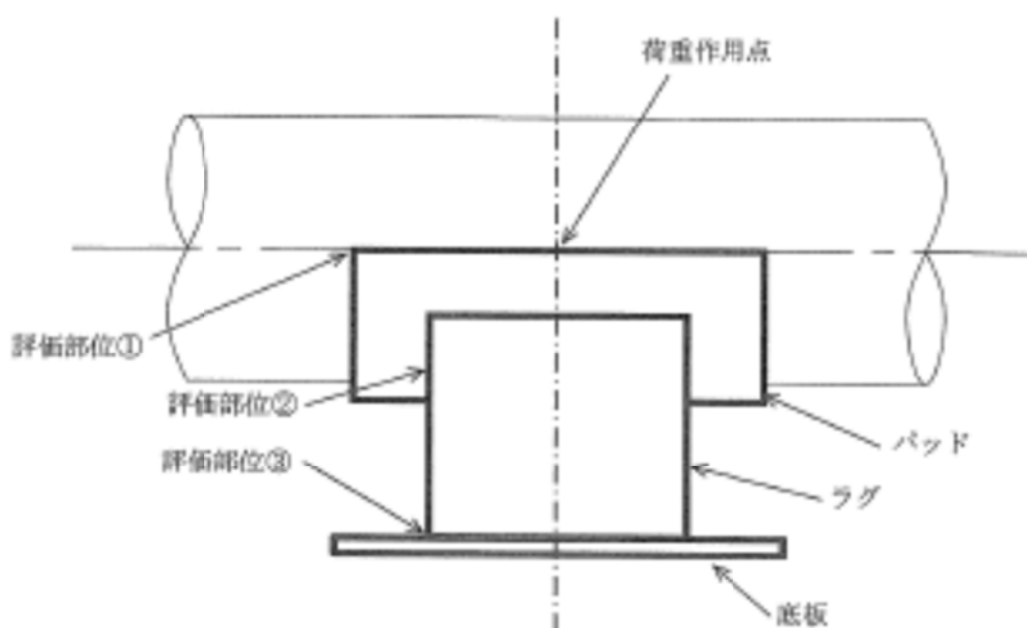
以 上

美浜3号炉 余熱除去系統配管サポートの疲労評価について

1. 評価対象サポート

美浜3号炉については、余熱除去系統配管サポートのうち、3方向の変位及びモーメントを拘束する10個のアンカーサポートについて評価を実施している。その結果、応力比の大きい「サポートP2D-BC006」の評価結果を技術評価側で代表とし、耐震評価については、この「サポートP2D-BC006」に対する評価を行っている。

なお、「サポートP2D-BC006」は、それぞれ図1に示す評価部位に対して、評価を行っている。サポート位置を添付1(3/5)～(5/5)に示す。



評価部位①：配管とパッドの溶接部

評価部位②：パッドとラグの溶接部

評価部位③：ラグと底板の溶接部

図1 サポートP2D-BC006の評価部位

2. 技術評価結果及び耐震評価結果について

技術評価書及び耐震評価書に記載している「一次＋二次応力」における応力比の対象サポートと、それぞれの発生値、許容値は以下のとおり。

表1 技術評価結果

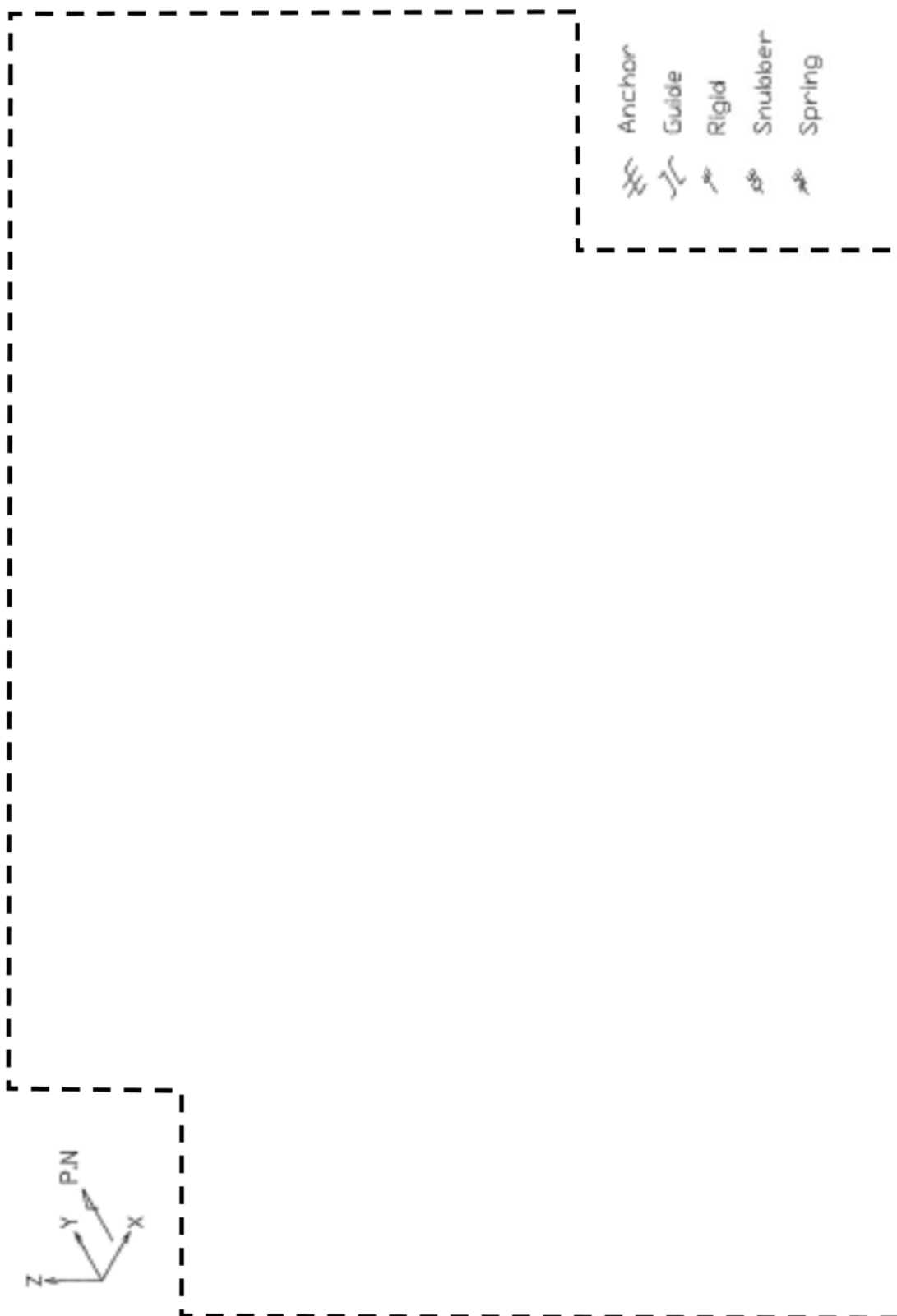
(単位:MPa)

評価部位	応力評価			
	一次＋二次応力	許容応力	応力比	評価
配管とパッド	106	118	0.90	○
パッドとラグ	110	398	0.28	○
ラグと底板	79	381	0.21	○

表2 耐震評価結果

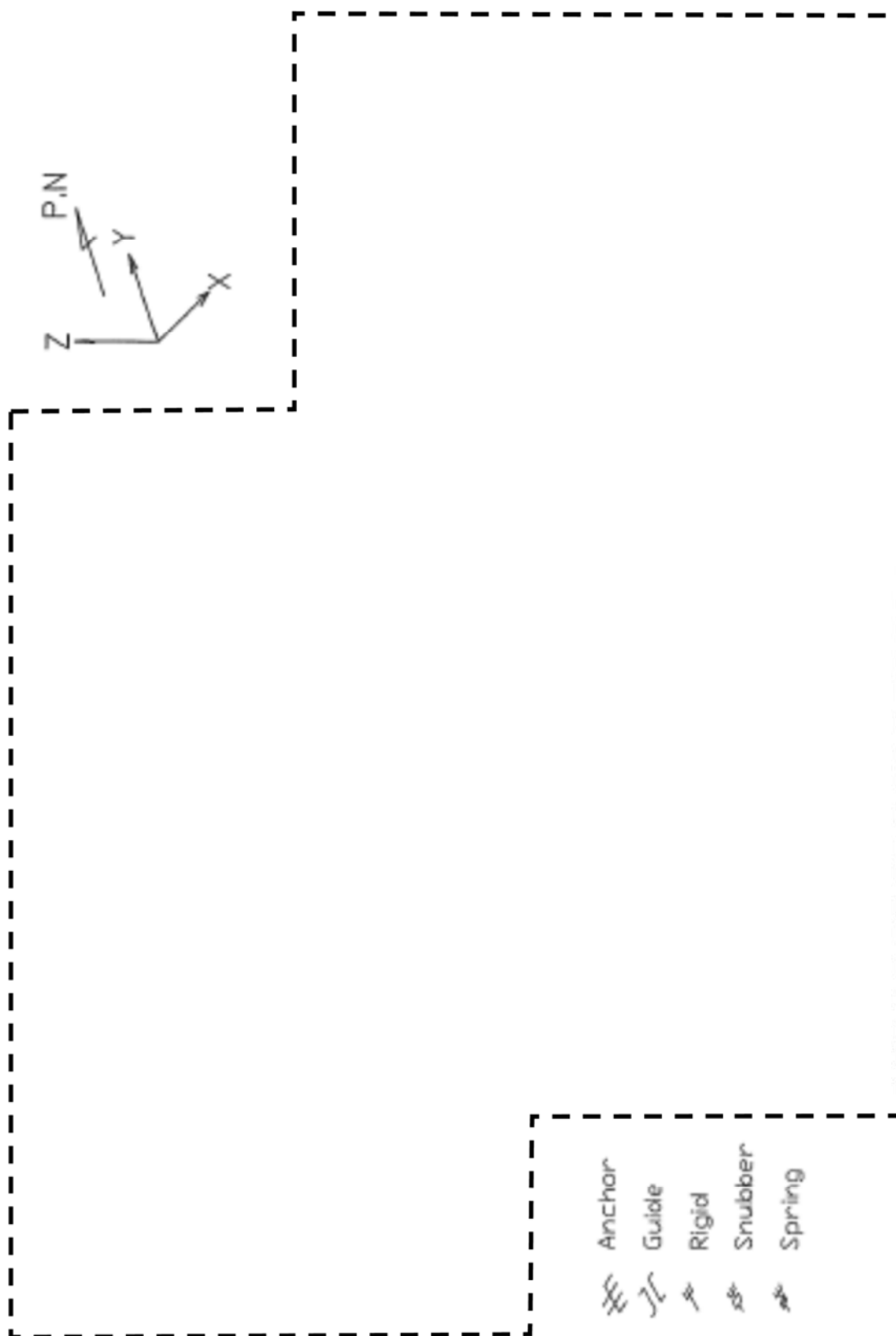
(単位:MPa)

評価部位	応力評価			
	一次＋二次応力	許容応力	応力比	評価
配管とパッド	15	118	0.13	○
パッドとラグ	19	398	0.05	○
ラグと底板	16	381	0.04	○

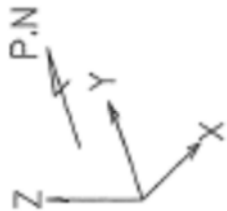


美浜3号炉 A-余熱除去ポンプ出口配管 (MCP側) 解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

美浜3号炉 A-余熱除去クーラ出口配管 (PEN側) 解析モデル (2/2)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表1 許容応力の算出

(単位:MPa)

アンカーサポート番号		P2D-BC006		
部 位		パッド	ラグ $t \leq 16$	底板 $16 < t \leq 40$
物 性 値	材 質	SUS316TP	SS400	SS400
	評価温度(°C)	177	177	177
	① Sy (付録図表 Part 5 表 8) (at 使用温度)	154	199	190
	Su (付録図表 Part 5 表 9) (at 使用温度)	440	373	373
	② Sy (at 常温)	205	—	—
	③ 1.35Sy	208	—	—
	④ 0.7Su	308	261	261
	F=min(②, ③, ④) (注1)	205	199	190
	引張許容応力 $f_t = F/1.5$	136	132	127
	曲げ許容応力 $f_b = F/1.5$	136	132	127
	せん断許容応力 $f_s = F/1.5\sqrt{3}$	78	76	73
	一次 応力の 許容値	引張許容応力 $1.5f_t$ [1.5 f_t^*] (注2)	204 [208]	199 [239]
曲げ許容応力 $1.5f_b$ [1.5 f_b^*] (注2)		204 [208]	199 [239]	190 [228]
せん断許容応力 $1.5f_s$ [1.5 f_s^*] (注2)		118 [120]	115 [138]	110 [132]
一次+ 二次 応力の 許容値	引張許容応力 $3f_t$	409	398	381
	曲げ許容応力 $3f_b$	409	398	381
	せん断許容応力 $3f_s$ (溶け込み) [1.5 f_s (すみ肉)]	236 [118]	230 [115]	220 [110]

(注1) 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。それ以外については、 $F = \min(①, ④)$

(注2) Ss 地震の一次応力評価では JEAG4601 の支持構造物規程に従い①, ②の値を「別表第9 (付録図表 Part 5 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。

配管とパッドの溶接部の評価結果について

本評価において、配管とパッドの溶接部については、表 4 (1/3) のとおり、一次応力 > 一次 + 二次応力となっていることから、その要因を考察する。

表 4 (1/3) 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	17 MPa
	許容応力	120 MPa
	応力比	0.14
一次 + 二次 応力評価	発生応力	15 MPa
	許容応力	118 MPa

まず、本文の表 1 における評価荷重の内訳は下記の表 1' のとおりである。

表 1' 評価用荷重 (S s)

方向	荷重	
	一次 (自重 + 慣性力 (片振幅))	一次 + 二次 慣性力 + 相対変位 (両振幅) (<>内は片振幅の場合の値)
F _x (kN)		
F _y (kN)		
F _z (kN)		
M _x (kN・m)		
M _y (kN・m)		
M _z (kN・m)		

配管とパッドの溶接部はすみ肉溶接であるため、一次 + 二次応力の算出においては、片振幅の評価用荷重を使用することから、具体的には、表 1' の<>内の値を使用して算出している。

また、本サポートは相対変位の荷重/モーメントを受けないため、配管とパッドの溶接部の一次 + 二次応力の算出にあたっては、慣性力による荷重を使用することとなり、つまり、一次の評価用荷重から『自重』分を減じた値を使用することと等しいため、発生する一次 + 二次応力が一次応力より小さくなる結果となっている。

— 以 上 —

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

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評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について																													
説明	<p>余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れに対する評価を添付1のフローに従い算出した過程は、以下の通り。</p> <p>1. 発生応力の算出 配管を3次元梁モデル化してSs, Sd地震時の支持点応力を全波包絡FRSによるスペクトルモーダル解析にて算出している。 算出した発生応力を表1に示す。また、評価位置を添付2に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 発生応力</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th rowspan="3" style="padding: 5px;">B-RHR熱交換器 出口合流部(CV外) 10B-sch40</th> <th rowspan="3" style="padding: 5px;">地震力</th> <th colspan="5" style="padding: 5px;">発生応力(MPa)</th> </tr> <tr> <th style="padding: 5px;">Pm</th> <th colspan="4" style="padding: 5px;">Pb</th> </tr> <tr> <th style="padding: 5px;">内圧</th> <th style="padding: 5px;">自重</th> <th style="padding: 5px;">熱</th> <th style="padding: 5px;">地震</th> <th style="padding: 5px;">合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="padding: 5px;">Ss</td> <td style="padding: 5px;">30.1</td> <td style="padding: 5px;">2.5</td> <td style="padding: 5px;">69.5</td> <td style="padding: 5px;">35.8</td> <td style="padding: 5px;">138</td> </tr> <tr> <td style="padding: 5px;">Sd</td> <td style="padding: 5px;">30.1</td> <td style="padding: 5px;">2.5</td> <td style="padding: 5px;">69.5</td> <td style="padding: 5px;">35.8以下</td> <td style="padding: 5px;">138以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 判定応力の算出 判定応力Pfは「実断面応力基準^(※1)」によって、以下に示す式で算出している(添付1⑦参照)。</p> $Pf = Pm + Pb' / Hp$ <p><記号説明></p> <p>Pm:内圧によって発生する膜応力(= 0.5Sm) $Pb' = 2\sigma f(2\sin\beta - \sin\theta) / \pi$ $\beta = [\pi - \theta - (Pm / \sigma f)\pi] / 2$ $\sigma f = (Sy + Su) / 2$ θ:貫通き裂半角度 Sy:設計降伏点 Su:設計引張強さ Hp:補正係数(炭素鋼4B以下1.1、その他は1.0)</p> <p>(※1) き裂付き鋼構造物が塑性崩壊により破壊を生じる場合に用いられる評価基準。 (JEAG 4613-1998 「原子力発電所配管破損防護設計技術指針」より抜粋)</p>	B-RHR熱交換器 出口合流部(CV外) 10B-sch40	地震力	発生応力(MPa)					Pm	Pb				内圧	自重	熱	地震	合計	Ss	30.1	2.5	69.5	35.8	138	Sd	30.1	2.5	69.5	35.8以下	138以下
B-RHR熱交換器 出口合流部(CV外) 10B-sch40	地震力			発生応力(MPa)																										
				Pm	Pb																									
		内圧	自重	熱	地震	合計																								
Ss	30.1	2.5	69.5	35.8	138																									
Sd	30.1	2.5	69.5	35.8以下	138以下																									

