

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK補-III-7 改4
提出年月日	平成30年4月12日

東海第二発電所 劣化状況評価
(耐震安全性評価)

補足説明資料

平成30年4月12日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの範囲は、営業秘密又は
防護上の観点から公開できません。

目次

1. はじめに	1
2. 耐震安全性評価の目的	1
3. 評価対象機器	1
4. 耐震安全性評価の評価手順	2
5. 耐震安全性評価の概要	6
6. 耐震安全性評価内容及び結果	11
7. 耐震安全性評価のまとめ	24
8. 高経年化への対応	24
9. 審査基準適合性	24

参考：基準地震動の特性について	26
-----------------	----

別紙 1. 弁の動的機能維持評価について	30
別紙 2. 水平 2 方向を考慮した耐震評価について	39
別紙 3. 制御棒挿入性評価について	40
別紙 4. 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	42
別紙 5. 建設後の耐震補強の実績について	43
別紙 6. 震災が評価に与える影響とその考え方について	58
別紙 7. 低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価について	70
別紙 8. 中性子照射脆化に対する耐震安全性評価について	79
別紙 9. 照射誘起型応力腐食割れに対する耐震安全性評価について	80
別紙 10. 主要 6 事象以外の経年劣化事象に対する耐震安全性評価	
別紙 10-1. シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れに対する耐震安全性評価 について	81
別紙 10-2. 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 10-3. 機器付基礎ボルトの腐食に対する耐震安全性評価について	106
別紙 10-4. 後打ちアンカの耐震安全性評価について	120
別紙 11. 浸水防護施設の耐震安全性評価について	122

添付資料-1 V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書

添付資料-2 V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書

1. はじめに

本資料は、東海第二発電所の劣化状況評価における耐震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。

2. 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。

3. 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・構造物とする。

4. 耐震安全性評価の評価手順

4.1 評価手順

耐震安全性評価の評価手順のフローを図1に示す。

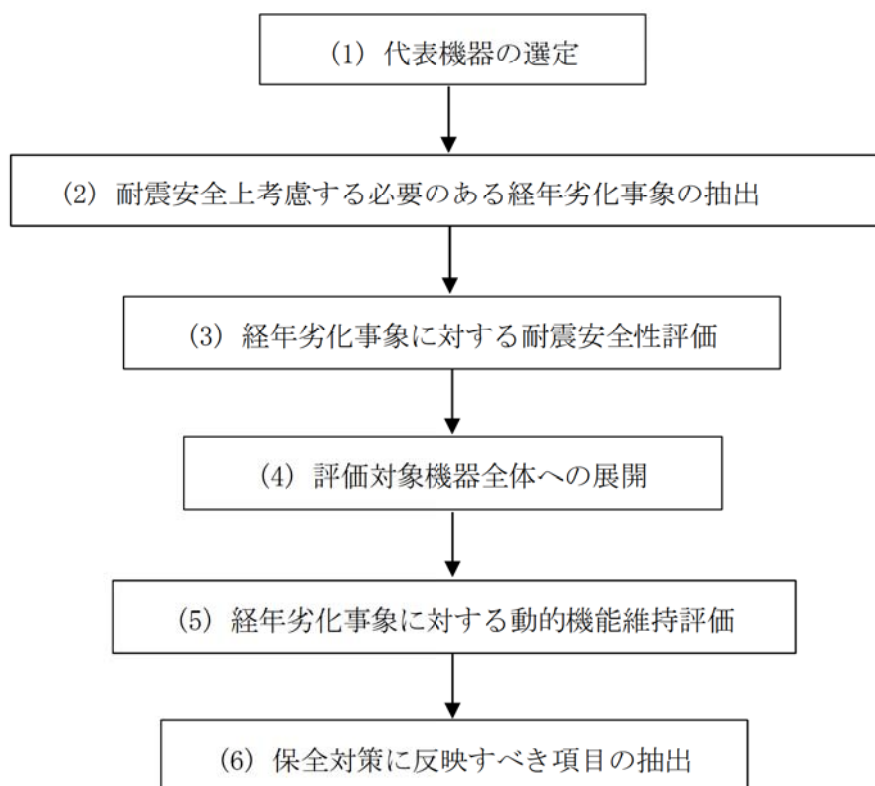


図1 耐震安全性評価の評価フロー図

(1) 代表機器の選定

「技術評価」における代表機器を本検討の代表機器として選定する。ただし、「技術評価」において機器のグループ化を行ったが、同一グループ内に「技術評価」の代表機器より耐震重要度の上位の機器が存在する場合には、これについても代表機器として評価する。

(2) 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出

「技術評価」で検討された『高経年化対策上着目すべき経年劣化事象』及び『高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象』について、図2の抽出フローで耐震安全性上考慮する必要がある経年劣化事象を抽出する。

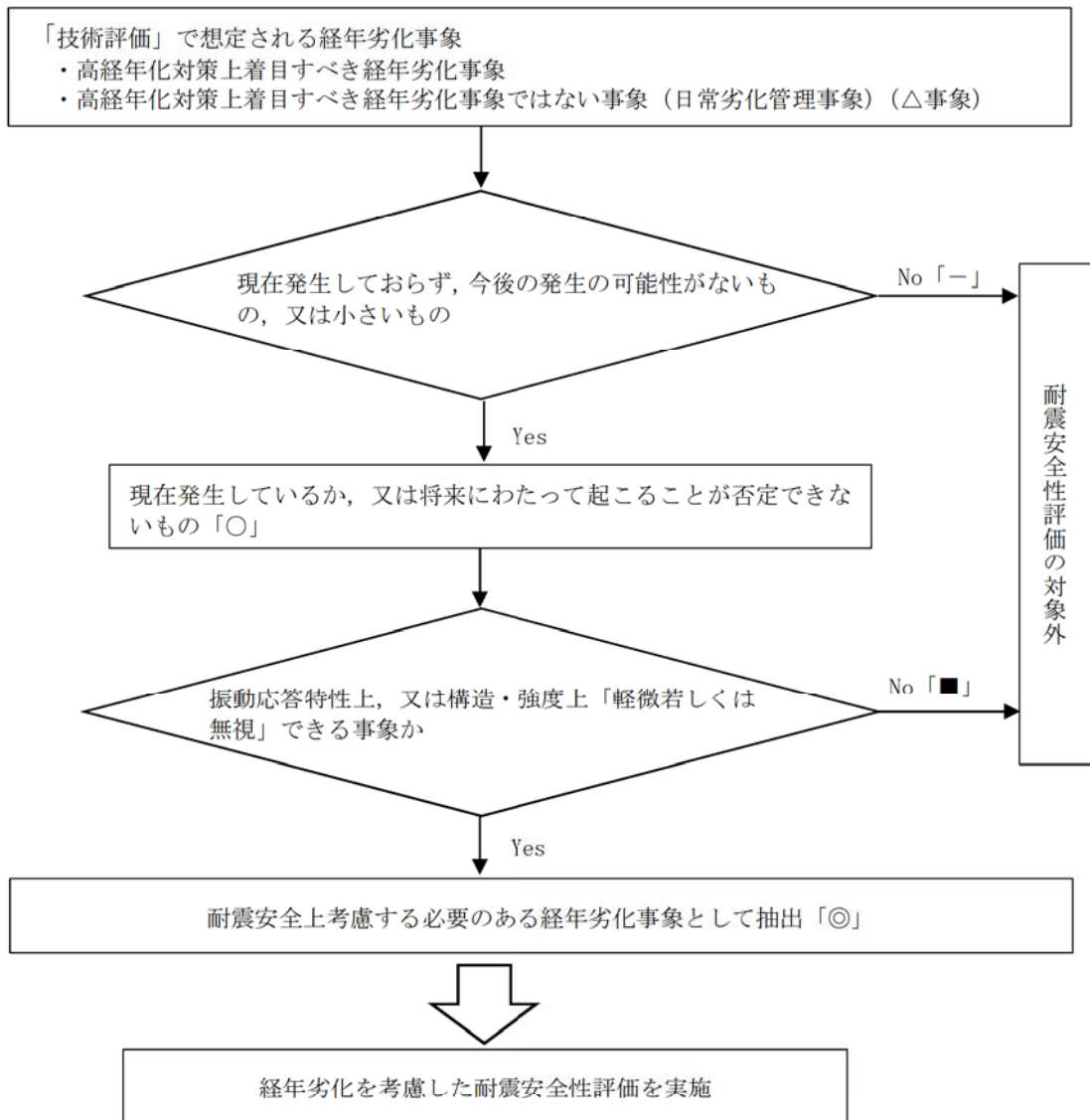


図2 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フロー

(3) 経年劣化事象に対する耐震安全性評価

耐震安全性評価は、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化を考慮し、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1984, JEAG 4601-1987, JEAG 4601-1991）」（以下、JEAG 4601「原子力発電所耐震設計技術指針」という）等に基づき耐震安全性に関する詳細評価を実施する。

評価の基本となる項目は、大別すると以下のとおり分類される。

- ① 設備の耐震重要度分類
- ② 設備に作用する地震力の算定
- ③ 想定される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み合わせ
- ⑥ 許容限界との比較

劣化を考慮すること以外の評価手法及び設備の耐震重要度分類は工事計画認可申請と同様とすることを基本とするが、工事計画認可申請からの変更等の評価手法の変更点を別紙4に示す。

また、耐震設計審査指針の改正後の耐震バックチェックに関連して実施した耐震補強箇所、**工事計画認可申請及び劣化状況評価での耐震評価にて補強が必要となる箇所**を別紙5に示す。

(4) 評価対象機器全体への展開

代表機器に想定される経年劣化事象の整理及び耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の整理の妥当性について確認したうえで、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。

評価対象機器のうち同様と見なせないものについては、耐震安全性評価を実施する。

(5) 経年劣化事象に対する動的機能維持評価

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の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。地震時に動的機能の維持が要求される機器のうち、弁の動的機能維持評価について別紙1に示す。

(6) 保全対策に**反映**すべき項目の抽出

耐震安全性の観点から保全対策に反映すべき項目があるかを検討する。

4.2 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。

表1 耐震重要度に応じた耐震安全性評価に用いる評価用地震力

耐震重要度	評価用地震力
Sクラス	基準地震動 S_s^{*1} により定まる地震力（以下、 S_s 地震力という）
	弾性設計用地震動 S_d^{*2} により定まる地震力とSクラスの機器に適用される静的地震力のいずれか大きい方 ^{*3} （以下、「弾性設計用地震力」という）
Bクラス	Bクラスの機器に適用される静的地震力 ^{*4,*5}
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力 ^{*5}

*1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第5号）」に基づき策定した、応答スペクトルに基づく地震動評価による基準地震動 (S_s -D1)、断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価による基準地震動 (S_s -11~14, S_s -21, 22) 及び震源を特定せず策定する基準地震動 (S_s -31)。

- *2 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルは、基準地震動 S_s の応答スペクトルに、それぞれ係数 0.5 を乗じて設定している。
- *3 S_s 地震力及び弾性設計用地震力による評価のうち、許容値が同じものについては、厳しい方の数値で代表する。
また、許容値が異なり S_s 地震力が弾性設計用地震力より大きく、 S_s 地震力による評価応力が弾性設計用地震力の許容応力を下回る場合は、弾性設計用地震力による評価を実施したものとみなす。
- *4 支持構造物の振動と共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動 S_d による地震力の 1/2 についても考慮する。
- *5 耐震 S クラスへ波及的影響を及ぼす可能性のある耐震 B クラス及び耐震 C クラスの評価用地震力は S_s 地震力を適用する。

4.3 評価地震動

劣化技術評価における耐震安全性評価では、以下の基準地震動を用いて評価を実施する。

表 2 に考慮した地震と基準地震動の最大加速度を示す。

表 2 考慮した地震と地震動の最大加速度

	項目	内容
基準地震動 S_s 策定に考慮した地震	模擬地震波 (S_s -D1)	応答スペクトル手法による基準地震動
	内陸地殻内地震 (S_s -11~14)	F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震
	プレート間地震 (S_s -21~22)	2011 年東北地方太平洋沖型地震
	震源を特定せず策定する地震動 (S_s -31)	2004 年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震
地震動の最大加速度	S_s -D1	水平 (NS・EW) 870 cm/s^2 鉛直 560 cm/s^2
	S_s -11	水平 (NS) 717 cm/s^2 (EW) 619 cm/s^2 鉛直 579 cm/s^2
	S_s -12	水平 (NS) 871 cm/s^2 (EW) 626 cm/s^2 鉛直 602 cm/s^2
	S_s -13	水平 (NS) 903 cm/s^2 (EW) 617 cm/s^2 鉛直 599 cm/s^2
	S_s -14	水平 (NS) 586 cm/s^2 (EW) 482 cm/s^2 鉛直 451 cm/s^2
	S_s -21	水平 (NS) 901 cm/s^2 (EW) 887 cm/s^2 鉛直 620 cm/s^2
	S_s -22	水平 (NS) 1009 cm/s^2 (EW) 874 cm/s^2 鉛直 736 cm/s^2
	S_s -31	水平 (NS・EW) 610 cm/s^2 鉛直 280 cm/s^2

4.4 東北地方太平洋沖地震による影響評価

東北地方太平洋沖地震（以下、TPO地震）による影響評価については共通事項で述べられている。

耐震安全性評価の補足説明資料では、TPO地震により耐震安全性評価に影響のある疲労割れについて、TPO地震と組み合わせて、耐震安全性を評価する。

耐震安全性評価上考慮した基準地震動 S_s による疲労累積係数が最大である（地震荷重が機器に与える影響が大きい）機種を選択し、TPO地震による疲労累積係数を算出する。

運転開始後60年時点での運転実績回数に基づく疲労累積係数及び基準地震動 S_s による疲労累積係数とTPO地震による疲労累積係数を足し合わせた合計値が許容値“1”を下回り、耐震安全上問題のないことを確認する。詳細な算出過程について別紙6に示す。

4.5 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価

水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価については追而とする。

5. 耐震安全性評価の概要

5.1 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象

4.2に従い抽出された耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を表3に示す。

5.2 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で、耐震安全性評価を行う。経年劣化事象ごとの耐震安全性評価の内容について表4に示す。

5.3 工事計画認可申請で用いた耐震評価手法等の反映について

現状の設備状態に基づき耐震安全性評価を行うことを基本とするが、工事計画に係る設備については、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。

また、工事計画にて適用されている地震動、評価手法等（評価方法、評価モデル等）を適切に反映した評価を実施する。

既工認と異なる評価手法について、劣化状況評価への適用の状況を表5に整理した。

表3 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象一覧

機器・ 構造物	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象							
	疲労 割れ	中性子 照射脆 化	照射誘 起型応 力腐食 割れ	熱時効	中性子 照射に よる韌 性低下	粒界型 応力腐 食割れ	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	—	—	—	—	—	—	—	—
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	—	—	—	—	—	—	—	—

表4 経年劣化事象ごとの耐震安全性評価の内容

経年劣化事象	耐震安全性評価の内容
低サイクル疲労（原子炉再循環ポンプ、原子炉圧力容器、配管、弁等）	運転開始 60 年までの推定過渡回数を考慮して算出した疲労累積係数（接液部は環境疲労を考慮した疲労累積係数）及び基準地震動 S_s を考慮した疲労累積係数の合計が許容値の 1 を下回ることを確認する。
中性子照射脆化（原子炉圧力容器）	原子炉圧力容器に中性子照射脆化（運転開始後 60 年）と地震を考慮した場合の圧力・温度制限曲線を求めて健全性を評価する。
照射誘起型応力腐食割れ（炉心シュラウド、上部格子板）	亀裂を想定し、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。
粒界型応力腐食割れ（シュラウドサポート）	第24回定期検査において評価した当時の地震を考慮した必要最小板厚を基に、新規基準対応での S_s （新 S_s 8波包絡条件）による地震荷重と当時の S_s による地震荷重のモーメントの比により、現在の地震を考慮した必要最小板厚を評価し、ひび割れの進展予測に当てはめて、技術基準に適合しなくなる時期を評価している。 また、進展予測の結果から所定の期間でのひび割れ深さについて極限解析を実施して崩壊荷重を求め、設計上の地震荷重（新規基準対応での S_s （新 S_s 8波包絡条件）による地震荷重）に対して裕度があることを確認することで、技術基準への適合性を評価する。
腐食（流れ加速型腐食）（配管、熱交換器）	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、許容応力を下回ること、又は、疲労累積係数が許容値の 1 を下回ることを確認する。
腐食（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、許容応力を下回ることを確認する。

表 5 (1/2) 既工認と異なる評価手法の劣化状況評価への反映状況

項目	概要	工事計画認可申請における対象設備	劣化状況評価への反映		
			反映	説明	
1. 先行プラントの知見反映を基本として変更する手法					
(1)	クレーンの非線形時刻歴応答解析の適用	すべり及び浮き上がりの条件を考慮した非線形時刻歴応答解析での評価	原子炉建屋 6 階天井走行クレーン及び DC*1 建屋天井クレーン	×	耐震評価対象外機器のため
(2)	ポンプ等の応答解析モデルの精緻化	立形ポンプにおける JEAG4601-1981 追補版に基づく、モデルの精緻化	立形ポンプ(高圧炉心スプレイ系ポンプ他)	○	立形ポンプの耐震安全性評価(基礎ボルトの腐食を想定した耐震安全性評価)に反映
		架台及び熱交換器本体の相互影響を精緻に評価するための多質点系はりモデルを用いた地震応答解析による評価	残留熱除去系熱交換器	○	残留熱除去系熱交換器の耐震安全性評価(基礎ボルトの腐食を想定した耐震安全性評価)に反映
		集中質量を用いる質点モデルから等分布質量としたビーム要素に変更した解析モデルを用いた地震応答解析による評価	格納容器ベント管	×	耐震評価対象外機器のため
(3)	容器等の応力解析への FEM モデルの適用	実機の形状をシェル要素にて模擬し、JSME 等に基づく材料諸元を与えてモデル化	原子炉格納容器本体に取付く各構造物、シュラウドヘッド、ディーゼル発電機始動用空気溜め及び燃料油デイトンク	×	原子炉格納容器本体に取付く各構造物、シュラウドヘッドは耐震評価対象外機器である 基礎ボルトの腐食を想定した耐震安全性評価のみを行うため、JEAG4601 の評価式を用いて算出した。 (工事計画認可申請における評価で胴及び脚の形状が JEAG の評価式を適用可能な形状でないため、FEM モデルを用いて評価しており、その際基礎ボルトの耐震評価も合わせて実施している)
(4)	解析コードの変更	実機形状を質点とはり要素に置き換えた多質点モデルでの応答解析	原子炉圧力容器内構造物(ジェットポンプ、炉心スプレイスパージャ、出力領域計装検出器(LPRM))	×	耐震評価対象外機器のため
2. 鉛直方向地震の動的な取り扱いを踏まえて適用する手法					
(1)	追々とさせていただきます。				