3. 判定応力算出条件

判定応力算出に用いたデータを以下に示す。

表2 判定応力算出条件

項目	単位	B-RHR熱交換器 出口合流部(CV外)
配管口径	(呼径)	10B
	mm	273.1
配管肉厚	(sch)	40
	mm	9.3
配管材料	-	SUS316TP
最高使用温度	℃	200
最高使用圧力	MPa	4.1
縦弾性係数($\times 10^5$)	MPa	1.83
σ_y	MPa	149
σ_u	MPa	440
Sm	MPa	132
σ_f	MPa	294

4. き裂形状の算出

GcとDhからき裂形状を添付1に示す方法で算出している。算出結果を表3に示す。

表3 評価対象配管のき裂形状 (1gpm漏洩時)

対象配管	臨界流量	き裂面積	き裂長さ	き裂角度
	Gc	A	2c	2θ
	[gpm/mm ²]	[mm ²]	[mm]	[度]
B-RHR熱交換器 出口合流部(CV外) 10B-sch40				

5. 評価結果

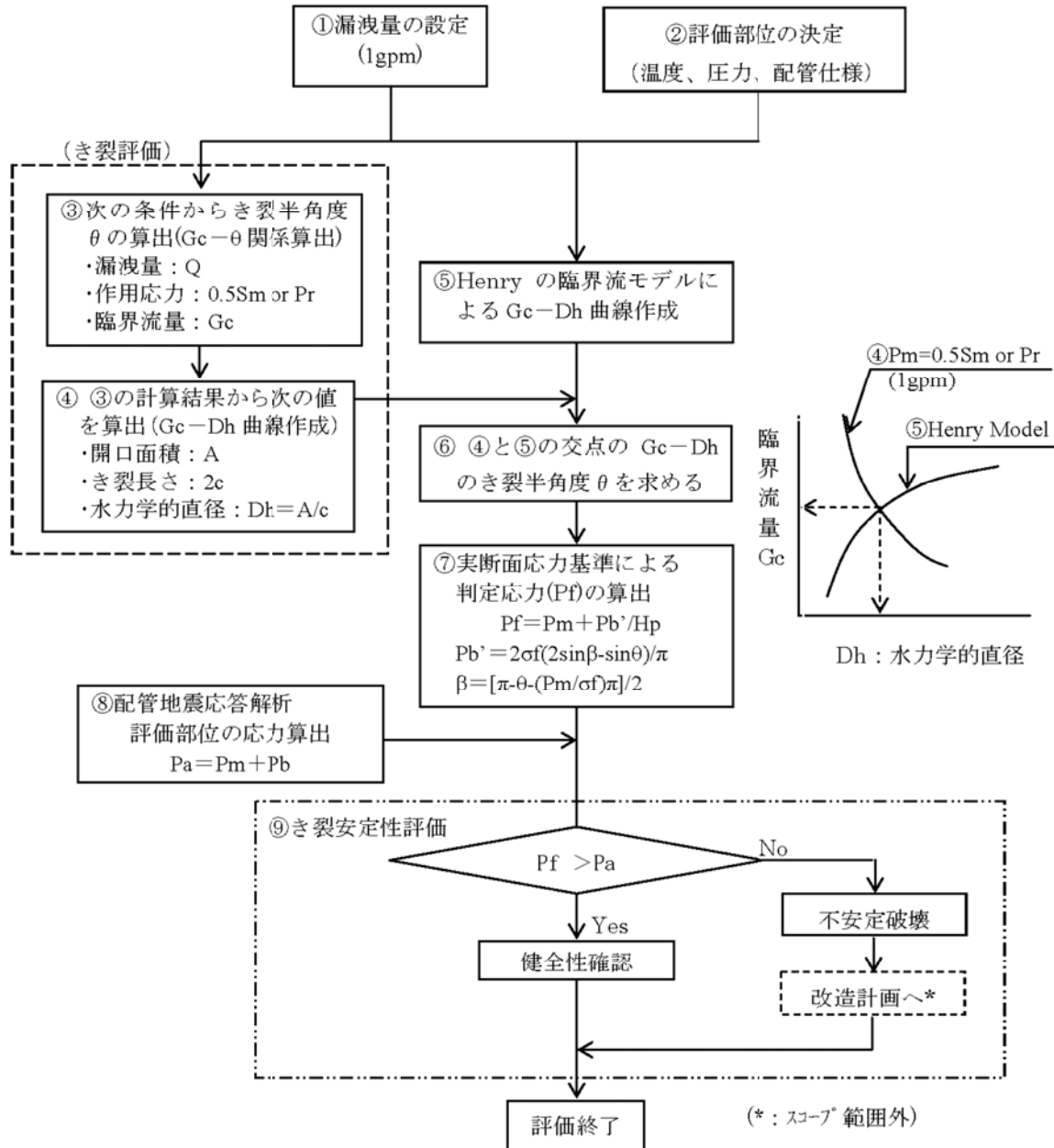
2項に示す方法で算出した評価結果を表4に示す。

表4 き裂安定性評価結果

B-RHR熱交換器 出口合流部(CV外) 10B-sch40	地震力	発生応力 (MPa)	判定応力 (MPa)	応力比
	Ss	138	315	0.44
	Sd	138以下	315	0.44以下

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

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。

G_c : 臨界流モデルによる単位面積当りの漏洩量
 D_h : 水力的直径 P_f : 判定応力 P_a : 発生応力 P_r : 設計内圧応力
 P_m : 内圧等による膜応力 $P_{b'}$: 曲げ応力
 σ_f : 流動応力 H_p : 補正係数 (炭素鋼管 4B 以下 1.1、その他は 1.0)

① 漏えい量

き裂安定性評価に用いるき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、検知可能な漏洩量として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)であり、耐震上厳しい部位を評価対象として選定し、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

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、最初に漏洩量Q、臨界流量Gc、作用荷重0.5Smを与えてき裂半角度 θ を求める。

- a. き裂角度を求めるための開口面積をAINとする。

$$AIN \approx Q / Gc$$

- b. 次式のAtotal > 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。

$$A_{total} = (A_t + A_b) \alpha$$

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

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

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。

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

<記号説明>

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

σ_f : 流動応力

R : 平均半径

$I_t(\theta)$ 、 $I_b(\theta)$: 無次元量

α : 補正係数(炭素鋼0.9、その他は1.0)

- 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。

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

$$\frac{A_{total}}{c} = Dh \text{を算出}$$

<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Gc-Dh曲線

Henryのサブクール水モデル(図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/mm²)と水力学直径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_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)

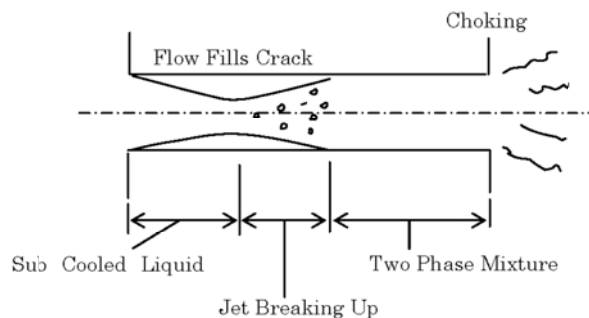


図1 き裂内の流れ(サブクール水)

上記の臨界流量Gc算出式を用いた計算フローを図2に示す。HenryモデルによるGc-Dh曲線は各水学的直径Dhに対する臨界流量Gcを求め、Dhを変えて計算を繰り返すことにより図示することができる。各Dhに対するGcは、漏えい流体の条件より、き裂面入口での状態量(比容積、エンタルピ、エントロピ)を設定、また、臨界圧力Pc(=き裂面出口圧力P_{exit})を仮定することで臨界点(き裂面出口)での状態量を設定し、設定した状態量から上式を用いて臨界流量Gcを算出する。

次に、仮定した臨界圧力Pcが妥当であることの確認のため、臨界流量Gcより求めた圧力損失ΔPから、き裂面入口での圧力P₀との差、つまり出口面での圧力を求める。この結果と上記で仮定した臨界圧力Pcと一致することを確認する。計算が一致した臨界圧力Pcでの流量がGcとなる。

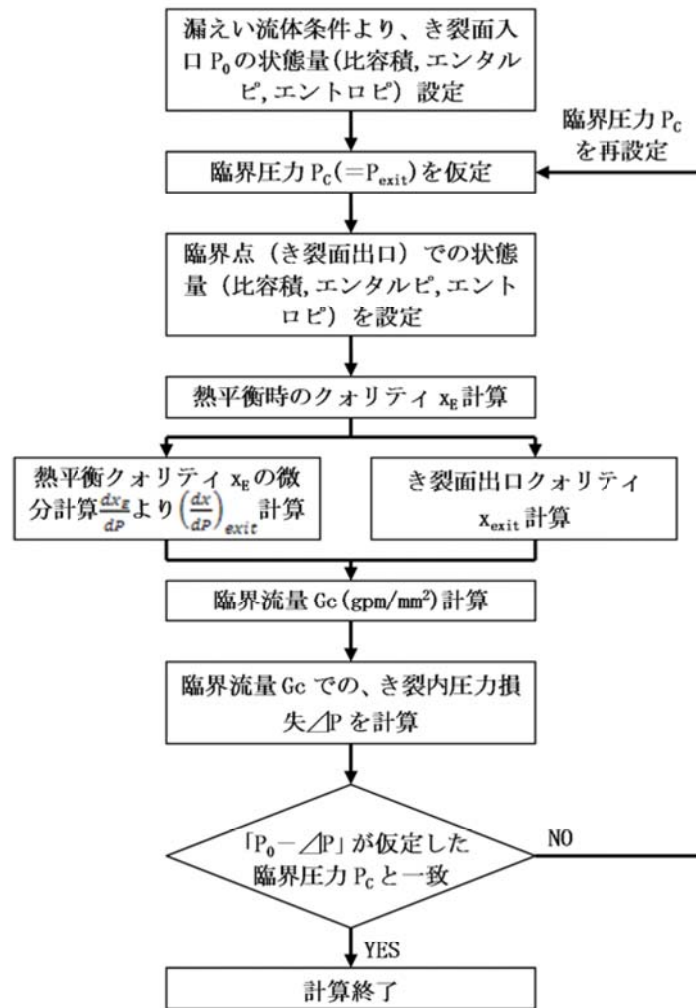


図2 臨界流量Gc計算フロー

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、下図の如く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。

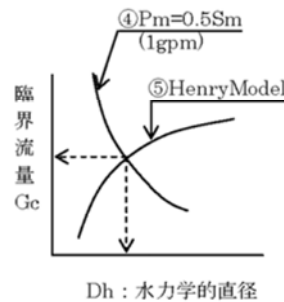


図3 Gc-Dh曲線

⑦ 判定応力の算出

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。したが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。

$$Pf = Pm + Pb' / Hp$$

<記号説明>

Pm : 内圧によって発生する膜応力(= 0.5Sm)

$$Pb' = 2\sigma f(2\sin\beta - \sin\theta) / \pi$$

$$\beta = [\pi - \theta - (Pm / \sigma f)\pi] / 2$$

$$\sigma f = (Sy + Su) / 2$$

θ : 貫通き裂半角度

Sy : 設計降伏点

Su : 設計引張強さ

Hp : 補正係数(炭素鋼4B以下1.1、その他は1.0)

⑧ 発生応力

発生応力Paを求める時の作用荷重は「配管破損防護設計技術指針」より次のとおり。

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

(JEAG-4613はS1で評価するが、本評価はSs, Sd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。

$$Pa = Pm + Pb$$

<記号説明>

Pm : 各配管の設計条件における計算値を採用(内圧応力)

Pb : 曲げ応力(自重応力+熱膨張応力+地震応力*の合計応力、但しねじり応力は算入不要)

* : 地震慣性応力(片振幅)