*1：使用済燃料乾式貯蔵建屋

表 5 (2/2) 既工認と異なる評価手法について、劣化状況評価への適用の状況

項目	概要	工事計画認可申請における対象設備	劣化状況評価への反映		
			反映	説明	
3. より現実的な応答を模擬する観点から採用する手法					
(1)	最新知見として得られた減衰定数の適用	振動試験結果等を踏まえて設定した減衰定数の採用	原子炉建屋 6 階天井走行クレーン及び DC*1 建屋天井クレーン, 燃料取替機	×	耐震評価対象外機器のため
		新規制基準での PWR プラントでの適用実績及び BWR プラントへの適用を踏まえた検討がされた減衰定数の設定	配管系	○	機器・配管系の耐震安全性評価に反映
(2)	極限解析による評価の適用	JEAG4601 及び JSME 設計・建設規格で規定されている極限解析の適用	炉内構造物	○	シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価に適用

*1：使用済燃料乾式貯蔵建屋

6. 耐震安全性評価内容及び結果

6.1 補足説明資料における代表機器の選定

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経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施し、耐震安全性評価上問題ないことを確認している。

補足説明資料では、耐震安全性評価を実施した機器のうち、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、詳細な評価内容について記載する。

表6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、6.2に示す。

表6 補足説明資料における代表機器の選定

主な経年劣化事象	詳細評価内容を記載する機器・部位	選定理由
低サイクル疲労	炭素鋼配管（原子炉系（蒸気部））	安全上の重要度がクラス1、耐震Sクラス機器且つ地震による疲労累積係数が最も大きい機器
中性子照射脆化	原子炉圧力容器	中性子照射脆化に対する評価が必要となる機器
照射誘起型応力腐食割れ	炉心シュラウド、上部格子板	60年時点でしきい照射量を超える中性子照射を受ける機器
粒界型応力腐食割れ	炉心シュラウド、シュラウドサポート	炉心シュラウド、シュラウドサポート溶接部（H7, V8）にひび割れが確認され、ひび割れを残存させた状態で維持規格に基づく亀裂進展評価及び破壊評価を継続的に実施する箇所
配管の腐食（流れ加速型腐食）	炭素鋼配管（原子炉系（蒸気部））	配管の腐食（流れ加速型腐食）による配管減肉を考慮した耐震評価結果（発生応力及び疲労累積係数）と許容値（許容応力及び許容値）の比が最小である箇所
	第3給水加熱器	管支持板の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震評価結果（発生応力）と許容値の比が最小である機器
基礎ボルトの腐食（全面腐食）	低圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、主排気筒	以下の観点で抽出された機器のうち、発生応力と許容応力の比が最大である機器 <ul style="list-style-type: none"> ・基礎ボルトに作用する力の算出手法 ・過去に耐震補強実績があり且つ今回の評価でも補強等の改造を見込んだ評価 ・JEAG4601以外の評価手法を用いた評価

6.2 各機器における耐震安全性評価内容及び結果

6.1「主な経年劣化事象における代表機器の選定」で選定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) 低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価

① 評価内容

低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価内容を表7に示す。

表7 低サイクル疲労の耐震安全性評価内容

経年劣化事象	低サイクル疲労
想定部位	炭素鋼配管系（原子炉系）のうち主蒸気配管（原子炉压力容器出口～主蒸気隔離弁（第2弁）下流側アンカ点まで）
技術評価内容	運転開始60年までの推定過渡回数を考慮して算出した疲労累積係数（接液部は環境疲労を考慮した疲労累積係数）が許容値の1を下回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"> ・解析モデル：原子炉系（蒸気部）のうち、原子炉压力容器出口から主蒸気隔離弁（第2弁）及び主蒸気逃がし安全弁排気管を考慮した解析モデル ・等価繰返し回数：工事計画認可申請で適用している110回 <p>2. 評価内容</p> <p>運転開始60年までの推定過渡回数を考慮して算出した疲労累積係数（接液部は環境疲労を考慮した疲労累積係数）及び基準地震動S_sを考慮した疲労累積係数の合計が許容値の1を下回ることを確認する。</p>

② 評価結果

表8に示す通り、運転開始60年までの推定過渡回数を考慮して算出した疲労累積係数（接液部は環境疲労を考慮した疲労累積係数）及び基準地震動 S_s を考慮した疲労累積係数の合計が許容値の1を下回ることを確認しており、耐震安全性評価上問題ない。詳細評価は別紙7に示す。

表8 原子炉系（蒸気部）の低サイクル疲労の耐震安全性評価結果

系統	運転実績回数*1に基づく疲労累積係数	地震動による*2疲労累積係数（基準地震動 S_s ）	合計（許容値：1）
原子炉系（蒸気部）	0.0853	0.4509	0.5362

*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：工事計画認可申請で適用している等価繰返し回数（110回）から求める疲労累積係数

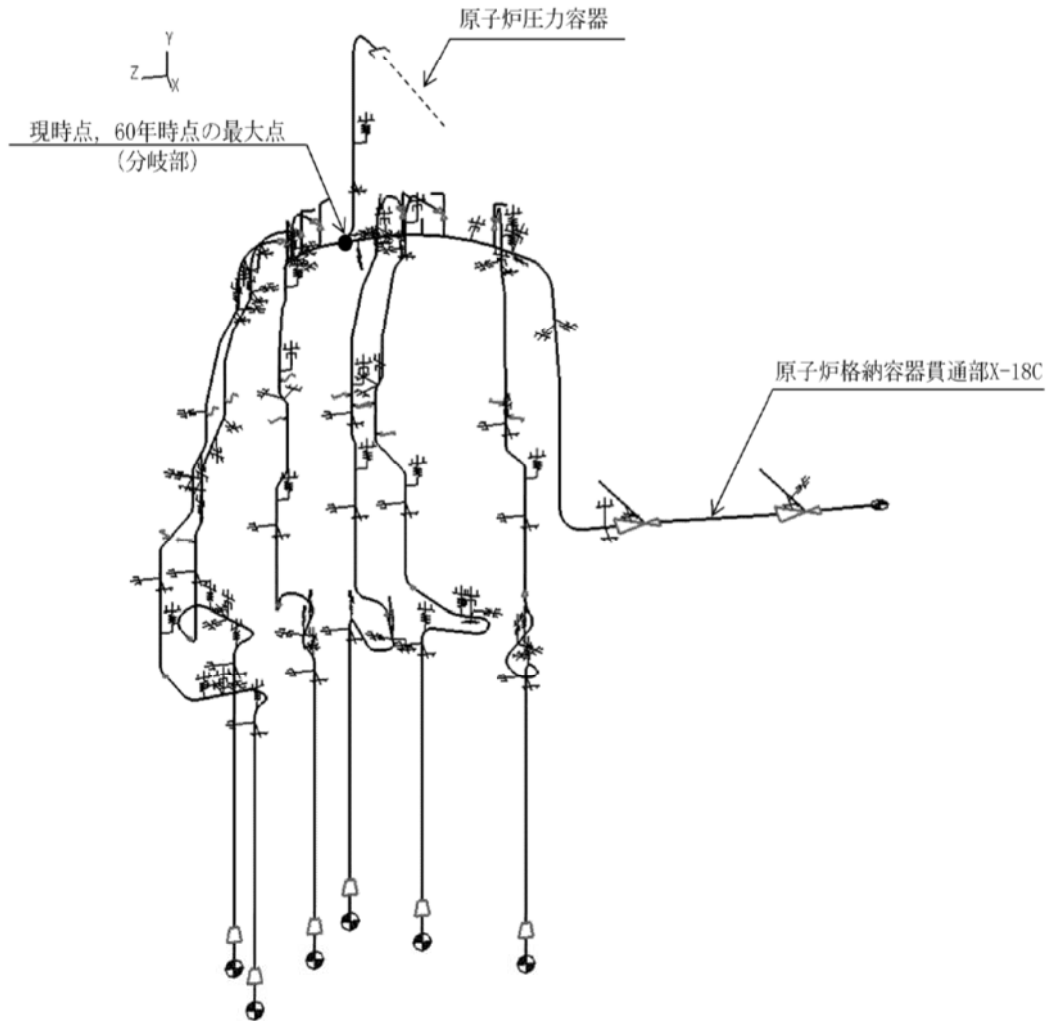


図3 原子炉系（蒸気部）の低サイクル疲労評価モデル

(2) 原子炉压力容器の中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価

① 評価内容

原子炉压力容器の中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価内容を表9に示す。

表9 中性子照射脆化の耐震安全性評価内容

経年劣化事象	中性子照射脆化
想定部位	原子炉压力容器胴
技術評価内容	60年運転時点における評価内容（最低使用温度の評価及び上部棚吸収エネルギーの評価）の結果、健全性に問題のないことを確認している。
耐震安全性評価内容	<p>1. 評価条件 欠陥深さ：原子炉压力容器の板厚の1/4、長さを板厚の1.5倍 欠陥想定方向：地震荷重の寄与が大きい周方向及び評価上厳しい軸方向を想定</p> <p>2. 評価内容 60年運転時点での K_{IC} 下限包絡曲線と、耐圧・漏えい試験時の荷重に基準地震動 S_s の荷重を考慮した K_I 曲線を算出して、K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線を比較した結果が $K_{IC} > K_I$ となり、許容限界を下回ることを確認する。</p>