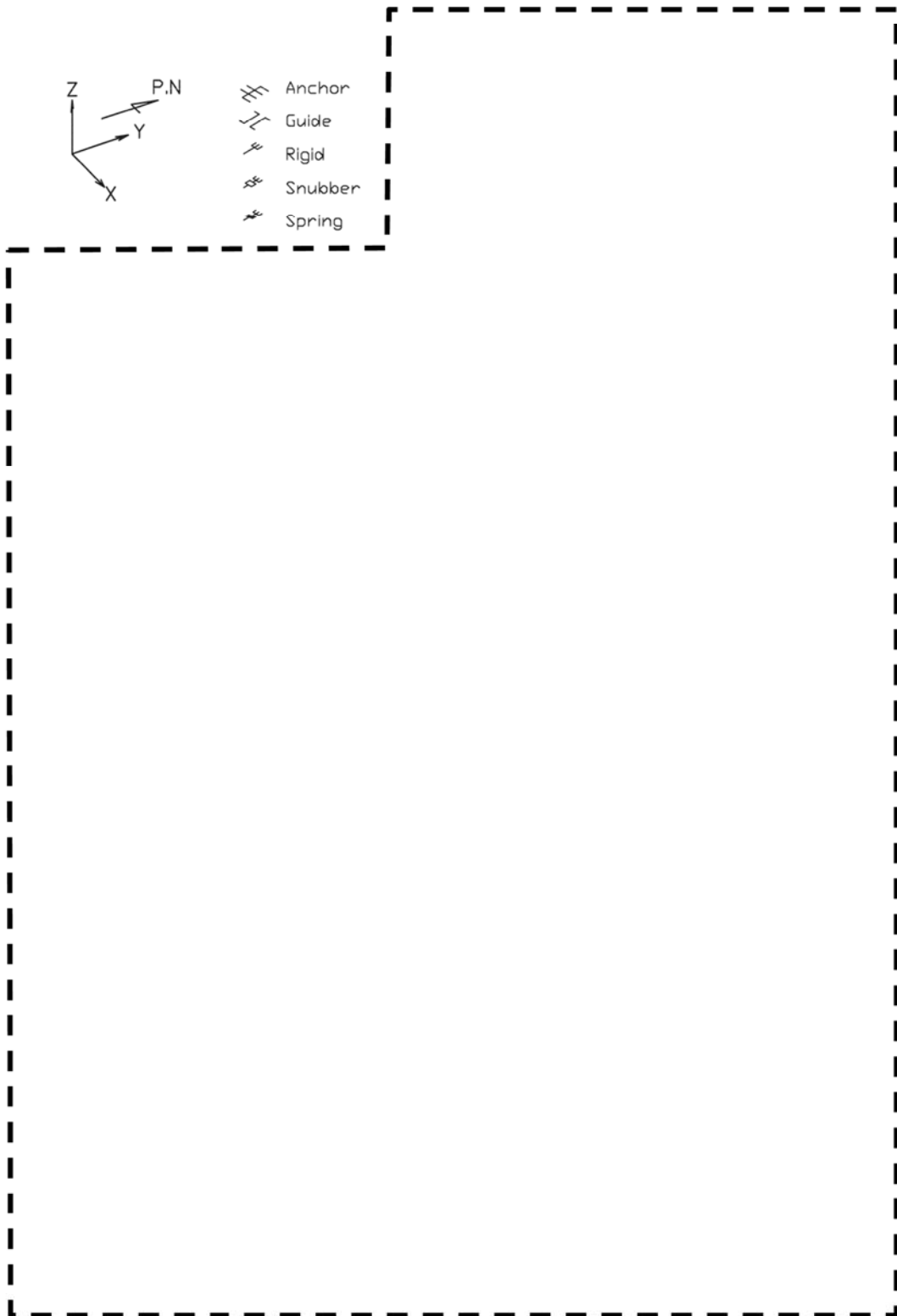
注 : 発生応力は流動応力となることから応力係数は考慮しない。

⑨ 評価

前項までの算出結果を基に以下を評価する。

$Pf > Pa$: 漏洩

$Pf \leq Pa$: 破断

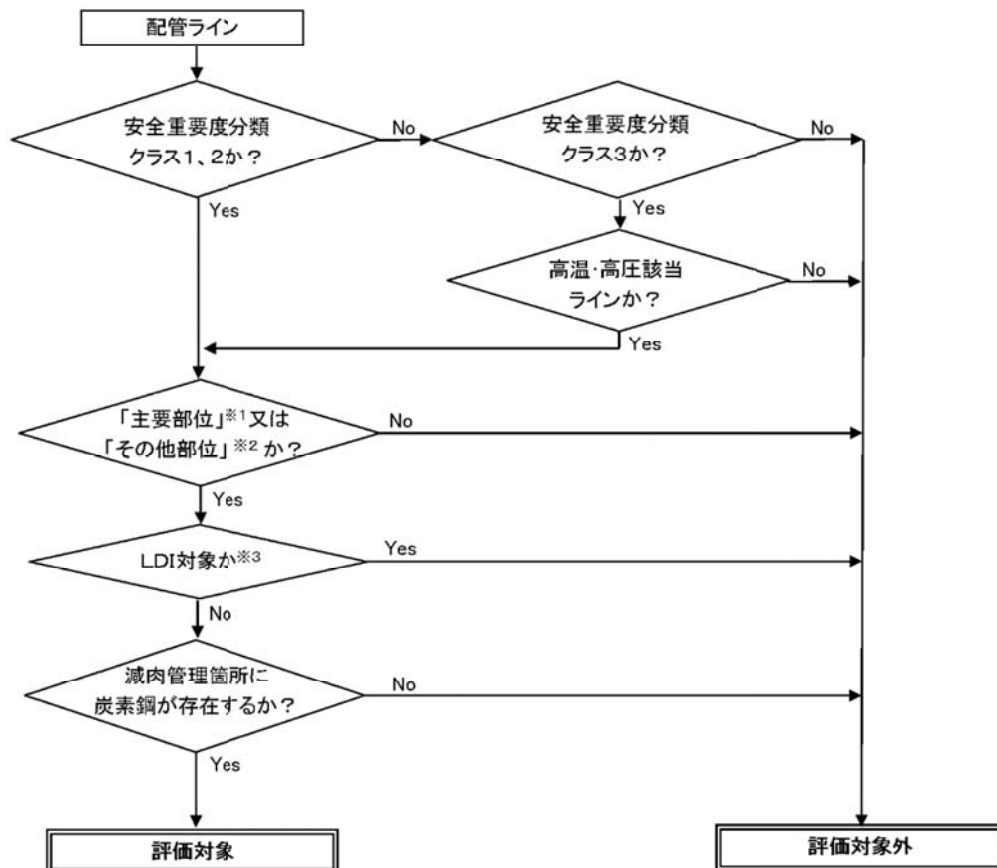


美浜3号炉 B-RHR熱交換器出口合流部(CV外) 解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

タイトル	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について
説明	<p>1. 評価対象ラインの抽出について 美浜3号炉の劣化状況評価における「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、発電用原子力設備規格加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（以下「技術規格」という。）等を踏まえて策定した当社の管理指針「2次系配管肉厚の管理指針」に規定する検査対象系統を基に、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。選定フローを添付1に示す。</p> <p>2. 評価対象ライン数 その結果、評価対象として抽出され評価を行ったライン数は、系統分類毎にそれぞれ以下の通り。 主蒸気系統配管：7ライン 低温再熱蒸気系統配管：1ライン 第2抽気系統配管：1ライン 第3抽気系統配管：1ライン 第4抽気系統配管：3ライン 主給水系統配管：11ライン 復水系統配管：7ライン ドレン系統配管：26ライン 補助蒸気系統配管：2ライン グラント蒸気系統配管：1ライン 蒸気発生器ブローダウン系統配管：3ライン</p> <p>3. 評価結果 各評価仕様〔各評価用地震、想定減肉（必要最小肉厚or実測データ）、解析手法（梁モデル解析orFEM解析）〕とともに、各ラインの評価結果を添付2に示す。 なお、グラント蒸気系統配管及び補助蒸気系統配管の一部の配管については今定検中にサポート追設工事を実施することとしており、工事内容を反映した評価を実施した結果、必要最小肉厚までの減肉を想定した評価で耐震安全性評価上問題ないことを確認している。 グラント蒸気系統配管：約10箇所のサポート追設 補助蒸気系統配管：約10箇所のサポート追設</p> <p>4. 評価モデル 評価対象ラインのうち、劣化状況評価書に厳しいラインとして代表で記載した応力比の、対象箇所を含む解析モデル図を添付3に示す。 また、FEM解析を行ったラインの例として、主蒸気系統配管のうち湿水分離器加熱蒸気管のFEM解析について添付4に示す。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

配管内面からの腐食（流れ加速型腐食）評価対象ラインの抽出フロー



※ 1 : 当社社内指針「2次系配管肉厚の管理指針」において、減肉が発生する可能性があるとし点検対象として選定している部位（「発電用原子力設備規格加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格」の流れ加速型腐食（FAC）による試験対象系統、液滴衝撃エロージョン（LDI）による試験対象系統の試験対象箇所にあたる部位）

※ 2 : 当社社内指針「2次系配管肉厚の管理指針」において、2次系冷却水が常時流れる系統のうち主要部位に該当しない偏流発生部位

※ 3 : 液滴衝撃エロージョン（LDI）については、減肉が発生したとしても局所的であり、応答特性・強度に影響がないことから対象外とし、流れ加速型腐食（FAC）のみを耐震評価対象としているもの

以 上

美浜3号炉 劣化状況評価 流れ加速型腐食に対する配管評価結果一覧

系統分類	耐震クラス	配管名称	評価用地震	全箇所tsrモデル						
				梁モデル評価			FEM評価			
				応力値/ 許容応力	応力比	評価	応力値/ 許容応力	応力比	評価	
主蒸気系統	C	湿分離器加熱蒸気管	C		172/160	1.08	×	137/160	0.86	○
	S	A-主蒸気配管 (CV内)	Sd	一次	135/167	0.81	○	-		
				一次+二次	151/335	0.45	○			
			Ss ^{※1}	一次	213/351	0.61	○	-		
				一次+二次	330/335	0.99	○			
	S	B-主蒸気配管 (CV内)	Sd	一次	129/167	0.77	○	-		
				一次+二次	136/335	0.41	○			
			Ss ^{※2}	一次	199/351	0.57	○	-		
				一次+二次	276/335	0.82	○			
	S	C-主蒸気配管 (CV内)	Sd	一次	132/167	0.79	○	-		
				一次+二次	137/335	0.41	○			
			Ss ^{※2}	一次	204/351	0.58	○	-		
				一次+二次	281/335	0.84	○			
	S	A-主蒸気配管 (CV外)	Sd	一次	174以下/183	0.95以下	○	-		
				一次+二次	234以下/335	0.70以下	○			
			Ss ^{※3}	一次	174/363	0.48	○	-		
				一次+二次	234/335	0.70	○			
	S	B-主蒸気配管 (CV外)	Sd	一次	156/183	0.85	○	-		
				一次+二次	190/335	0.57	○			
			Ss ^{※3}	一次	191/351	0.54	○	-		
一次+二次				411/335	1.23	×				
				UF:0.134		○				
S	C-主蒸気配管 (CV外)	Sd	一次	144/183	0.79	○	-			
			一次+二次	177/367	0.48	○				
		Ss ^{※3}	一次	190/363	0.52	○	-			
			一次+二次	377/363	1.03	×				
				UF:0.012		○				

評価書に記載した系統毎の代表設備及びその評価結果

※1: Ss-3による評価

※2: Ss-6による評価

※3: 全波包絡FRSを用いた評価


美浜3号炉 劣化状況評価 流れ加速型腐食に対する配管評価結果一覧

系統分類	耐震クラス	配管名称	評価用地震	全箇所tsrモデル						
				梁モデル評価			FEM評価			
				応力値/ 許容応力	応力比	評価	応力値/ 許容応力	応力比	評価	
低温再熱蒸気系統	C	低温再熱蒸気配管(高压排気管)	C	52/207	0.25	○	-			
第2抽気系統	C	第2抽気管	C	6/216	0.03	○	-			
第3抽気系統	C	第3抽気管	C	100/183	0.55	○	-			
第4抽気系統	C	第4抽気管(A)	C	64/195	0.33	○	-			
	C	第4抽気管(B)	C	72/195	0.37	○	-			
	C	第4抽気管(C)	C	125/195	0.64	○	-			
主給水系統	C	給水ブースタポンプ吸込管(A)	C	204/189	1.08	×	112/189	0.59	○	
	C	給水ブースタポンプ吸込管(B)	C	187/189	0.99	○	-			
	C	給水ブースタポンプ吸込管(C)	C	148/189	0.78	○	-			
	C	主給水ポンプ～第6高压給水加熱器	C	73/237	0.31	○	-			
	C	第6高压給水加熱器～神船取合い	C	101/230	0.44	○	-			
	S	A-主給水配管 (CV内)	Sd	一次	132/230	0.57	○	-		
				一次+二次	158/460	0.34	○	-		
			Ss※1	一次	219/380	0.58	○	-		
				一次+二次	343/460	0.75	○	-		
	S	B-主給水配管 (CV内)	Sd	一次	163/230	0.71	○	-		
				一次+二次	224/460	0.49	○	-		
			Ss※2	一次	272/380	0.72	○	-		
				一次+二次	442/460	0.96	○	-		
	S	C-主給水配管 (CV内)	Sd	一次	158/230	0.69	○	-		
				一次+二次	215/460	0.47	○	-		
			Ss※1	一次	281/380	0.74	○	-		
				一次+二次	463/460	1.01	×	-		
				一次+二次	UF:0.575		○			
	S	A-主給水配管 (CV外)	Sd	一次	165/230	0.72	○	-		
				一次+二次	207/460	0.45	○	-		
Ss※4			一次	235/380	0.62	○	-			
			一次+二次	392/460	0.85	○	-			
S	B-主給水配管 (CV外)	Sd	一次	140/230	0.61	○	-			
			一次+二次	266/460	0.58	○	-			
		Ss※3	一次	189/380	0.50	○	-			
			一次+二次	598/460	1.30	×	-			
			一次+二次	UF:0.463		○				
S	C-主給水配管 (CV外)	Sd	一次	197/230	0.86	○	-			
			一次+二次	226/460	0.49	○	-			
		Ss※3	一次	305/380	0.80	○	-			
			一次+二次	453/460	0.98	○	-			

評価書に記載した系統毎の代表設備及びその評価結果
 ※1: Ss-3を用いた評価
 ※2: Ss-4を用いた評価
 ※3: Ss-23を用いた評価
 ※4: 全波包絡FRSを用いた評価

美浜3号炉 劣化状況評価 流れ加速型腐食に対する配管評価結果一覧

系統分類	耐震クラス	配管名称	評価用地震	全箇所Lsrモデル					
				梁モデル評価			FEM評価		
				応力値/許容応力	応力比	評価	応力値/許容応力	応力比	評価
復水系統	C	復水ポンプ～グラコン～復水ブースタポンプ～第1低圧給水加熱器	C	110/206	0.53	○	-		
	C	第1低圧給水加熱器～第2低圧給水加熱器(A)	C	53/192	0.28	○	-		
	C	第1低圧給水加熱器～第2低圧給水加熱器(B)	C	53/192	0.28	○	-		
	C	第1低圧給水加熱器～第2低圧給水加熱器(C)	C	53/192	0.28	○	-		
	C	第2低圧給水加熱器～第3低圧給水加熱器(A)	C	79/186	0.42	○	-		
	C	第2低圧給水加熱器～第3低圧給水加熱器(B)	C	139/186	0.75	○	-		
	C	第2低圧給水加熱器～第3低圧給水加熱器(C)	C	161/186	0.87	○	-		
ドレン系統	C	第6高圧給水加熱器ドレン管(A)(常用)	C	186/172	1.08	×	130/172	0.76	○
	C	第6高圧給水加熱器ドレン管(B)(常用)	C	140/172	0.81	○	-		
	C	第4低圧給水加熱器ドレン管(A)	C	81/183	0.44	○	-		
	C	第4低圧給水加熱器ドレン管(B)	C	91/183	0.50	○	-		
	C	第4低圧給水加熱器ドレン管(C)	C	81/183	0.44	○	-		
	C	第3低圧給水加熱器ドレン管(A)(常用)	C	123/185	0.66	○	-		
	C	第3低圧給水加熱器ドレン管(B)(常用)	C	128/185	0.69	○	-		
	C	第3低圧給水加熱器ドレン管(C)(常用)	C	179/185	0.97	○	-		
	C	低圧給水加熱器ドレンポンプ吐出管(A)	C	102/191	0.53	○	-		
	C	低圧給水加熱器ドレンポンプ吐出管(B)	C	97/191	0.51	○	-		

 評価書に記載した系統毎の代表設備及びその評価結果

美浜3号炉 劣化状況評価 流れ加速型腐食に対する配管評価結果一覧

系統分類	耐震 クラス	配管名称	評価用 地震	全箇所tsrモデル					
				梁モデル評価			FEM評価		
				応力値/ 許容応力	応力比	評価	応力値/ 許容応力	応力比	評価
ドレン系統	C	低圧給水加熱器ドレンポンプ吐出管(C)	C	75/191	0.39	○	-		
	C	湿分離加熱器ドレン管(1A)	C	64/160	0.40	○	-		
	C	湿分離加熱器ドレン管(2A)	C	62/160	0.39	○	-		
	C	湿分離加熱器ドレン管(3A)	C	86/160	0.54	○	-		
	C	湿分離加熱器ドレン管(1B)	C	60/160	0.38	○	-		
	C	湿分離加熱器ドレン管(2B)	C	66/160	0.41	○	-		
	C	湿分離加熱器ドレン管(3B)	C	73/160	0.46	○	-		
	C	湿分離加熱器ドレンタンクドレン管(A, B) (常用)	C	146/160	0.91	○	-		
	C	湿分離器ドレン管(1A)	C	46/178	0.26	○	-		
	C	湿分離器ドレン管(2A)	C	41/178	0.23	○	-		
	C	湿分離器ドレン管(3A)	C	50/178	0.28	○	-		
	C	湿分離器ドレン管(1B)	C	68/178	0.38	○	-		
	C	湿分離器ドレン管(2B)	C	122/178	0.69	○	-		
	C	湿分離器ドレン管(3B)	C	95/178	0.53	○	-		
	C	湿分離器ドレンポンプ吸込管(常用)	C	188/189	0.99	○	-		
	C	湿分離器ドレンポンプ吐出管	C	217/178	1.22	×	87/178	0.49	○

 評価書に記載した系統毎の代表設備及びその評価結果

美浜3号炉 劣化状況評価 流れ加速型腐食に対する配管評価結果一覧

系統分類	耐震クラス	配管名称	評価用地震	全箇所tsrモデル						
				梁モデル評価			FEM評価			
				応力値/ 許容応力	応力比	評価	応力値/ 許容応力	応力比	評価	
グランド蒸気系統	C	グランド蒸気管	C	152/176	0.86	○	-			
補助蒸気系統	C	スチームコンバータ加熱蒸気管 第6抽気ライン(第6抽気管～ス チームコンバータ)	C	132/172	0.77	○	-			
	C	スチームコンバータドレン管	C	76/178	0.43	○	-			
蒸気発生器 ブローダウン 系統 ^{※1,3}	S	AループSGBD配管 PEN#279CV外 CVBD内	Sd	一次	87以下/183	0.48以下	○	-		
				一次+二次	253以下/262	0.97以下	○			
			S _s ^{※3}	一次	87/363	0.24	○	-		
				一次+二次	253/262	0.97	○			
	S ^{※2}	AループSGBD配管 PEN#279CV外 CVBD外	Sd	一次	109以下/158	0.67以下	○	-		
				一次+二次	87以下/317	0.27以下	○			
			S _s ^{※3}	一次	109/315	0.35	○	-		
				一次+二次	87/317	0.27	○			
	S	BループSGBD配管 PEN#233CV外 CVBD内	Sd	一次	79/183	0.43	○	-		
				一次+二次	159/367	0.43	○			
			S _s ^{※3}	一次	95/363	0.26	○	-		
				一次+二次	326/367	0.89	○			
	S ^{※2}	BループSGBD配管 PEN#233CV外 CVBD外	Sd	一次	136/183	0.74	○	-		
				一次+二次	225/367	0.61	○			
			S _s ^{※3}	一次	271/363	0.75	○	-		
				一次+二次	495/367	1.35	×			
					UF: 0.090		○			
	S	CループSGBD配管 PEN#230CV外 CVBD内	Sd	一次	89以下/183	0.49以下	○	-		
一次+二次				319以下/367	0.87以下	○				
S _s ^{※3}			一次	89/363	0.25	○	-			
			一次+二次	319/367	0.87	○				
S ^{※2}	CループSGBD配管 PEN#230CV外 CVBD外	Sd	一次	109以下/183	0.60以下	○	-			
			一次+二次	123以下/367	0.34以下	○				
		S _s ^{※3}	一次	109/363	0.3	○	-			
			一次+二次	123/367	0.34	○				

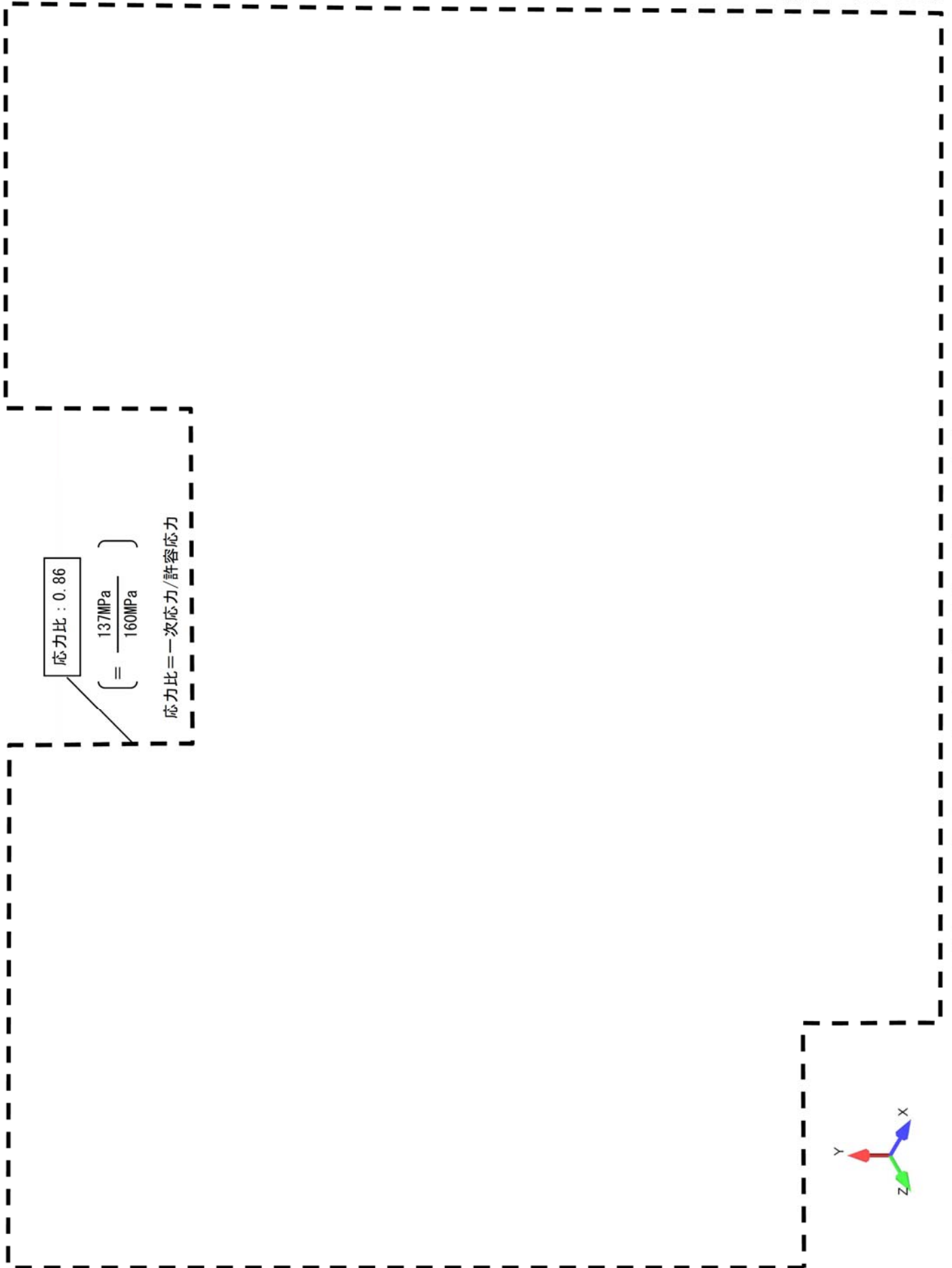
評価書に記載した系統毎の代表設備及びその評価結果

※1: 断続運転評価では、各系統について、CVBD内(Sクラス)

およびCVBD外(Cクラス)の評価を行っている。

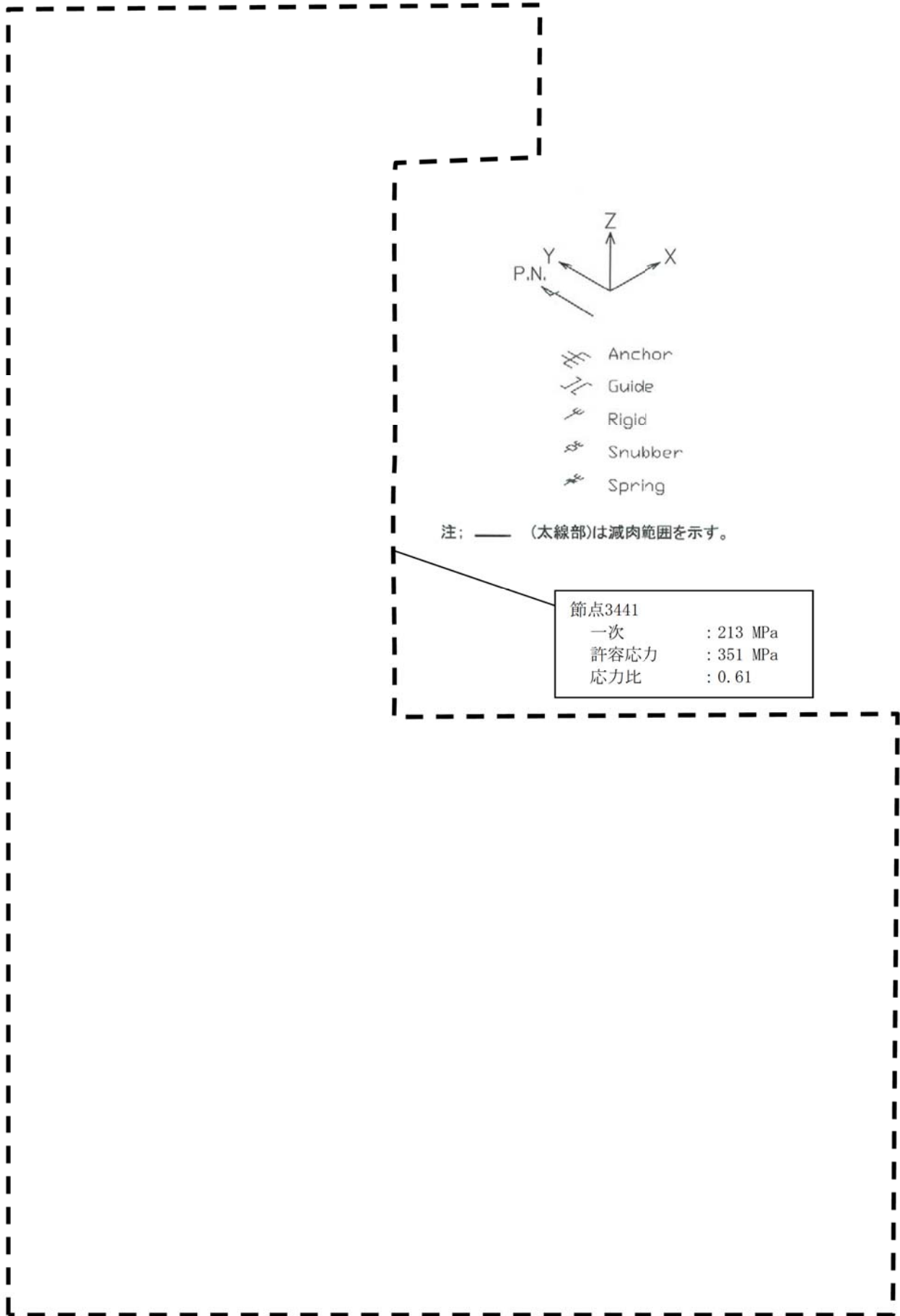
※2: Cクラス範囲については、保守的にSクラスと同等の評価を行っている。

※3: 全波包絡FRSを用いた評価



主蒸気系統配管 (湿分離器加熱蒸気管) (解析モデル)

【 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。】



主蒸気系統配管(A-主蒸気配管 (CV内)) 【Ss地震】 (解析モデル)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

節点103
 一次+二次
 許容応力 : 234 MPa 以下
 応力比 : 335 MPa
 : 0.70 以下

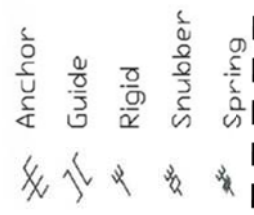
注: —— (太線部)は、減肉範囲を示す。

節点911
 一次
 許容応力 : 174 MPa 以下
 応力比 : 183 MPa
 : 0.95 以下

主蒸気系統配管(A-主蒸気配管 (CV外)) 【Sd地震】 (解析モデル)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

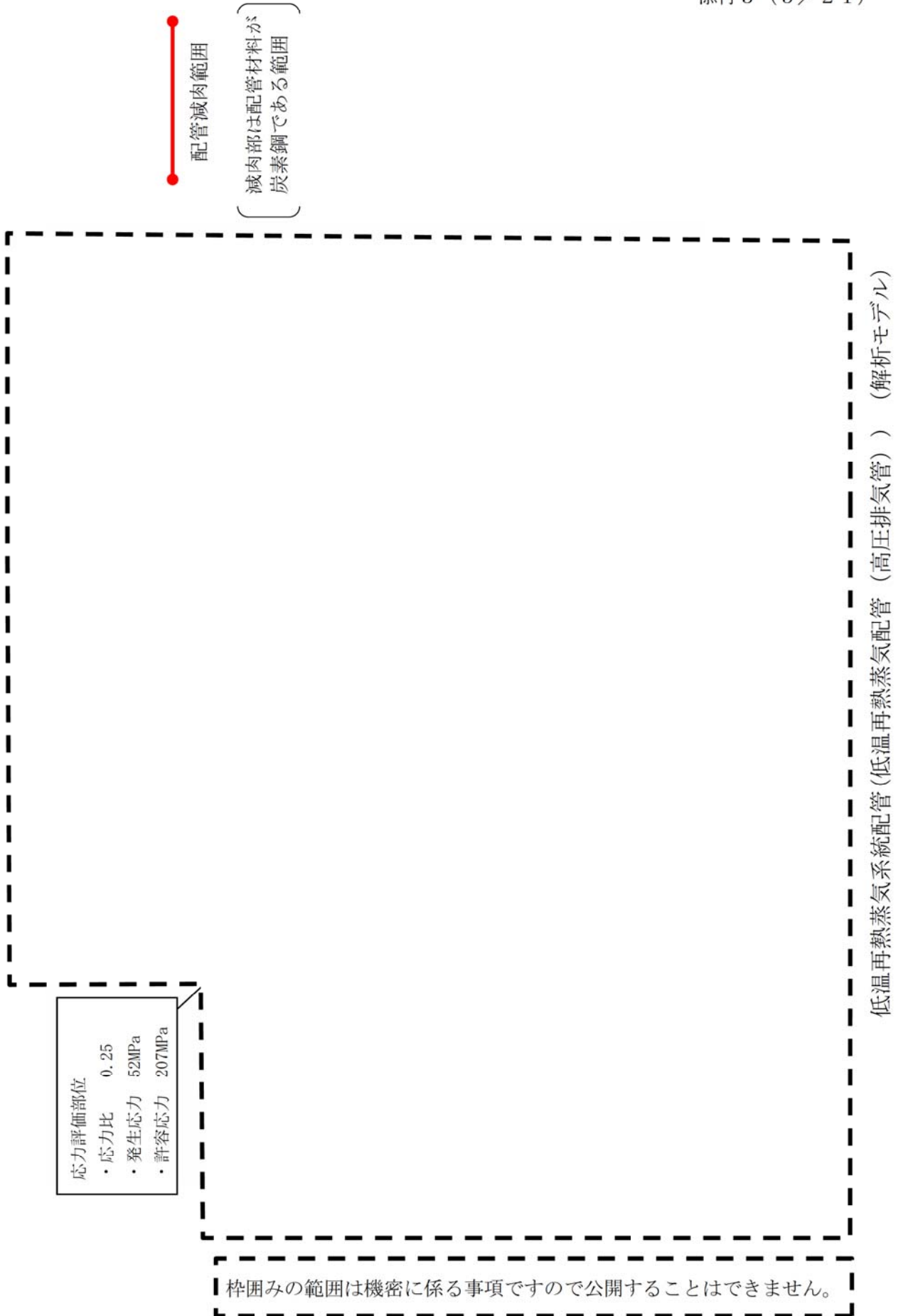
節点101
 一次+二次 : 411 MPa
 許容応力 : 335 MPa
 応力比 : 1.23
 UF : 0.134

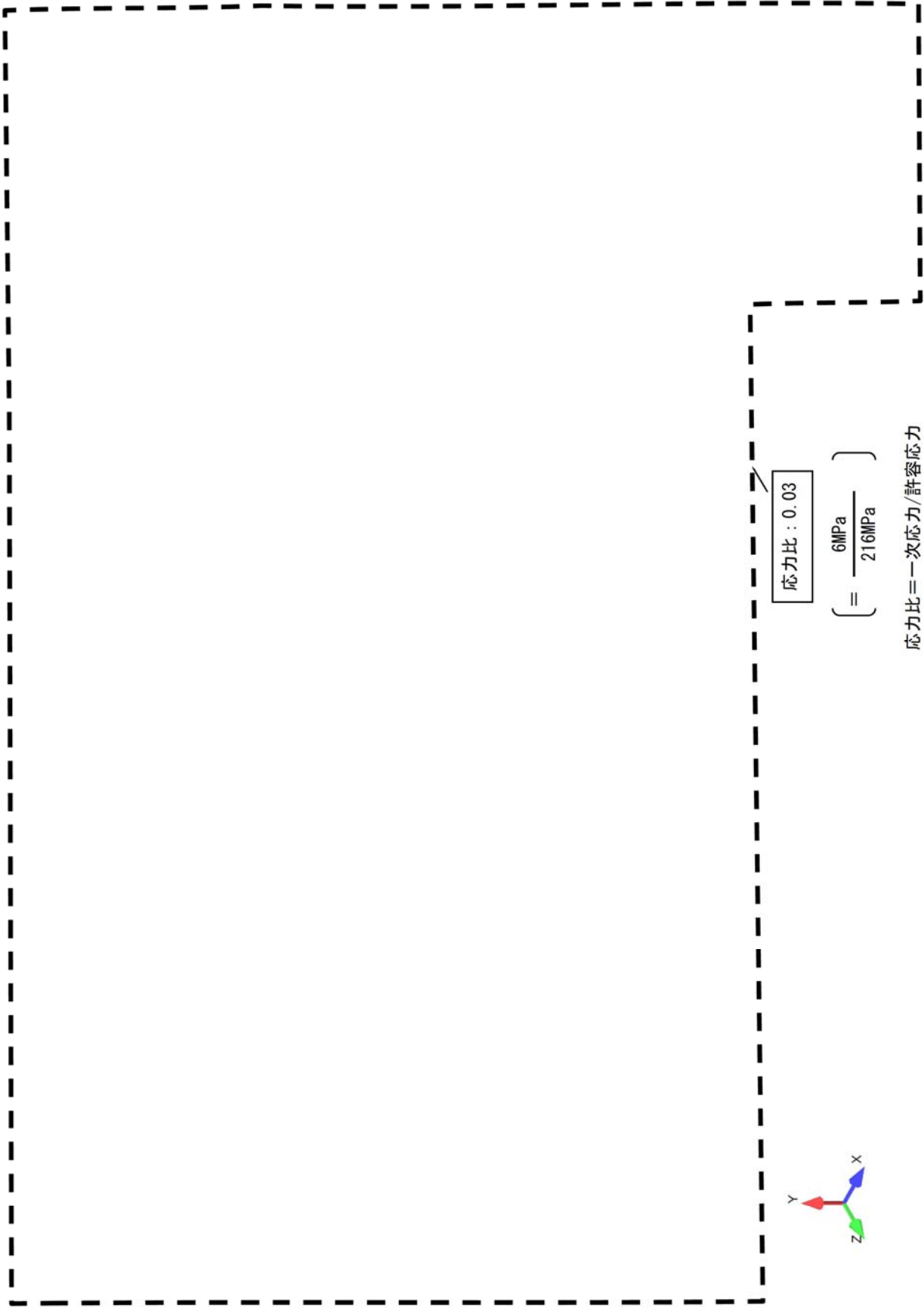


注: —— (太線部)は、溶肉範囲を示す。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

主蒸気系統配管 (B-1 主蒸気配管 (CV外)) 【Ss地震】 (解析モデル)