② 評価結果

追而とさせていただきます。

(3) 炉心シュラウド，上部格子板の照射誘起型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価

① 評価内容

照射誘起型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価内容を表 10 に示す。

表 10 照射誘起型応力腐食割れの耐震安全性評価内容

経年劣化事象	照射誘起型応力腐食割れ
想定部位	炉心シュラウド，上部格子板
技術評価内容	炉心シュラウドについては，溶接部の残留応力緩和対策や腐食環境改善対策を実施していること，上部格子板は引張応力成分が低いことから，照射誘起型応力腐食割れの可能性が低い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> <p>(1) 炉心シュラウド 想定欠陥形状：厚さ 1mm，長さ 10mm の半楕円亀裂 欠陥想定方向：地震荷重の寄与が大きい周方向に想定 亀裂進展速度：$9.2 \times 10^{-7} \text{mm/s}$</p> <p>(2) 上部格子板 想定欠陥形状：長さ 0.05mm のグリッドプレート板厚貫通亀裂 欠陥想定方向：ノッチ部高さ方向 亀裂進展量：$7.8 \times 10^{-5} n^{3.6} (\text{CK}^4)^n \text{mm/s}$</p> <p>2. 評価内容 炉心シュラウド，上部格子板に中性子照射脆化（運転開始後 60 年）と地震を考慮した場合の亀裂進展評価及び破壊評価を実施した。</p>

② 評価結果

上部格子板については，中性子照射量がしきい照射量に達した時点で上部格子板下側グリッドプレートのノッチ部表面へ初期亀裂が生じると想定する。

想定亀裂に作用する荷重（死荷重及び地震荷重）による曲げ応力及び引張応力を考慮した運転開始60年時点での応力拡大係数と維持規格に示される破壊靱性値を比較し，運転開始60年時点での想定亀裂の応力拡大係数が破壊靱性値を下回ることを確認した。

炉心シュラウドについては，H4溶接継手に想定亀裂が発生したと仮定する。

想定亀裂に作用する荷重（差圧，死荷重及び地震荷重（軸力及びモーメント））による軸方向応力を考慮した応力拡大係数と維持規格に示される破壊靱性値を比較し，運転期間約5.23年まで破壊靱性値を下回り，地震時に破壊が生じないことを確認した。

詳細な計算過程を別紙9に示す。

(4) シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価

① 評価内容

シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価内容は表 11 のとおり。また、炉心シュラウド、シュラウドサポートに係る荷重の概略図について図 5 に示す。

表 11 粒界型応力腐食割れの耐震安全性評価内容

経年劣化事象	粒界型応力腐食割れ
想定部位	炉心シュラウド、シュラウドサポート
技術評価内容	<p>炉心シュラウド、シュラウドサポートの周方向溶接部 (H7) 及びシュラウドサポートシリンダの縦溶接線 (V8) に粒界型応力腐食割れと推定されるひびが確認されているが、2010 年 3 月に経済産業省へ提出した報告書にて S_2 地震荷重及び当時の S_3 荷重を考慮した進展評価及び破壊評価を実施し、技術基準を満足しなくなる時期が所定の期間 (2010 年 3 月から 30 年) を超える 45 年と評価している。</p> <p>その後の継続点検において、ひびの進展は認められるが報告書の評価で用いた評価用寸法の範囲内であること、H7, V8 溶接線以外ではひびのないこと及び 2010 年 3 月に報告した評価書で予測した範囲内であることを確認している。</p>
耐震安全性評価内容	<p>【評価書における健全性評価手法】</p> <p>1. 評価条件 基準地震動 S_3 による炉心シュラウド、シュラウドサポートに作用する軸力、せん断力及び曲げモーメントについて以下の荷重を考慮する。 ・鉛直力【死荷重】: 1814 (kN) 【地震荷重】: ± 2960 (kN) ・せん断力【地震荷重】: ± 12100 (kN) ・曲げモーメント【地震荷重】: ± 79000 (kN) ・差圧: 0.23 (MPa)</p> <p>2. 評価内容 2010 年 3 月に報告した当時の地震を考慮した必要最小板厚を基に、新規基準対応での基準地震動 S_3 (新 S_3 波包絡条件) による地震荷重と当時の S_3 による地震荷重のモーメントの比により、現在の地震を考慮した必要最小板厚を評価し、ひび割れの進展予測に当てはめて技術基準に適合しなくなる時期を評価する。</p> <p>【極限解析による 60 年時点の板厚評価手法】</p> <p>1. 評価条件 ・解析モデル: 実機シュラウドサポートを模擬した 3 次元シェル要素モデル</p> <p>2. 評価内容 維持規格に基づき、60 年時点におけるひび割れの進展予測に基づくひび割れ深さ (残存板厚) での極限解析を、基準地震動 S_3 による地震荷重を用いて実施し、技術基準に適合することを確認する。</p>

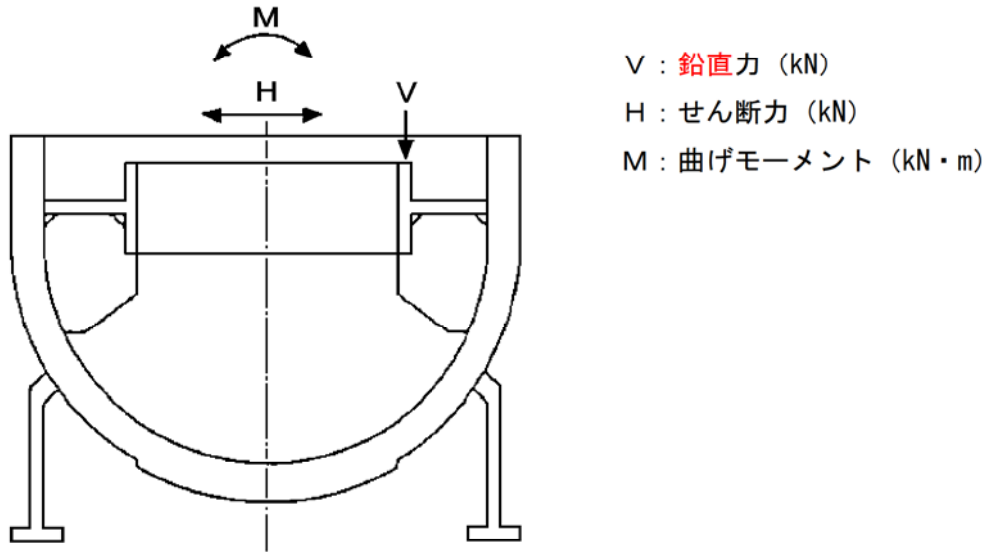


図5 炉心シュラウド，シュラウドサポート荷重の概要図

② 評価結果

新規制基準対応での基準地震動 S_s (新 S_s8 波包絡条件) による地震荷重と当時の S_s による地震荷重のモーメントの比により，現在の地震を考慮した必要最小板厚を評価し，ひび割れの進展予測に当てはめて技術基準に適合しなくなる時期を評価した結果，所定の期間 (2010年3月から30年) を超える時期 (所定の期間から43年後，運転開始後74.5年後) であることを確認した。

極限解析による60年時点における残存板厚での極限解析結果については追々とさせていただきます。

評価の詳細過程を別紙10-1に示す。

(5) 腐食 (流れ加速型腐食) に対する耐震安全性評価

① 評価内容

腐食 (流れ加速型腐食) を考慮した耐震安全性評価内容は表12のとおり。また，配管の腐食 (流れ加速型腐食) を考慮した耐震安全性評価のフローを図6に示す。

表 12 流れ加速型腐食の耐震安全性評価内容

経年劣化事象	腐食（流れ加速型腐食）
想定部位	<ol style="list-style-type: none"> 1. 炭素鋼配管－エルボ部，分岐部，レギュレーサ部等（原子炉系（純水部，蒸気部），復水系，給水系，給水加熱器ドレン系） 2. 給水加熱器管支持板 3. 非常用ディーゼル発電機並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の空気冷却器，潤滑油冷却器及び清水冷却器の伝熱管
技術評価内容	<ol style="list-style-type: none"> 1. 高温水または2相流体を内包する炭素鋼配管で，エルボ部，分岐部及びレギュレーサ部等流れの乱れが起きる箇所では，流れ加速型腐食により減肉が発生する可能性がある。超音波を用いた肉厚測定又は放射線透過検査にて減肉傾向を把握し，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。 2. 給水加熱器の管支持板は炭素鋼又は低合金鋼であり，蒸気と接することで腐食が発生する可能性がある。伝熱管の渦流探傷検査により，管支持板の管穴の減肉状況を把握し，進行状況に応じて取替を実施していくことで熱交換器の機能を維持している。 3. 保護被膜を形成する耐食性の良い銅合金で，伝熱管入口部での海水の渦流による保護被膜の破壊により減肉が発生する可能性がある。
耐震安全性評価内容	<ol style="list-style-type: none"> 1. エルボ部，分岐部，レギュレーサ等の変流発生部位及びその下流側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及び疲労解析による耐震評価を実施する。 2. 伝熱管の支持間隔*1 喪失（最大 2.5 スパン喪失）を考慮し，伝熱管の耐震評価を実施する。 3. 伝熱管の施栓基準までの減肉を考慮した評価を実施する。