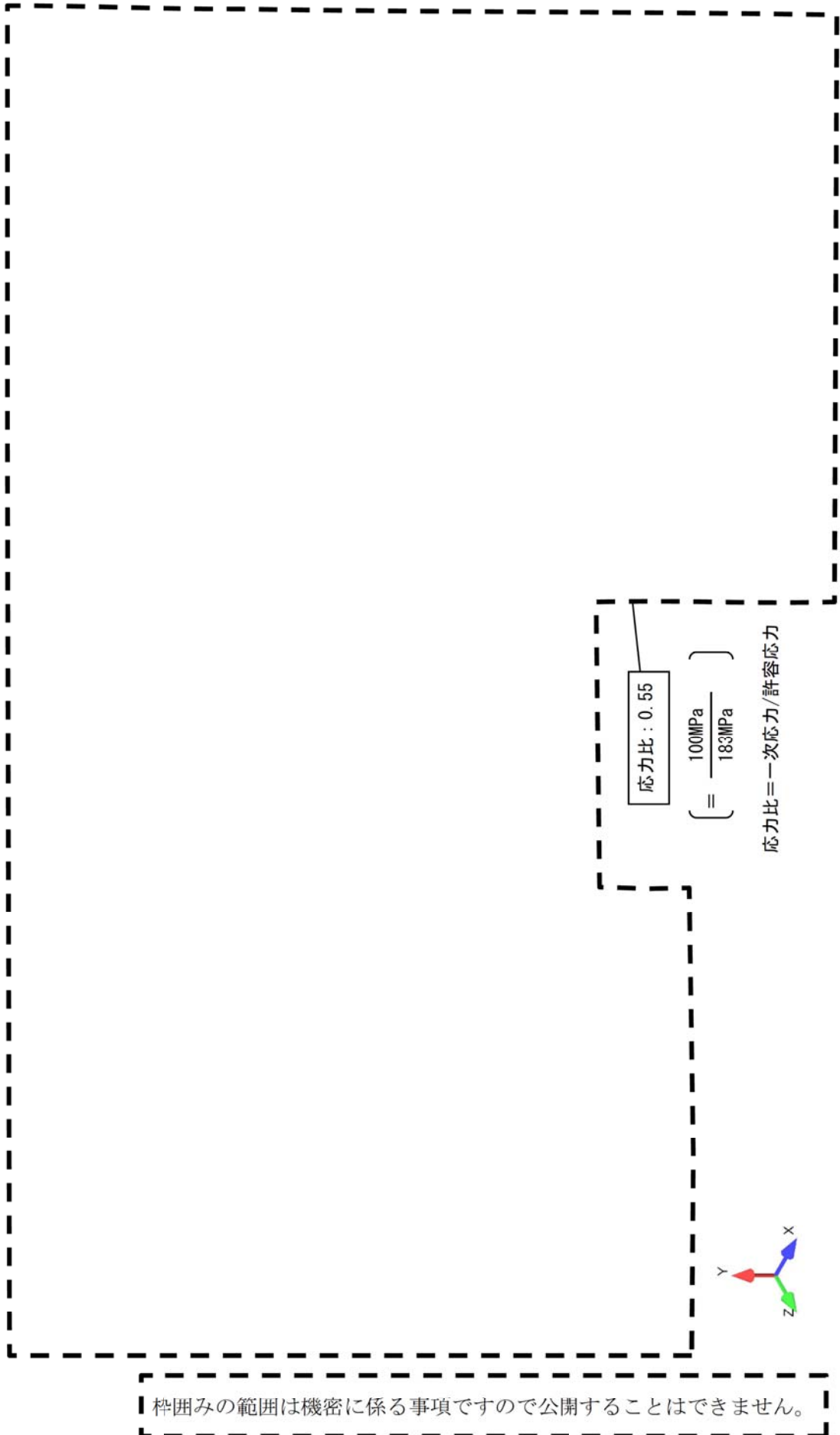


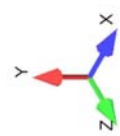
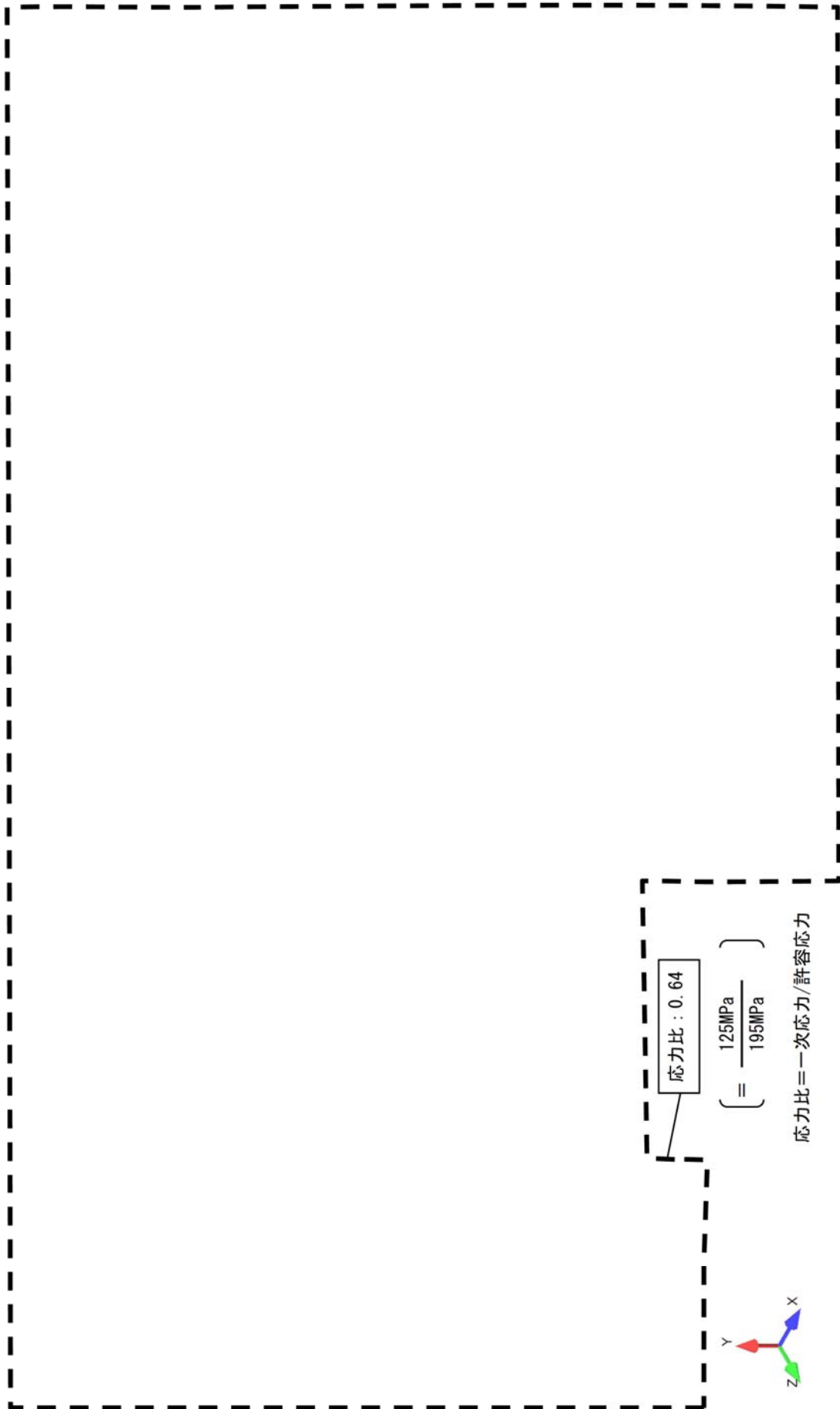


応力比=一次応力/許容応力

第2抽気系統配管 (第2抽気管) (解析モデル)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。





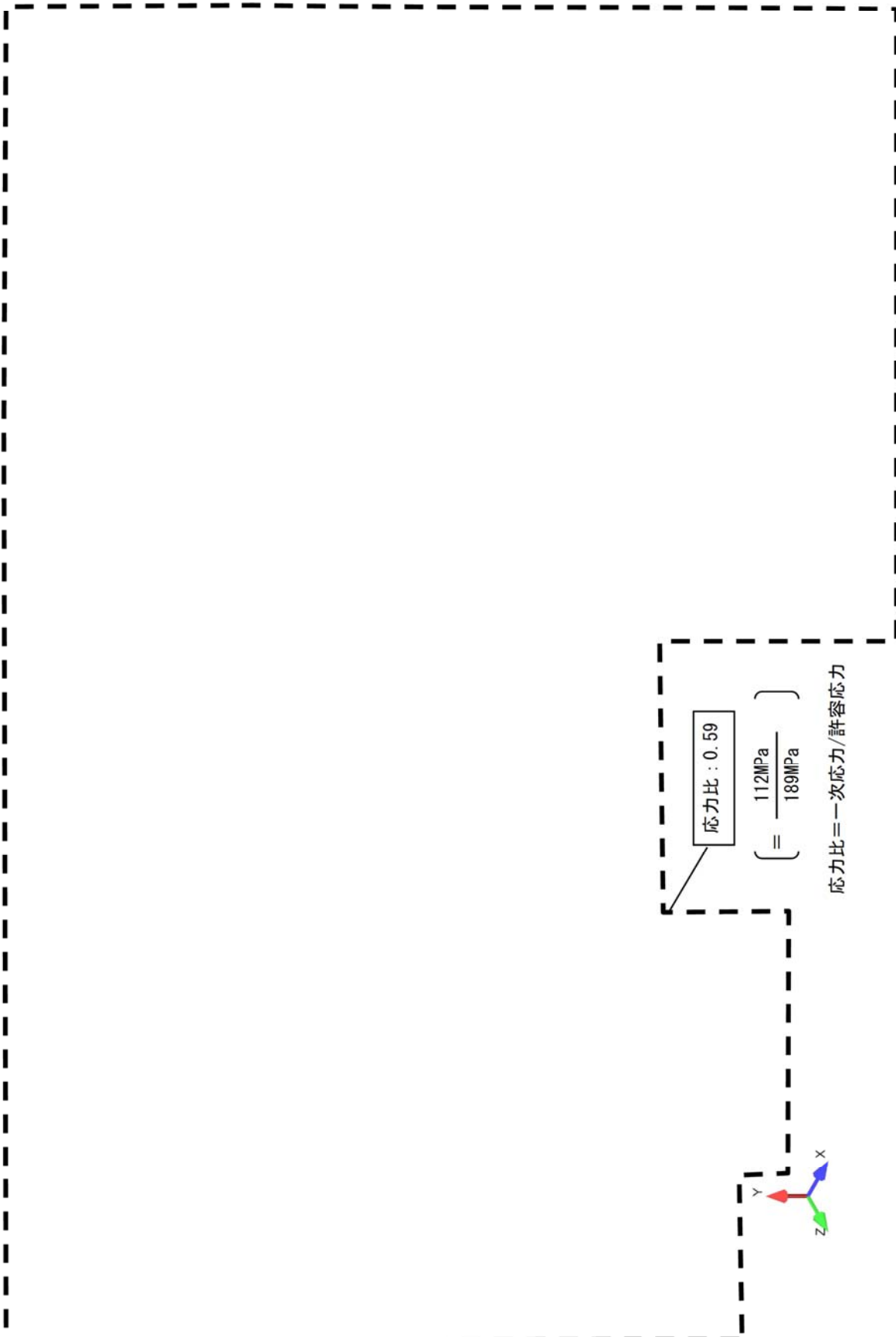
応力比 : 0.64

$$\left[= \frac{125\text{MPa}}{195\text{MPa}} \right]$$

応力比=一次応力/許容応力

第4抽気系統配管 (第4抽気管 (C)) (解析モデル)

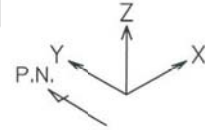
■ 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



主給水系統配管 (給水ブースタポンプ吸込管 (A)) (解析モデル)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

節点7500	
一次+二次	: 463 MPa
許容応力	: 460 MPa
応力比	: 1.01
UF	: 0.575

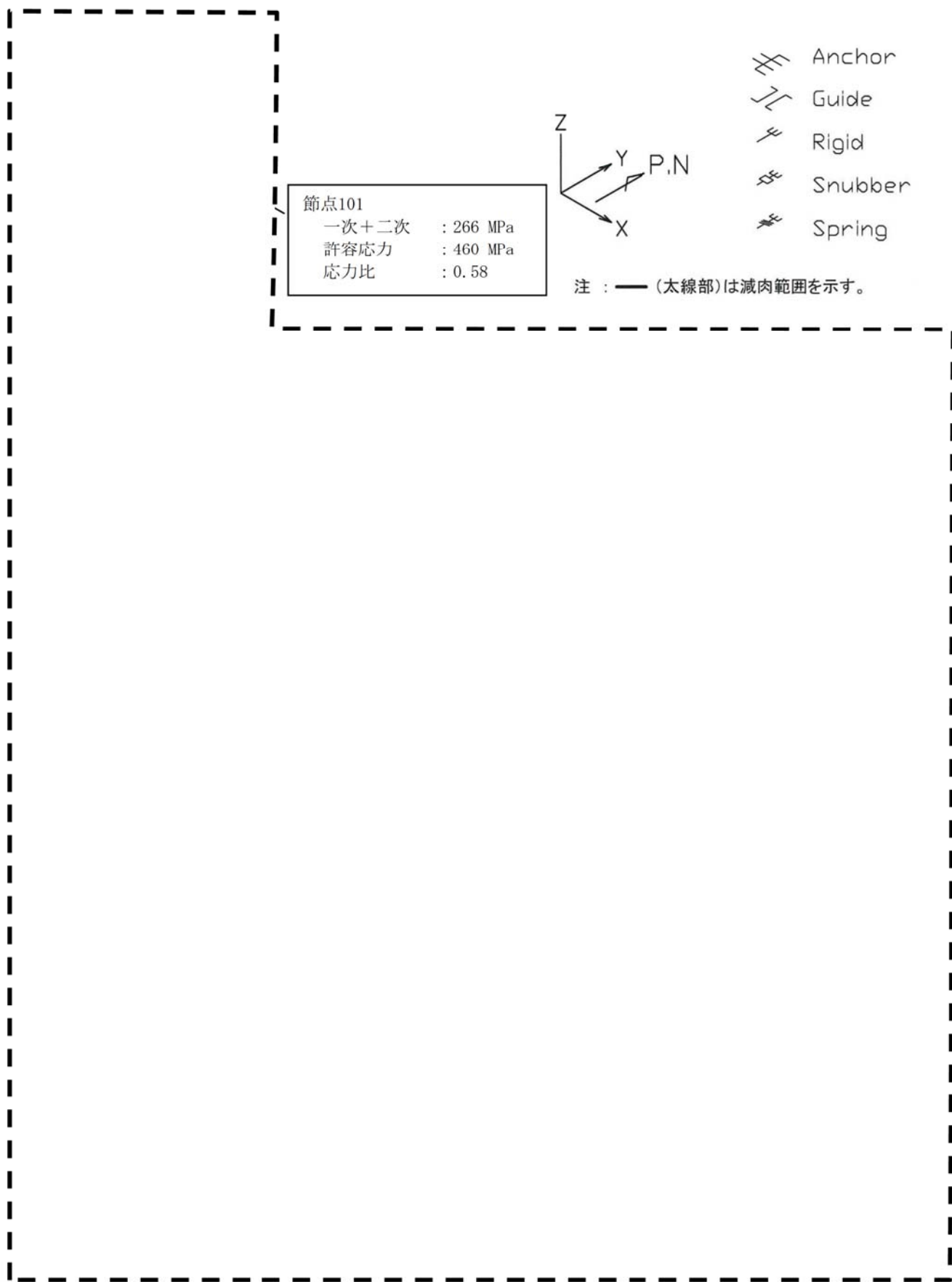


-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

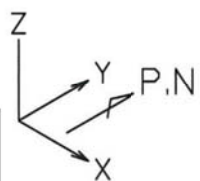
注: —— (太線部)は減肉範囲を示す。

主給水系統配管(C-主給水配管 (CV内)) 【Ss地震】 (解析モデル)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



節点101	
一次+二次	: 266 MPa
許容応力	: 460 MPa
応力比	: 0.58

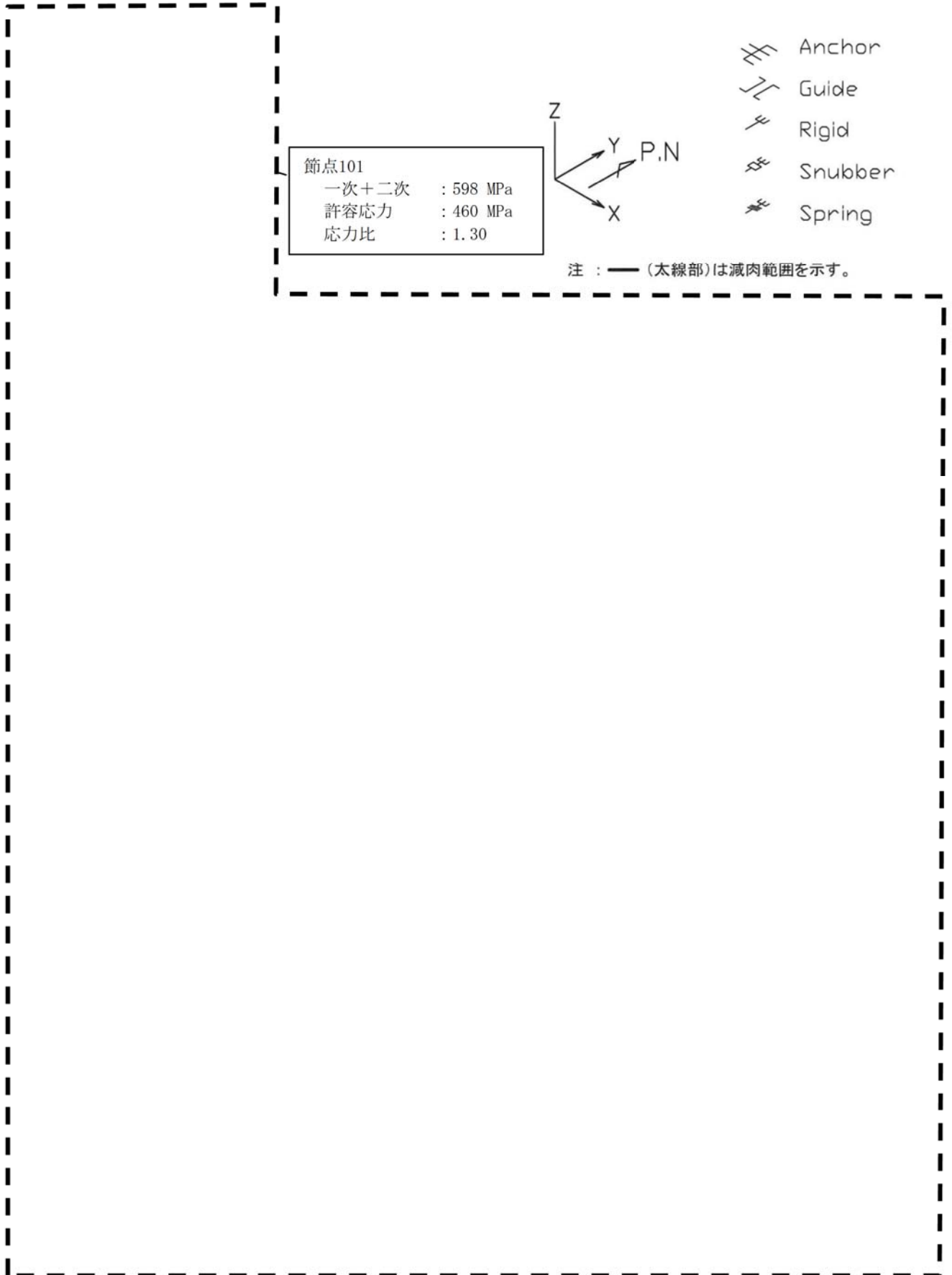


-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

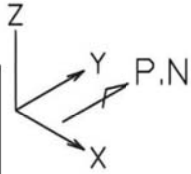
注 : — (太線部)は減肉範囲を示す。

主給水系統配管(B-主給水配管 (CV外)) 【Sd地震】 (解析モデル)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



節点101	
一次+二次	: 598 MPa
許容応力	: 460 MPa
応力比	: 1.30

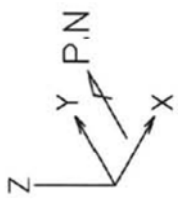






-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

注 : — (太線部)は減肉範囲を示す。

主給水系統配管(B—主給水配管 (CV外)) 【Ss地震】 (解析モデル)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



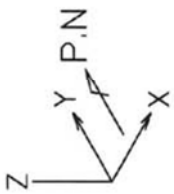
-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring






注：—— (太線部)は減肉範囲を示す。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

節点303	
一次	: 197 MPa
許容応力	: 230 MPa
応力比	: 0.86

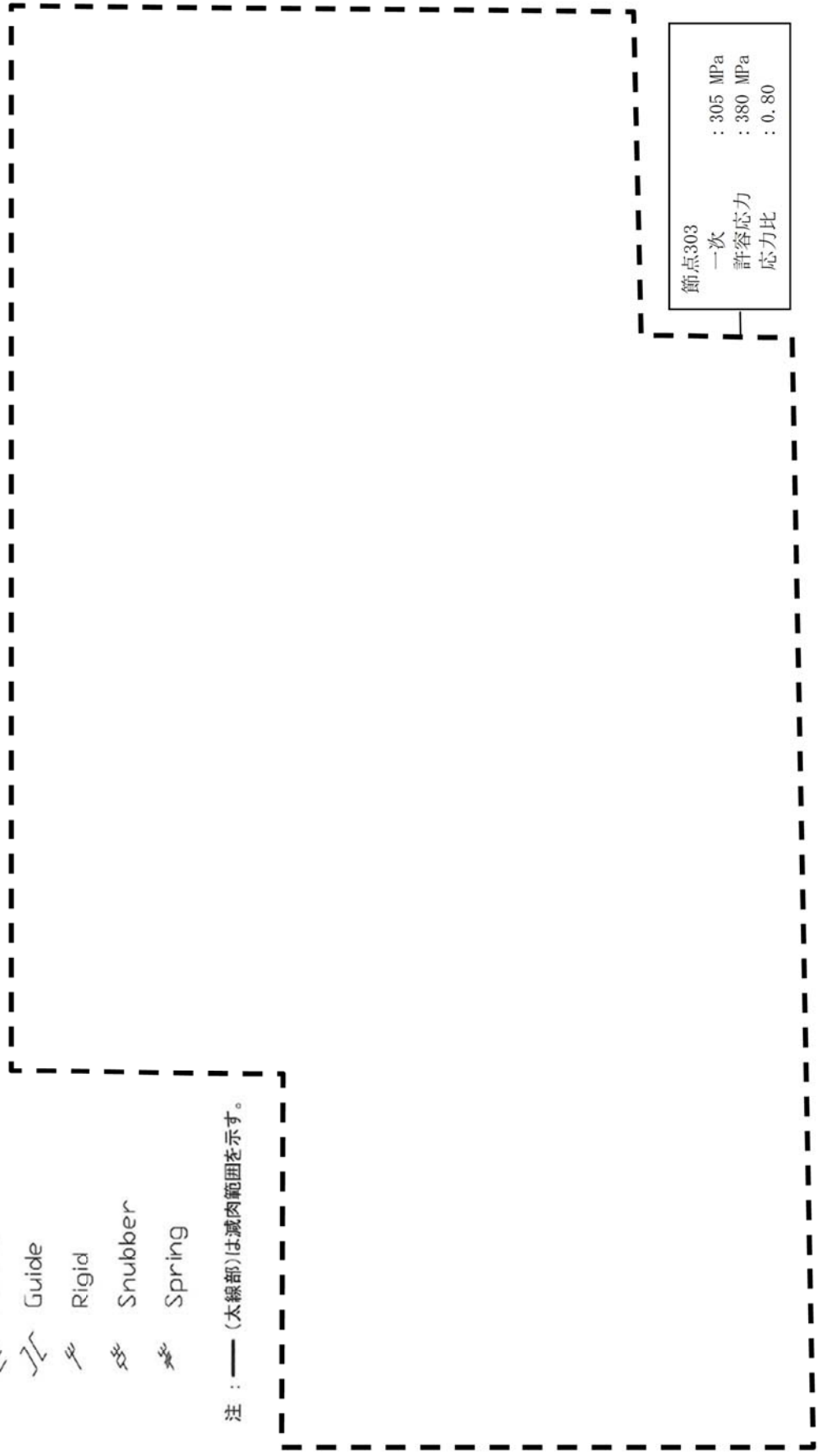
主給水系統配管(C-主給水配管 (CV外)) 【Sd地震】 (解析モデル)



-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

注：—— (太線部)は減肉範囲を示す。

【枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。】



節点303
 一次 : 305 MPa
 許容応力 : 380 MPa
 応力比 : 0.80

主給水系統配管(C-主給水配管 (CV外)) 【Ss地震】 (解析モデル)

応力比 : 0.87

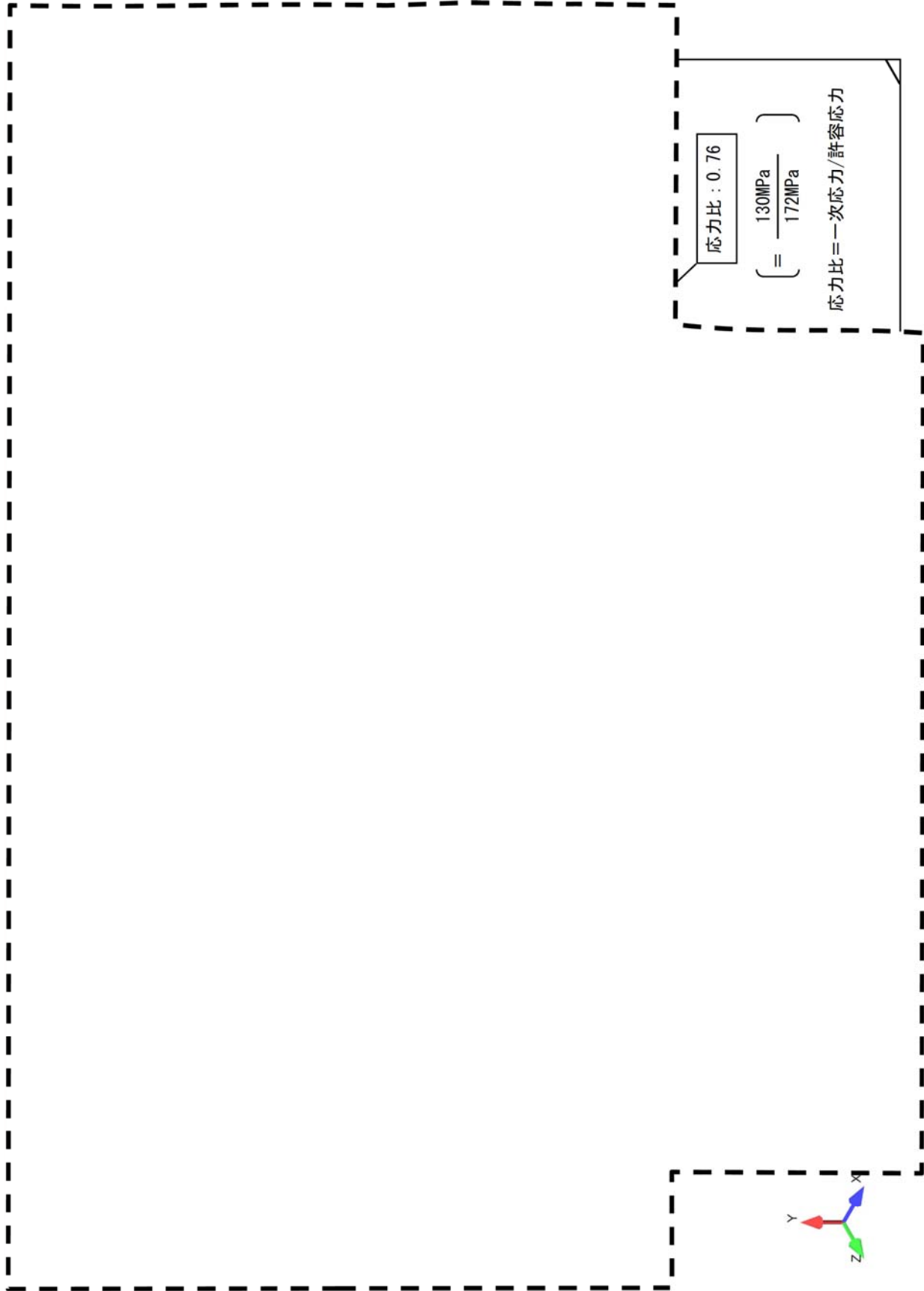
$$\left[= \frac{161\text{MPa}}{186\text{MPa}} \right]$$

応力比=一次応力/許容応力



復水系統配管 (第2低圧給水加熱器～第3低圧給水加熱器 (C)) (解析モデル)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



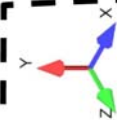
ドレン系統配管 (第6 高压给水加热器ドレン管 (A) (常用)) (解析モデル)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

応力比 : 0.86

$$\left[= \frac{152\text{MPa}}{176\text{MPa}} \right]$$

応力比=一次応力/許容応力



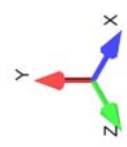
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

グラウンド蒸気系統配管 (グラウンド蒸気管) (解析モデル)

応力比 : 0.77

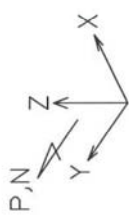
$$\left[= \frac{132\text{MPa}}{172\text{MPa}} \right]$$

応力比=一次応力/許容応力



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

補助蒸気系統配管 (スチームコンバータ加熱蒸気管
 第6抽気ライン (第6抽気管~スチームコンバータ)) (解析モデル)