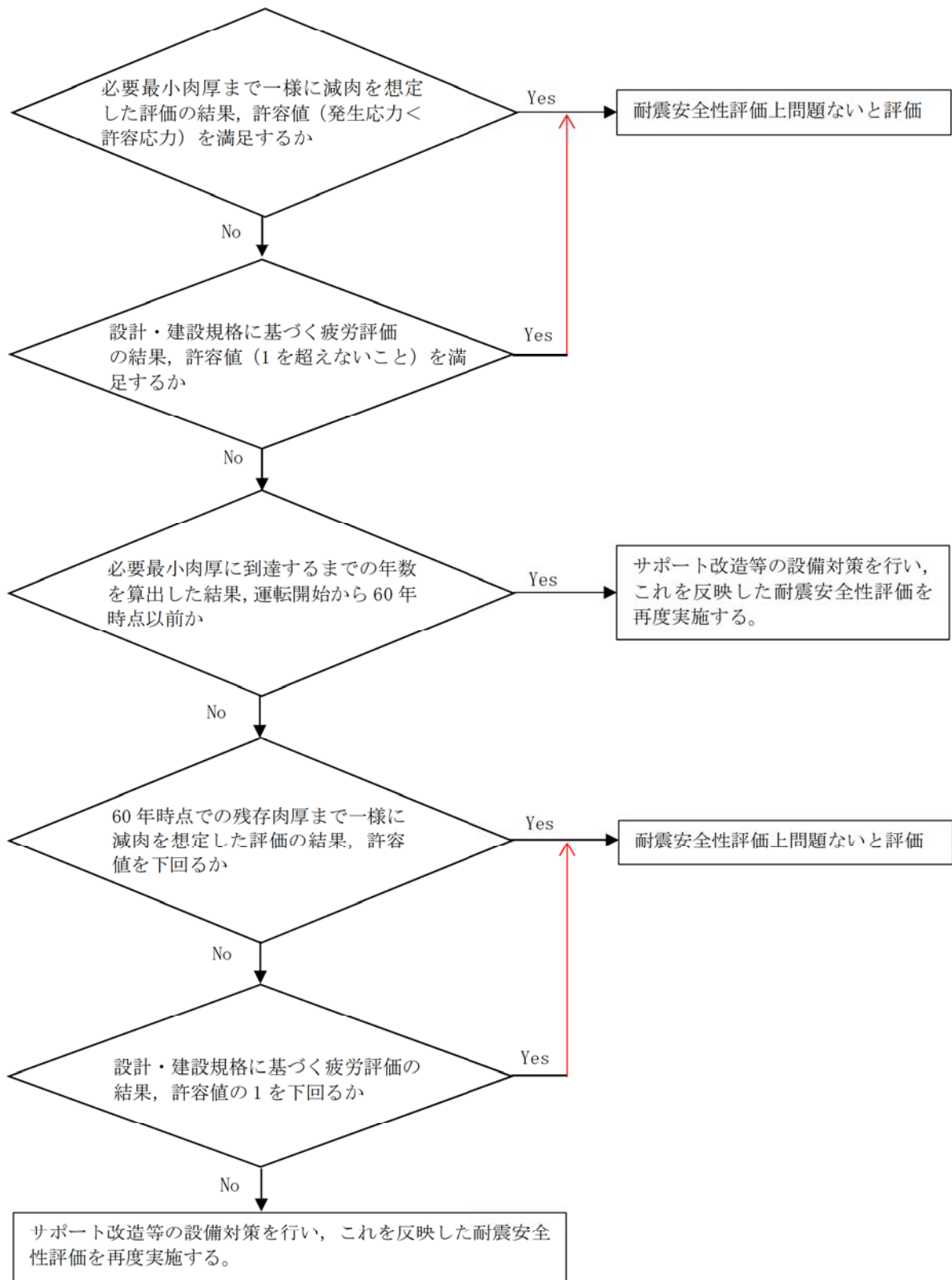


図 6 配管の流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価フロー

② 評価結果

炭素鋼配管系（原子炉系（蒸気部））の腐食（流れ加速型腐食）を想定した耐震安全性評価結果を表 13 に、給水加熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）を想定した耐震安全性評価結果を表 14 に、非常用ディーゼル発電機並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の空気冷却器、潤滑油冷却器及び清水冷却器の伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）を想定した耐震安全性評価結果を表 15 にそれぞれ示す。

必要最小肉厚又は 60 年時点での板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、許容値を下回ることを確認した。詳細な算出過程を別紙 10-3 に示す。

表 13 炭素鋼配管（原子炉系（蒸気部））の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力*1 (MPa)		許容応力*4 (MPa)
						必要最小板厚*2 (MPa)	60年時点板厚*3 (MPa)	
原子炉系 (蒸気部)	クラス 1	S	S _s	IV _A S	一次応力	1031	291	364
					一次+二次応力	2770	831 (疲労累積係数：0.9697)	366 (疲労累積係数許容値：1)
			S _d	III _A S	一次応力	649	225	274
					一次+二次応力	1531	556 (疲労累積係数：0.5657)	366 (疲労累積係数許容値：1)

*1：系統内の評価対象ライン中で最大の発生応力を示す

*2：配管の内圧等により決定される最小の板厚

*3：これまでの測定データに基づき想定した板厚

*4：設計設規格付録図表 Part5 表 1 又は表 8，表 9 より求まる値

表 14 給水加熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)		許容応力*1 (MPa)
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
第 3 給水加熱器	クラス 3	B	S _d	B _A S	一次応力	121	163	166

*1：許容値は設計建設規格付録材料図 Part5 表 5 より定まる値に 1.2 を乗じた値

表 15 非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の空気冷却器，潤滑油冷却器及び清水冷却器の伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価中につき追々とさせていただきます。

(6) 機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価

① 評価内容

6.1 で選定した機器の機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価内容を表 16 に、基礎ボルト概要図を図 7 に示す。

表 16 基礎ボルトの耐震安全性評価内容

経年劣化事象	腐食
想定部位	基礎ボルト
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、東海発電所基礎ボルトの腐食量調査結果から運転開始後 60 年時点での腐食量を全周に 0.3mm と仮定し、耐震安全性評価を実施する。

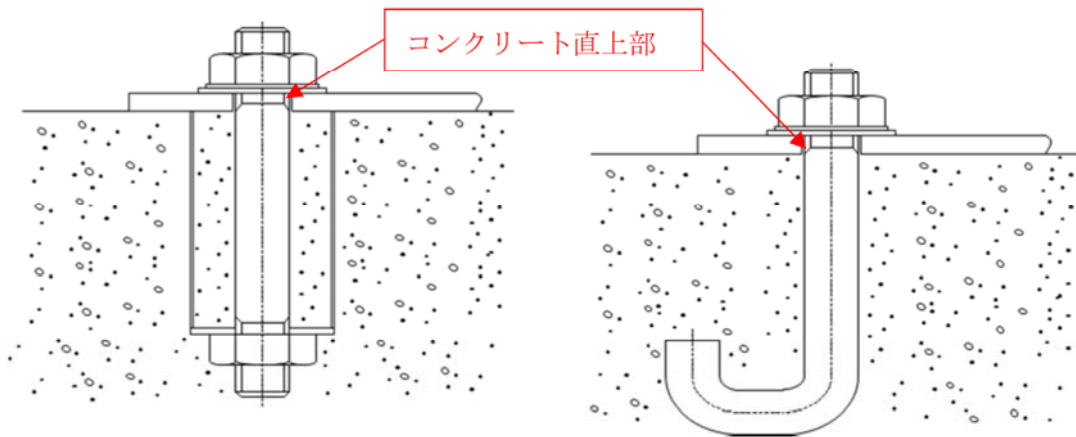


図 7 基礎ボルト概要図

② 評価結果

評価対象機器の基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価結果は表 17 のとおり。60 年までの運転を想定した腐食を想定した場合にも、発生応力が許容応力を下回り、耐震安全性評価上問題ない。詳細な算出過程を別紙 10-3 に示す。

表 17 基礎ボルトの腐食の耐震安全性評価結果

機器名称	耐震重要度	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
残留熱除去海水系ポンプ	S, 重*1	引張	97	195
		せん断	16	150
残留熱除去系熱交換器	S, 重*1	引張	344	488
		せん断	85	375
主排気筒	C	引張	257	324
		せん断	12	187

*1：耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められることを示す

*2：設計建設規格 Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり, S_s 地震力が S_d 地震力及び S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく, S_s 地震力による評価応力が III_AS の許容応力を下回る機器については, S クラス機器は III_AS の許容応力を示す

(7) 後打ちアンカ基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価

① 評価内容

後打ちアンカについては, メーカーの後打ちアンカ使用基準に基づき設計許容荷重が定められており, この値以上の荷重がボルトに作用しないよう施工している。

後打ちアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価にあたっては, 機器付き基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価と同様, コンクリート直上部の全周に 0.3mm の腐食量を仮定し, 耐震安全性評価を実施する。