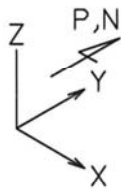


-  Anchor
-  Guide
-  Rigid
-  Snubber
-  Spring

注：—— (太線部) は、減肉範囲を示す。
 は、配管のSUS化を実施する箇所を示す。

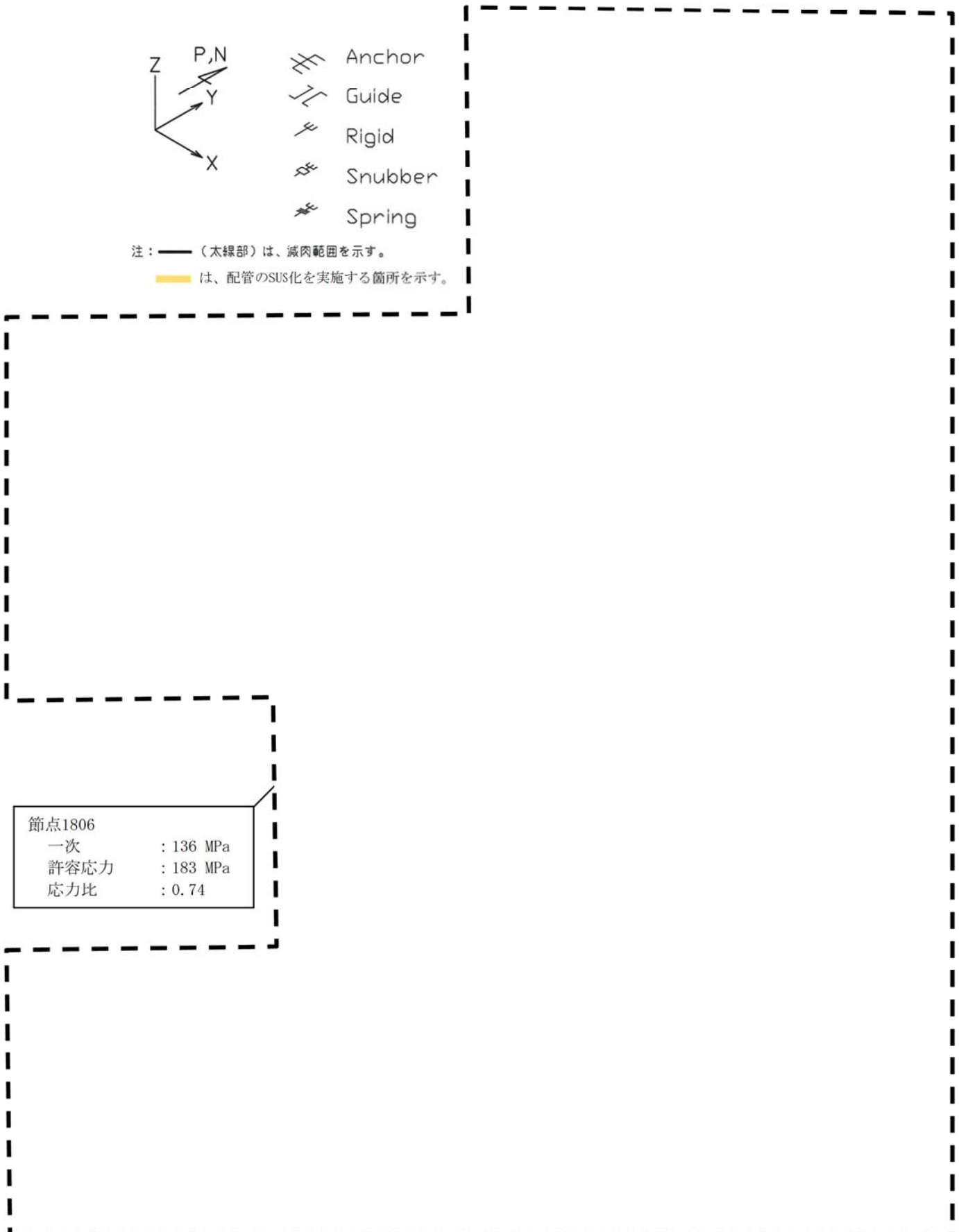
節点313	
一次+二次	: 253 MPa 以下
許容応力	: 262 MPa
応力比	: 0.97 以下

【枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。】



- Anchor
- Guide
- Rigid
- Snubber
- Spring

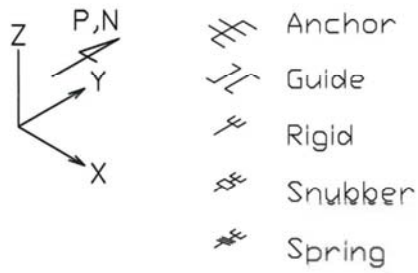
注：——（太線部）は、減肉範囲を示す。
 は、配管のSUS化を実施する箇所を示す。



節点1806	
一次	: 136 MPa
許容応力	: 183 MPa
応力比	: 0.74

蒸気発生器ブローダウン系統配管(BループSGBD配管 PEN#233CV外 CVBD外) 【Sd地震】 (解析モデル)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



注：——（太線部）は、減肉範囲を示す。

■ は、配管のSIS化を実施する箇所を示す。

節点1806

一次 : 271 MPa
 許容応力 : 363 MPa
 応力比 : 0.75

一次+二次 : 495 MPa
 許容応力 : 367 MPa
 応力比 : 1.35
 U F : 0.090

蒸気発生器ブローダウン系統配管(BループSGBD配管 PEN#233CV外 CVBD外) 【Ss地震】 (解析モデル)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

主蒸気系統配管（湿分分離器加熱蒸気管）に対するFEM解析について

主蒸気系統配管（湿分分離器加熱蒸気管）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】

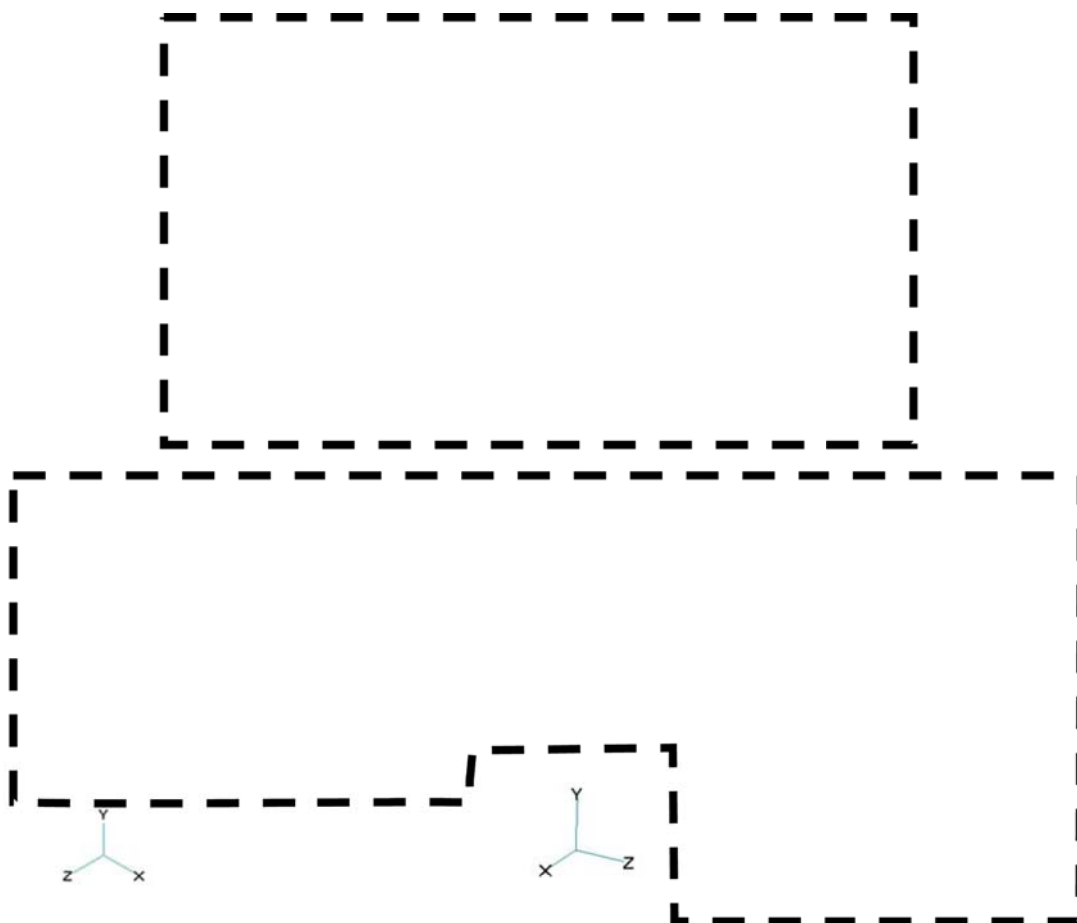
A		力 (N)			モーメント (N・m)		
荷重ケース	X	Y	Z	X	Y	Z	
自重							
地震 (+X)							
自重+地震(+X)							

梁モデル解析結果
FEM入力荷重

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)							
自重+地震(+X)							

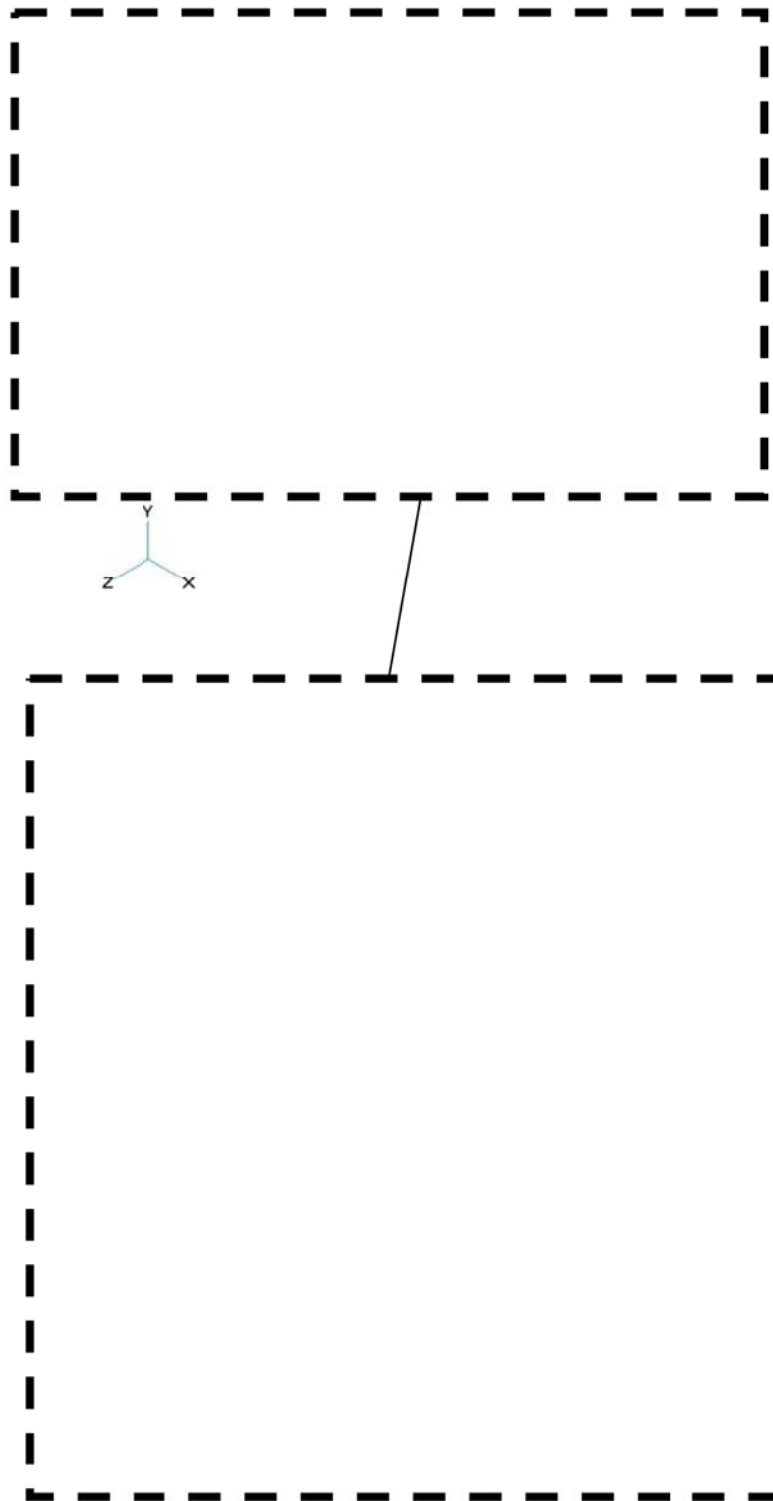
梁モデル解析結果
FEM入力荷重

【FEM解析モデル及び結果】



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			137	160	0.86

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



主蒸気系統配管（湿分分離器加熱蒸気管）FEM解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

1. 第3抽気管における PLM30 と PLM40 との評価結果の相違について

第3抽気系統の評価において、同じラインが対象であるが、PLM30では応力比0.76、PLM40では0.55と下がっていることから、その要因について検討した。検討結果は以下のとおり。

(1) 評価モデル

PLM40では復水器内配管をモデル化範囲に含めて復水器取合い部周辺のモデルを変更したことが発生応力に差が出た一因と考えられる。

<モデル化範囲>

PLM30：復水器側と配管側の取合い部である復水器管台を固定点（6軸拘束）とした。

PLM40：復水器管台は配管としてモデル化し、復水器貫通部を固定点（6軸拘束）とした。

(2) サポートモデルの精緻化

上記に加えてサポートのモデル化を以下のように見直したため、発生応力や最大応力点に影響が出たものと考えられる。

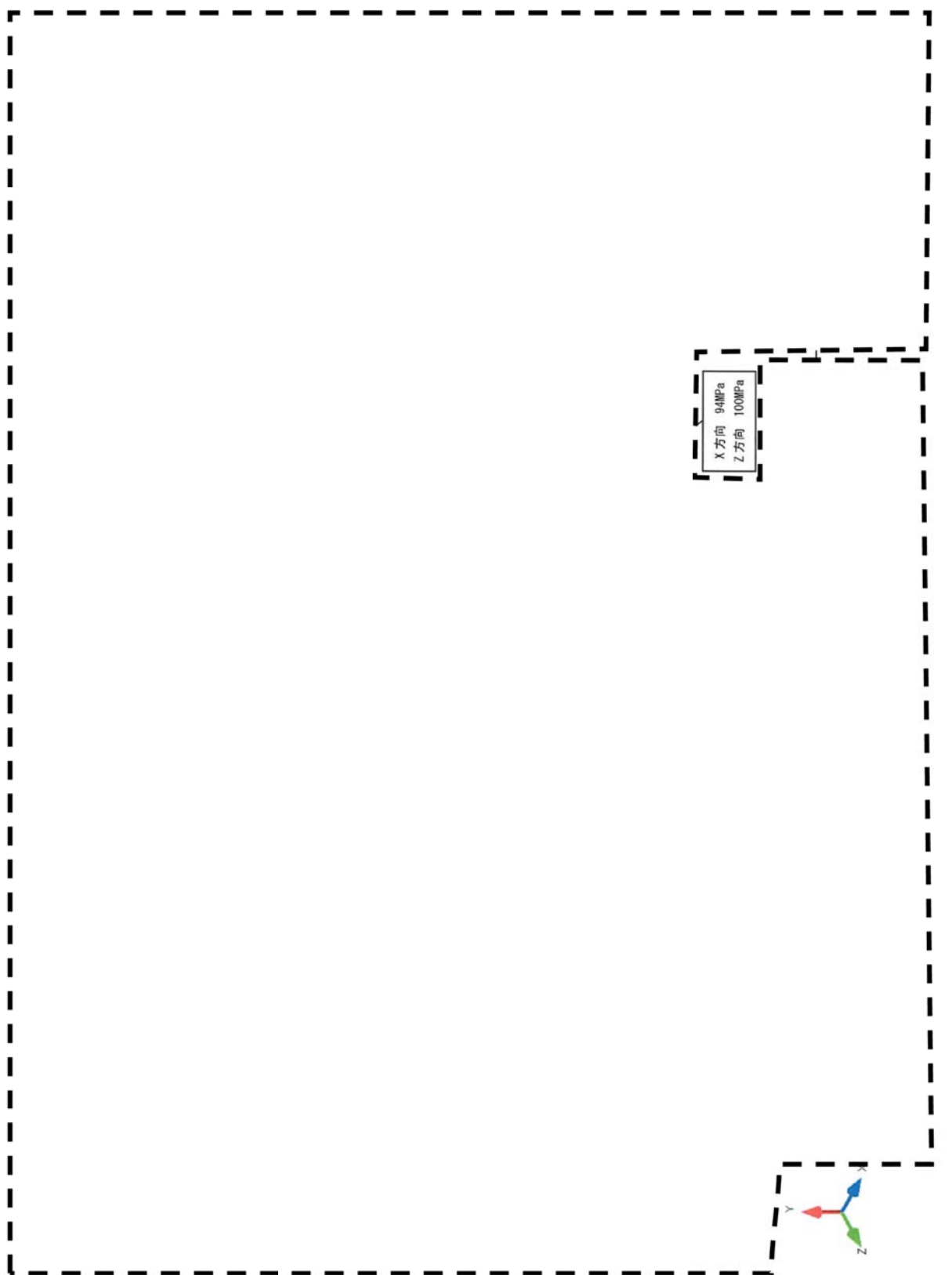
<アズビルト調査反映>

PLM30：サポートの取付位置、取付角度、拘束条件等は建設時図面に基づいて入力。

PLM40：サポートの取付位置、取付角度、拘束条件等はアズビルト調査結果に基づいて入力。

なお、PLM30以降にルート変更やサポート追設などの変更はない。（一部炭素鋼の取替え修繕あり）。

以上の検討結果をスケルトン図にまとめたものを添付5（2/6）に示す。また、詳図を添付5（3/6）に示す。



第3抽気系統配管（第3抽気管）解析モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第3抽気系統配管（第3抽気管）配管敷設ルート図