後打ちアンカの概要図を図 8 に示す。

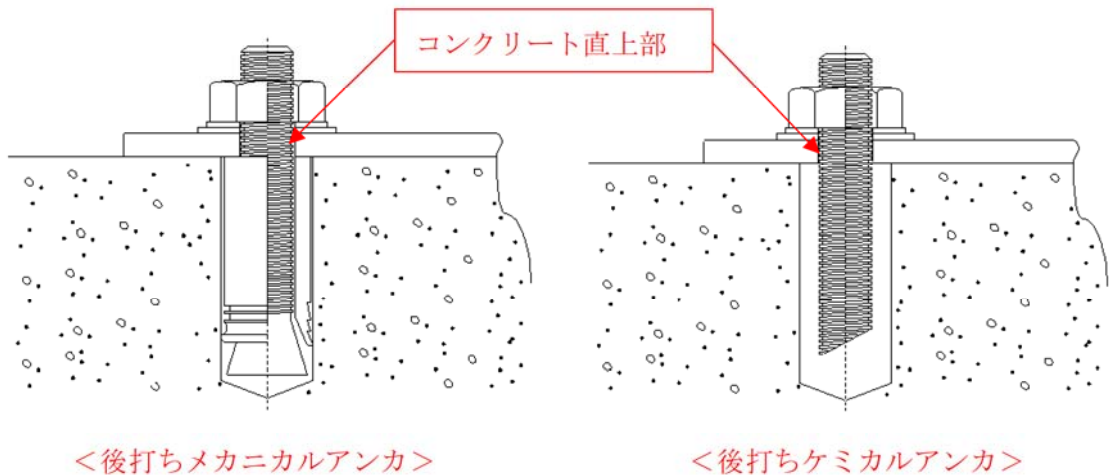


図 8 後打ちアンカボルト概要図

② 評価結果

運転開始後 60 年時点での腐食量を仮定し、保守的に設計許容荷重が作用した場合の応力を評価した結果、発生応力は許容応力を下回り、応力比が 1 以下になることを確認したことから耐震安全性評価上問題ない。

後打ちアンカ減肉後の応力比の算定条件及び算定結果を別紙 10-4 に示す。

(8) 動的機能維持に対する評価

① 評価内容

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、(8)にて評価を実施する。

② 評価結果

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確認される劣化事象の進展量では、機器の振動応答特性への影響は特性上又は構造強度上軽微もしくは無視できることから、動的機能に影響を及ぼさない。
- 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耐震評価により確認している。ただし、原子炉系（純水系）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り、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について

・ 弁

想定される劣化事象として原子炉系（純水部）の弁の低サイクル疲労及び原子炉系（蒸気部、純水部）の弁の腐食（流れ加速型腐食）が懸念される。低サイクル疲労については、運転開始 60 年までの推定過渡回数を考慮して算出した疲労累積係数（接液部は環境疲労を考慮した疲労累積係数）及び基準地震動 S_s を考慮した疲労累積係数の合計が許容値の 1 を下回るため、低サイクル疲労割れが発生しないことを確認したことから振動応答特性への影響はなく、地震時の動的機能は維持される。

原子炉系（蒸気部、純水部）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り、弁の動的機能が維持されることを確認している。

- ・ ポンプ、空調設備

想定される経年劣化事象として残留熱除去系海水系ポンプ、非常用ガス再循環系排風機の基礎ボルトの腐食等が想定されるが、60年時点での経年劣化を考慮した耐震安全性評価の結果、発生応力が許容応力を下回ることを確認したことから、ボルトが支持する機器の支持機能への影響がないことを確認している。

(9) 経年劣化を考慮した地震時の制御棒挿入性評価

制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象の抽出及び制御棒挿入性への影響評価を行い、工事計画認可申請書「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」に記載される、以下の評価に影響を与える経年劣化事象のないことを確認した。確認内容を別紙1に示す。

- ・ 燃料集合体の最大応答相対変位である 16.8 mm^{*1}
- ・ 相対変位を 40mm とした場合の制御棒の挿入時間（90%ストロークスクラム時間 3.5 秒以内）

*1：解析により得られた燃料集合体の最大応答相対変位である 11.1mm に、評価用に 1.5 倍の裕度を見込んで 16.8mm としている。

6.3 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。

7. 耐震安全性評価のまとめ

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。

8. 高経年化への対応

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。

9. 審査基準適合性

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表 18 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示す。

表 18 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）

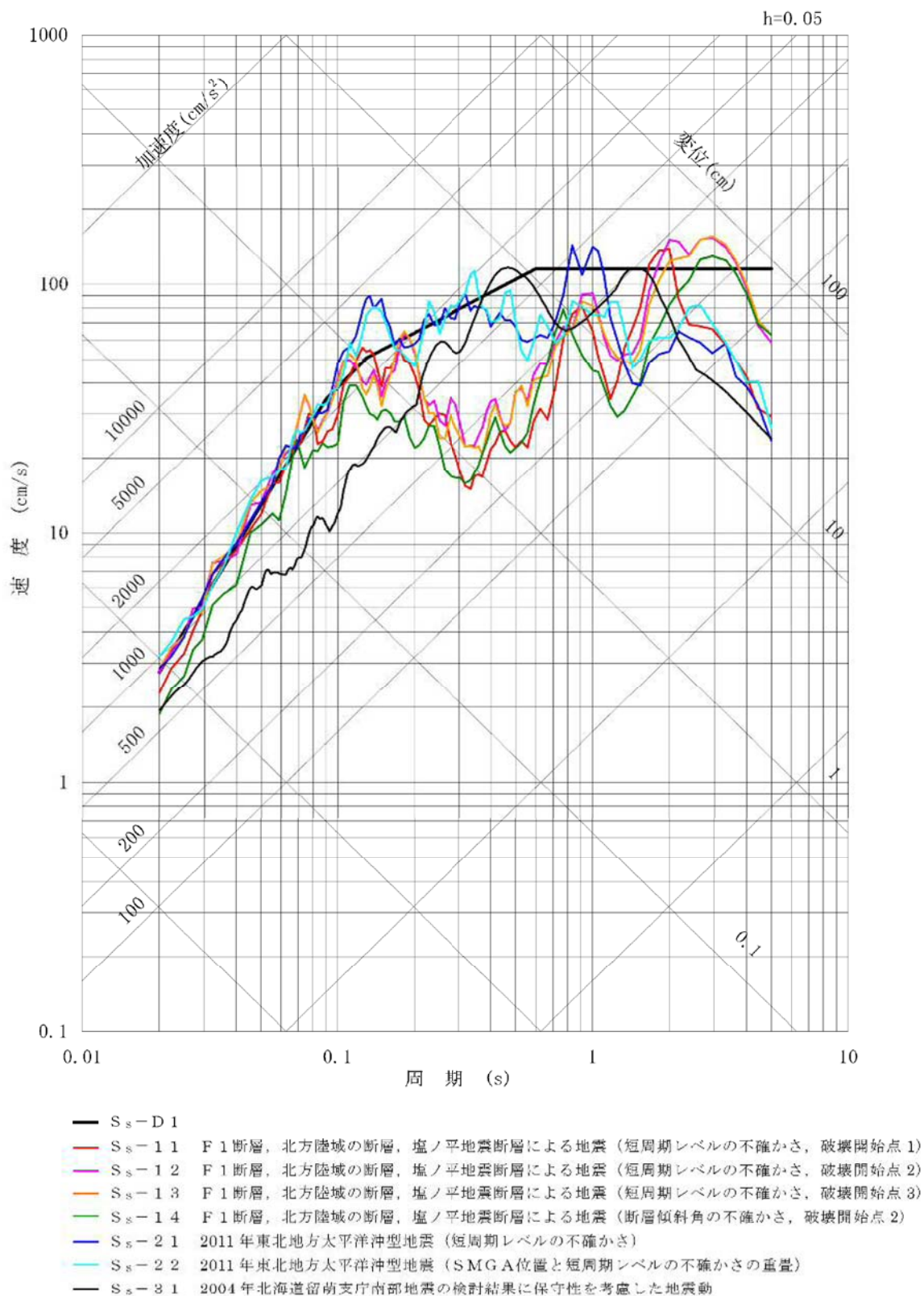
審査基準の要求事項	考慮する必要がある経年劣化事象（例）	評価対象機器（例）	評価結果	詳細評価
○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを。	低サイクル疲労割れ	原子炉圧力容器	考慮すべき経年劣化事象に対し、地震時の発生応力及び疲れ累積係数を評価し、許容限界を下回ることを確認した。	別紙 7 に記載
	全面腐食	機械設備（基礎ボルト）		別紙 10-3 に記載
	流れ加速型腐食	配管（炭素鋼配管） 熱交換器（管支持板）		別紙 10-2 に記載
○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、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を。	中性子照射脆化	原子炉圧力容器	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的評価上の許容限界を下回ることを確認した。	別紙 8 に記載
	照射誘起型応力腐食割れ	炉心シユラウド、上部格子板		別紙 9 に記載
	粒界型応力腐食割れ	炉心シユラウド、シユラウドサポート		別紙 10-1 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、機能確認済加速度的な下であること。	低サイクル疲労割れ、腐食等	地震時に動的機能が要求される機器（ポンプ、弁、空調設備等）	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、原子炉系（蒸気部、純水部）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的な下であることを確認した。	別紙 1 に記載
	摩耗、照射誘起型応力腐食割れ、粒界型応力腐食割れ	制御棒		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。

参考：基準地震動の特性について

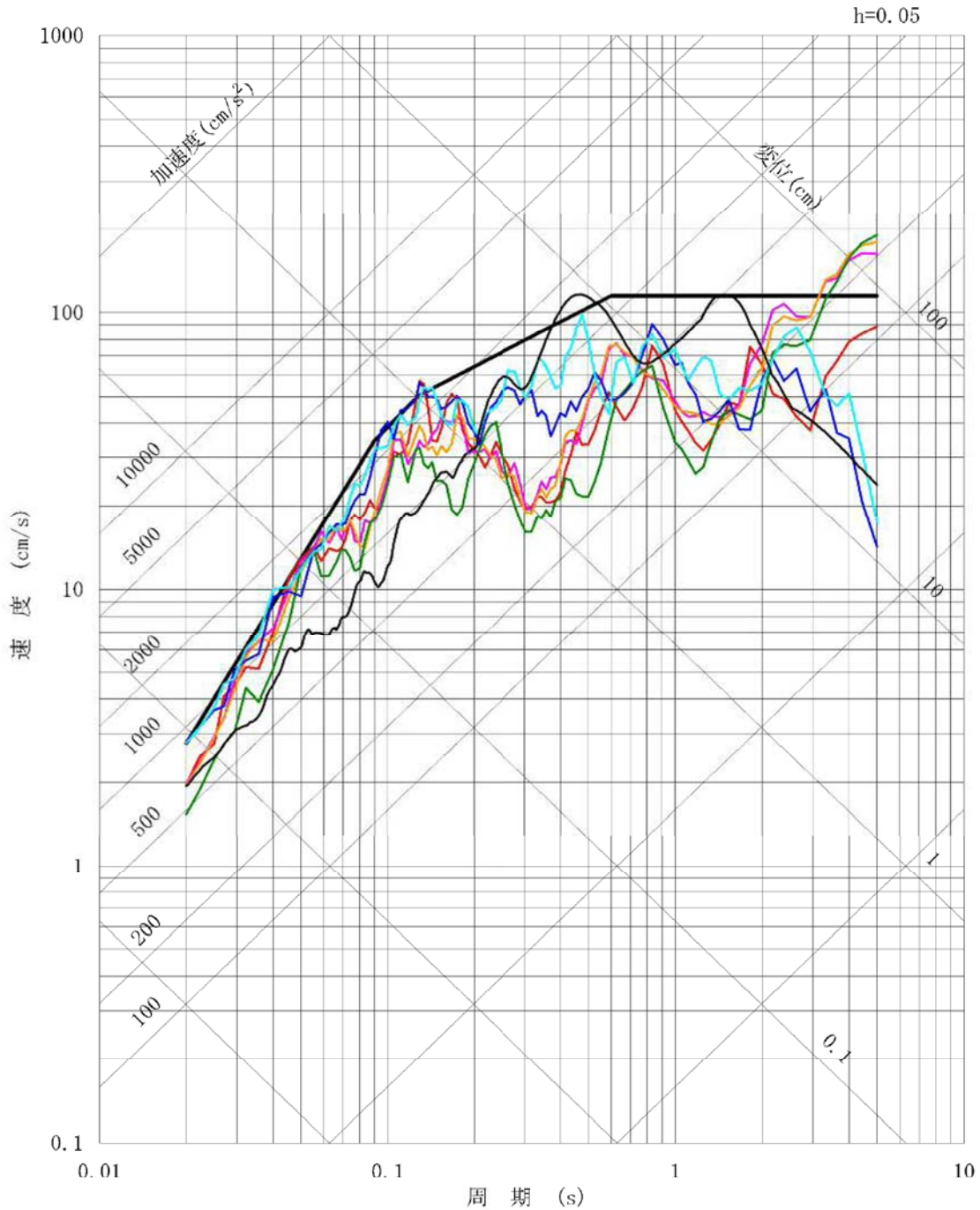
基準地震動の特性について、以下に示す。

【応答スペクトル】

<水平（NS）方向>

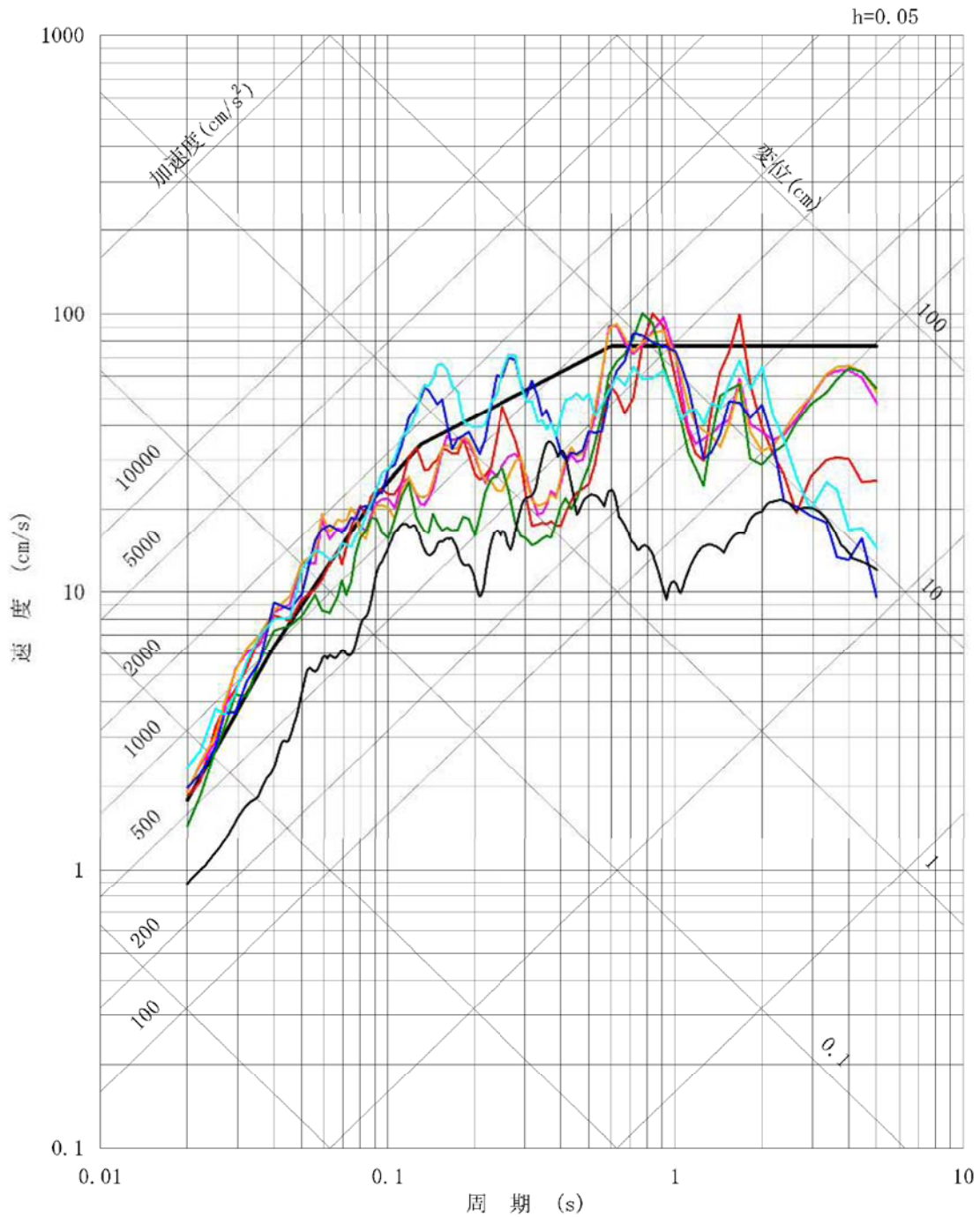


<水平 (EW) 方向>



- S_s-D 1
- S_s-1 1 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 1)
- S_s-1 2 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 2)
- S_s-1 3 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 3)
- S_s-1 4 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点 2)
- S_s-2 1 2011 年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-2 2 2011 年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA 位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S_s-3 1 2004 年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動

<鉛直方向>



- S_s-D 1
- S_s-1 1 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 1)
- S_s-1 2 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 2)
- S_s-1 3 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 3)
- S_s-1 4 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点 2)
- S_s-2 1 2011 年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-2 2 2011 年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA 位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S_s-3 1 2004 年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動