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

2. ドレン系統配管における PLM30 と PLM40 との評価結果の比較について

第6 高圧給水加熱器ドレン管における、PLM30 と PLM40 での評価結果を下記の表にまとめた。

表 第6 高圧給水加熱器ドレン管におけるの PLM30 と PLM40 での応力比

		PLM30		PLM40
		tsr	実測	tsr
PLM30 チャンピオンのライン (第6 高圧給水加熱器ドレン管 (B)) ※長計にてサポート追設実施	PLM30 の 応力最大点	1.71	0.36	0.34
PLM40 チャンピオンのライン (第6 高圧給水加熱器ドレン管 (A))	PLM40 の 応力最大点	0.62	—	0.76 (FEM) *1 1.08 (梁)

*1：評価ポイントについては添付5 (6/6) 参照

評価に差が出た主な要因について以下のとおり検討した。

(1) サポートモデルの精緻化

サポートのモデル化を以下のように見直したため、発生応力や最大応力点に影響が出たものと考えられる。

<アズビルト調査反映>

PLM30：サポートの取付位置、取付角度、拘束条件等は建設時図面に基づいて入力。

PLM40：サポートの取付位置、取付角度、拘束条件等はアズビルト調査結果に基づいて入力。

(2) 詳細な解析条件の適用 (震度)

耐震評価の実施に際し、設置位置に則した震度を適用したため、発生応力や最大応力点に影響が出ていると考えられる。

PLM30：配管レベルにより適用震度を決定。(サポート設置位置による震度より1階層上の震度が適用される場合がある)

PLM40：機器及びサポート設置位置により適用震度を決定。

(3) 工事反映


第6 高圧給水加熱器ドレン管(B)については、長計のサポート追設の影響が主と考えられる。(なお、第6 高圧給水加熱器ドレン管(A)については、PLM30 以降にルート変更やサポート追設などの変更はない。)

(4) ドレン系統配管 (第6 高圧ヒータドレン管) (A) の評価結果について

ドレン系統配管 (第6 高圧ヒータドレン管) (A) の応力値が、PLM30 (応力比 0.62) から PLM40 (応力比 0.76 (FEM)) と増加していることについて、その要因を検討した。検討結果は以下のとおり。

①アズビルト調査によるサポートモデルの精緻化

アズビルト調査を踏まえて、評価部位（ヘッダー部分岐部）の形状を下記のとおり見直し、モデル化要領（応力係数）を変更した評価を行っている。

PLM30：ティーとして評価→応力係数 



PLM40：管台として評価→応力係数 



そのため、アズビルト調査によるサポートモデルの精緻化については、PLM30 に比べて PLM40 の方が発生応力が大きくなる影響を及ぼすと考えられる。

（添付5（6/6）参照）

②レベルによる適用震度の違い

耐震評価の実施に際し、設置位置に則した震度を適用したため、発生応力や最大応力点に影響が出ていると考えられる。評価ポイントにおける適用震度（階数）は下記のとおり。

PLM30：適用震度（E.L.  m） 

PLM40：適用震度（E.L.  m） 

そのため、レベルによる適用震度の違いについては、PLM30 に比べて PLM40 の方が発生応力が小さくなる影響を及ぼすと考えられる。

③その他

上記①②以外の影響はほとんどないと考えられる。

④まとめ

以上より、①の要因による増加分が②による減少分を上回っており、そのため、PLM40 での評価結果が PLM30 に比べて厳しいものとなったことと推定される。

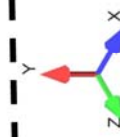
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

分岐部①	応力比
PLM30 (梁)	0.62
PLM40 (梁)	1.02
PLM40 (FEM)	0.76

$$\left[= \frac{130\text{MPa}}{172\text{MPa}} \right]$$

応力比=一次応力/許容応力

分岐部②	応力比
PLM30 (梁)	0.74
PLM40 (梁)	1.08
PLM40 (FEM)	0.75



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

ドレン系統配管 (第6 高圧給水加熱器ドレン管 (A) (常用)) (解析モデル)

タイトル	主給水系統配管の疲労割れに対する評価の具体的内容（評価仕様、解析モデル、入力（荷重）条件、評価結果を含む）について																																																			
説明	<p>主給水系統配管の疲労割れ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 主給水配管の配管仕様を下表に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1 主給水配管の配管仕様</p> <table border="1" data-bbox="400 797 1426 1290"> <thead> <tr> <th rowspan="3">項目</th> <th rowspan="3">単位</th> <th colspan="2">評価対象配管</th> </tr> <tr> <th colspan="2">C 主給水配管（CV 内）</th> </tr> <tr> <th>節点 7500～7545</th> <th>節点 7545～7550</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>配管口径</td> <td>mm</td> <td>406.4</td> <td>406.4</td> </tr> <tr> <td>配管肉厚</td> <td>mm</td> <td>21.4</td> <td>40.5</td> </tr> <tr> <td>材質</td> <td>—</td> <td>STPT49</td> <td>STPT49/STPT480</td> </tr> <tr> <td>縦弾性係数</td> <td>MPa</td> <td>1.90×10^5</td> <td>1.90×10^5</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>MPa</td> <td>7.48</td> <td>7.48</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>℃</td> <td>230</td> <td>230</td> </tr> <tr> <td>設計応力強さ（Sm）</td> <td>MPa</td> <td>154</td> <td>154</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 解析モデル 発生応力の算出に用いた 3次元梁モデル解析のモデル図を添付 1 に示す。</p> <p>3. 入力条件 基準地震動 Ss 及び弾性設計用地震動 Sd を用いた地震応答解析より得られた次の地震波（時刻歴波）を用いている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 750gal（1 波） ・ 750gal を超える断層波（21 波） ・ 750gal を超える鳥取県西部地震（1 波[2 ケース]） ・ 750gal を超える留萌地震 620gal（1 波） <p>また、地震繰返し回数は Ss：200 回、Sd：300 回としている。</p> <p>ループ応答解析により算出した主給水配管の荷重条件を表 2 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 2 主給水配管の荷重条件</p> <table border="1" data-bbox="502 1872 1294 2040"> <thead> <tr> <th rowspan="2">地震動</th> <th colspan="3">モーメント [N・mm]</th> </tr> <tr> <th>Mx</th> <th>My</th> <th>Mz</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>S s *1</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>S d</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：Ss-3 による算出結果</p>	項目	単位	評価対象配管		C 主給水配管（CV 内）		節点 7500～7545	節点 7545～7550	配管口径	mm	406.4	406.4	配管肉厚	mm	21.4	40.5	材質	—	STPT49	STPT49/STPT480	縦弾性係数	MPa	1.90×10^5	1.90×10^5	最高使用圧力	MPa	7.48	7.48	最高使用温度	℃	230	230	設計応力強さ（Sm）	MPa	154	154	地震動	モーメント [N・mm]			Mx	My	Mz	S s *1				S d			
項目	単位			評価対象配管																																																
				C 主給水配管（CV 内）																																																
		節点 7500～7545	節点 7545～7550																																																	
配管口径	mm	406.4	406.4																																																	
配管肉厚	mm	21.4	40.5																																																	
材質	—	STPT49	STPT49/STPT480																																																	
縦弾性係数	MPa	1.90×10^5	1.90×10^5																																																	
最高使用圧力	MPa	7.48	7.48																																																	
最高使用温度	℃	230	230																																																	
設計応力強さ（Sm）	MPa	154	154																																																	
地震動	モーメント [N・mm]																																																			
	Mx	My	Mz																																																	
S s *1																																																				
S d																																																				

4. 評価結果

(1) 応力の解析結果

地震時に生じる応力の解析結果を以下に示す。

表3 地震時に生じる応力の解析結果

	一次応力						一次+二次応力	
	圧力*2	自重及び地震	合計	許容値	ねじり	許容値	地震	許容値
Ss*1	38.8	248.2	288	462	7	112	816	462
Sd	38.8	120.8	160	346	4	84	382	462

*1 : Ss-3 による評価結果

単位:MPa

*2 : 圧力の算出は、以下のとおり。

$$S=B1 \cdot P \cdot D0 / (2 \cdot t) = 38.8 \text{ (MPa)}$$

ここで、

B1 =  (応力係数)

P = 8.17 (MPa) (負荷喪失時の圧力)

D0 = 406.4 (mm) (管の外径)

t = 21.4 (mm) (管の厚さ)

(2) 地震によるUF評価結果

①Ss 地震によるUF評価

Ss 地震による一次+二次+ピーク応力と繰返しピーク応力強さは次式により算出される。

地震による一次+二次+ピーク応力

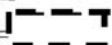
$$Sp = (K_2 \cdot C_2 \cdot M) / Z = 897 \text{ (MPa)}$$

繰返しピーク応力強さ


$$S1 = (Ke \cdot Sp / 2) \times (2.07 \times 10^5) / E = 932 \text{ (MPa)}$$

ここで、

Ke =  (割増し係数)

C2 =  (応力係数)

K2 =  (応力係数)

M =  (N・mm) (モーメント、解析により算出)

Z = 2367401 (mm³) (配管の断面係数)

E = 1.90 × 10⁵ (MPa) (材料の使用温度におけるヤング率)

以上より、Ss 地震によるUF評価結果を表4に示す。

表4 Ss 地震によるUF評価結果

節点番号	地震による一次+二次+ピーク応力(MPa)	繰返しピーク応力強さ(MPa)	地震による疲労累積係数
7500	897	933	0.725

※Ss 地震動評価では、簡易弾塑性評価による Ke ファクターを考慮しており、「一次+二次応力」が大きく Ke ファクターとヤング率(2.07×10⁵/E)の積が2を超えるため、「繰返しピーク応力強さ」が「一次+二次+ピーク応力」を上回る。

②Sd 地震によるUF 評価

Sd 地震による一次+二次+ピーク応力と繰返しピーク応力強さは次式により算出される。

地震による一次+二次+ピーク応力

$$S_p = (K_2 \cdot C_2 \cdot M) / Z = 420 \text{ (MPa)}$$

繰返しピーク応力強さ

$$S_1 = (S_p / 2) \times (2.07 \times 10^5) / E = 229 \text{ (MPa)}$$

ここで

K_2 (応力係数)

C_2 (応力係数)

M (N・mm) (モーメント、解析により算出)

$Z=2367401 \text{ (mm}^3\text{)}$ (配管の断面係数)

$E=1.90 \times 10^5 \text{ (MPa)}$ (材料の使用温度におけるヤング率)

以上より、Sd 地震によるUF 評価結果を表5に示す。

表5 Sd 地震によるUF 評価結果

節点番号	地震による一次+二次+ピーク応力 (MPa)	繰返しピーク応力強さ (MPa)	地震による疲労累積係数
7500	420	229	0.019

※Sd 地震動評価では「一次+二次応力」が $3S_m$ に収まっているため簡易弾塑性 (K_e ファクター) を考慮していない。

(3) 通常運転時UF との組合せによる評価結果

通常運転時のUF を加えた結果を表6及び表7に示す。疲労累積係数が許容値の1以下となることを確認しており、主給水系統配管の疲労割れに対する耐震安全性に問題はない。

表6 Ss 地震時の通常運転時UF との組み合わせによる評価結果

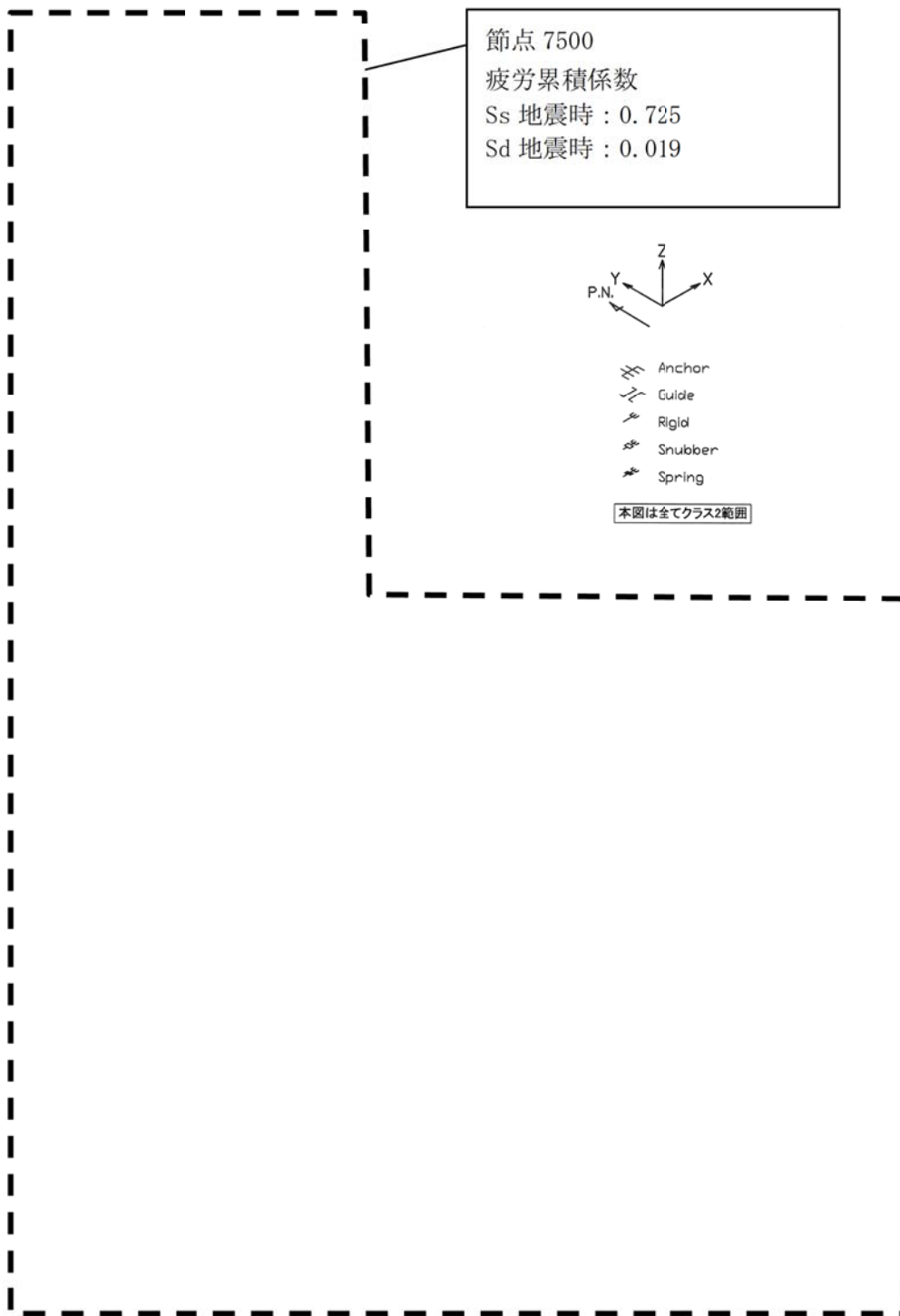
節点番号	通常運転時	Ss 地震時	合計
7500	0.209	0.725	0.934

表7 Sd 地震時の通常運転時UF との組み合わせによる評価結果

節点番号	通常運転時	Ss 地震時	合計
7500	0.209	0.019	0.228

以上

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



美浜 3 号炉 C-主給水配管 (CV内) (解析モデル)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。