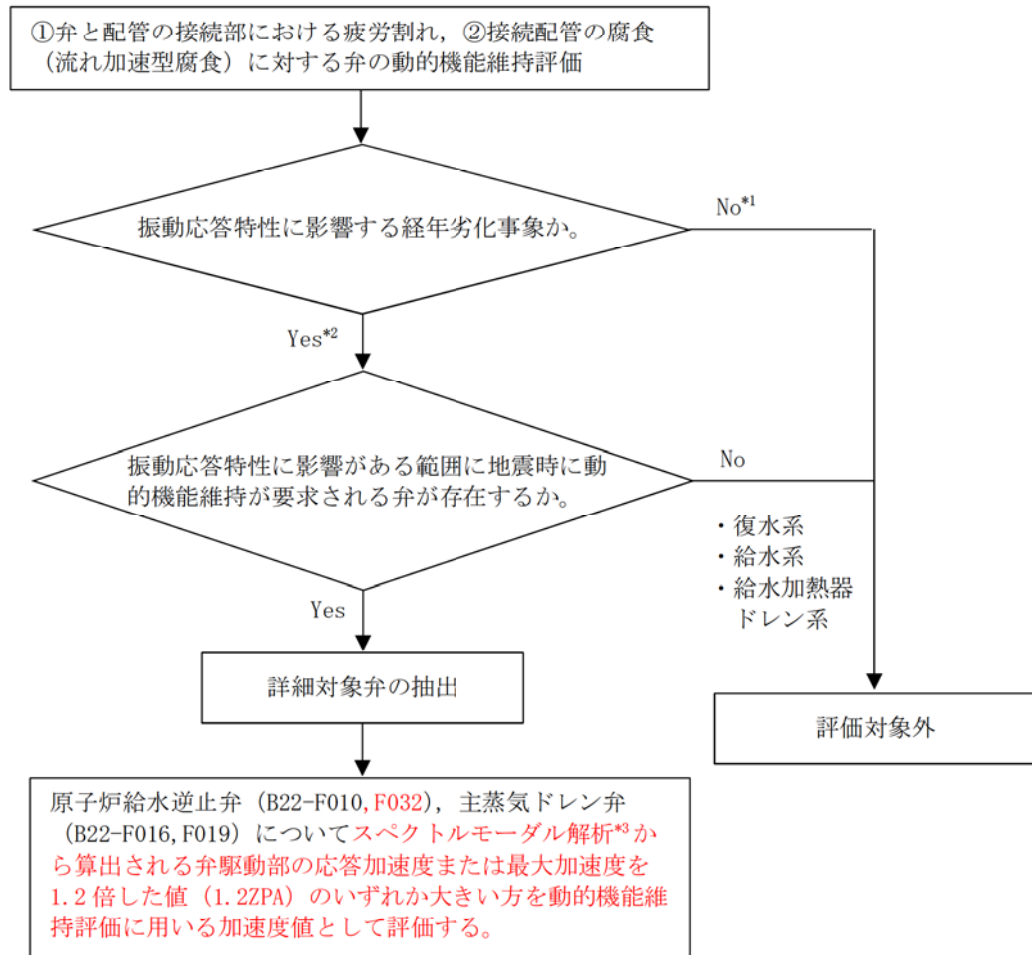
別紙

- 別紙 1. 弁の動的機能維持評価について
- 別紙 2. 水平 2 方向を考慮した耐震評価について
- 別紙 3. 制御棒挿入性評価について
- 別紙 4. 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 5. 建設後の耐震補強の実績について
- 別紙 6. 震災が評価に与える影響とその考え方について
- 別紙 7. 低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価について
- 別紙 8. 中性子照射脆化に対する耐震安全性評価について
- 別紙 9. 照射誘起型応力腐食割れに対する耐震安全性評価について
- 別紙 10. 主要 6 事象以外の経年劣化事象に対する耐震安全性評価
- 別紙 10-1. シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れに対する耐震安全性評価について
- 別紙 10-2. 流れ加速型腐食に対する耐震安全性評価について
- 別紙 10-3. 機器付基礎ボルトの腐食に対する耐震安全性評価について
- 別紙 10-4. 後打ちアンカの耐震安全性評価について
- 別紙 11 浸水防護施設の耐震安全性評価のについて

動的機能維持評価について

1. 動的機能維持評価の対象弁・経年劣化事象の抽出

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すべき対象を以下のとおり選定した。



*1: 疲労割れが生じた場合は、影響を与える可能性があるが、疲労累積係数が1以下であることを確認しているため、割れは発生せず、振動応答に影響を与える経年劣化事象ではない。

*2: 弁そのものの経年劣化事象ではないが、接続配管に流れ加速型腐食が生じた場合は、配管の振動応答特性の変化が弁の応答加速度に影響すると考えられる。

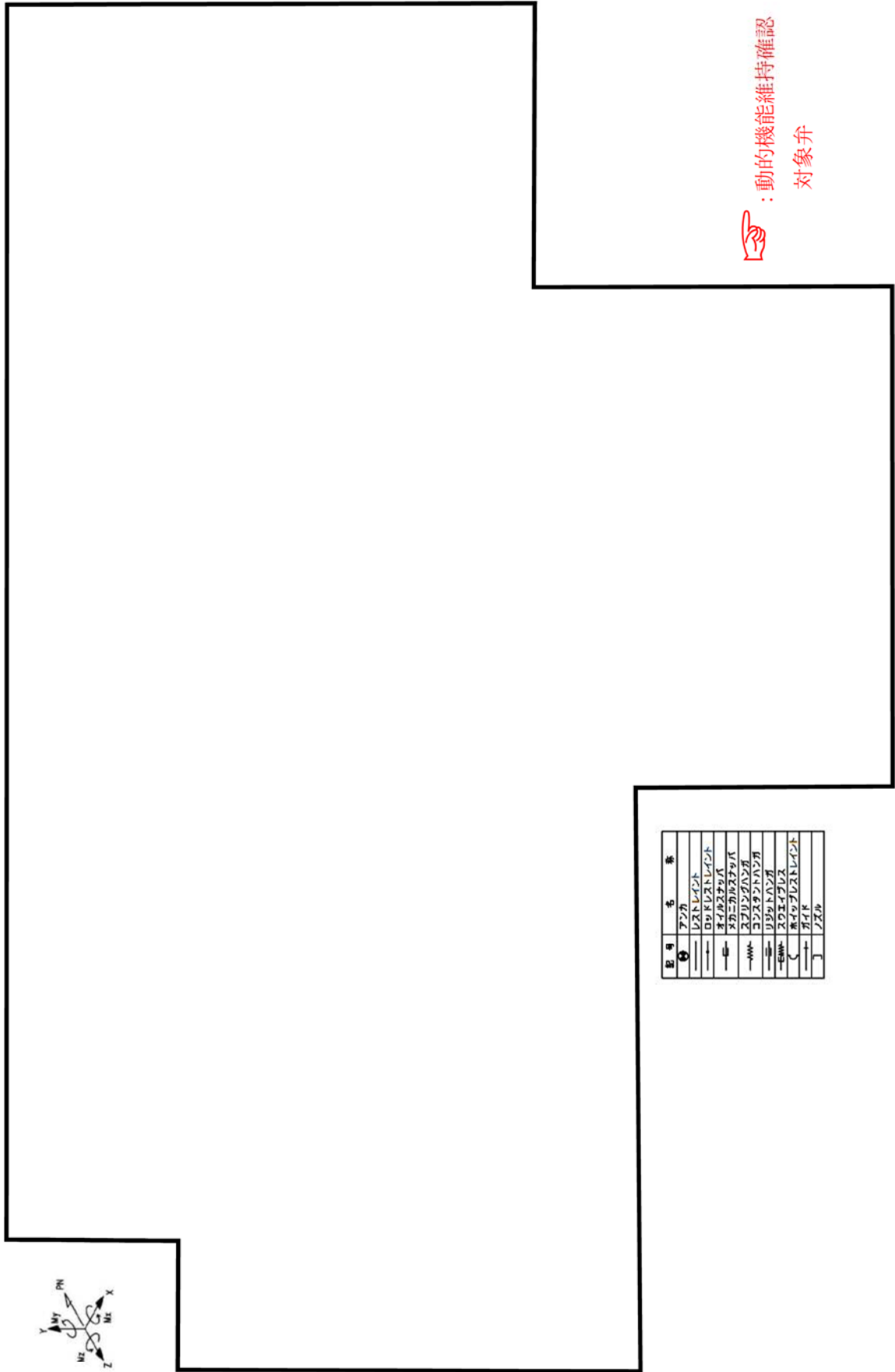
*3: 振動数領域として 50Hz まで考慮した地震応答解析により算定する。

原子炉給水逆止弁，主蒸気ドレン弁に接続する原子炉系（蒸気部，純水部）配管の腐食（流れ加速型腐食）に係る減肉管理部位を必要最小肉厚まで一様に減肉させた，[図 1～6 に示す解析モデルを用いて](#)，[計算機コード HISAP により](#) FRS（基準地震動 Ss8 波包絡）によるスペクトルモーダル解析を実施し，対象弁における応答加速度を算出した。

これにより，地震時の応答加速度が機能確認済加速度を下回ることを確認した。評価結果を[表 1 に示す](#)。

表 1 原子炉給水逆止弁，主蒸気ドレン弁の動的機能維持評価結果

地震力	振動数 (Hz)	種別	原子炉給水逆止弁 (B22-F010)		原子炉給水逆止弁 (B22-F032)		主蒸気ドレン弁 (B22-F016)		主蒸気ドレン弁 (B22-F019)		
			応答加速度 ($\times 9.8m/s^2$)	機能確認済加速度 ($\times 9.8m/s^2$)	応答加速度 ($\times 9.8m/s^2$)	機能確認済加速度 ($\times 9.8m/s^2$)	応答加速度 ($\times 9.8m/s^2$)	機能確認済加速度 ($\times 9.8m/s^2$)	応答加速度 ($\times 9.8m/s^2$)	機能確認済加速度 ($\times 9.8m/s^2$)	
Ss	20	工認値	工認未反映のため追而とします								
		劣化状況評価値	4.90	6.0	3.88	6.0	5.82	6.0	1.74	6.0	
鉛直	50	工認値	評価未完のため追而とします。								
		劣化状況評価値	評価未完のため追而とします。								
Ss	20	工認値	工認未反映のため追而とします								
		劣化状況評価値	3.37	6.0	1.31	6.0	1.24	6.0	1.01	6.0	
鉛直	50	工認値	評価未完のため追而とします。								
		劣化状況評価値	評価未完のため追而とします。								



記号	名称
○	ファン
—	レストレイト
—	ロッドレストレイト
—	オイルスタック
—	スカニカルスタック
—	スプリングハンガ
—	コンスタントハンガ
—	リフトハンガ
—	スライブラス
—	スライブラレス
—	ガイド
—	ガスル


 : 動的機能維持確認
 対象弁

図1 原子炉系（純水部）A系配管（解析モデル）

図面修正中につき、追々とさせていただきます。

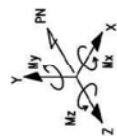
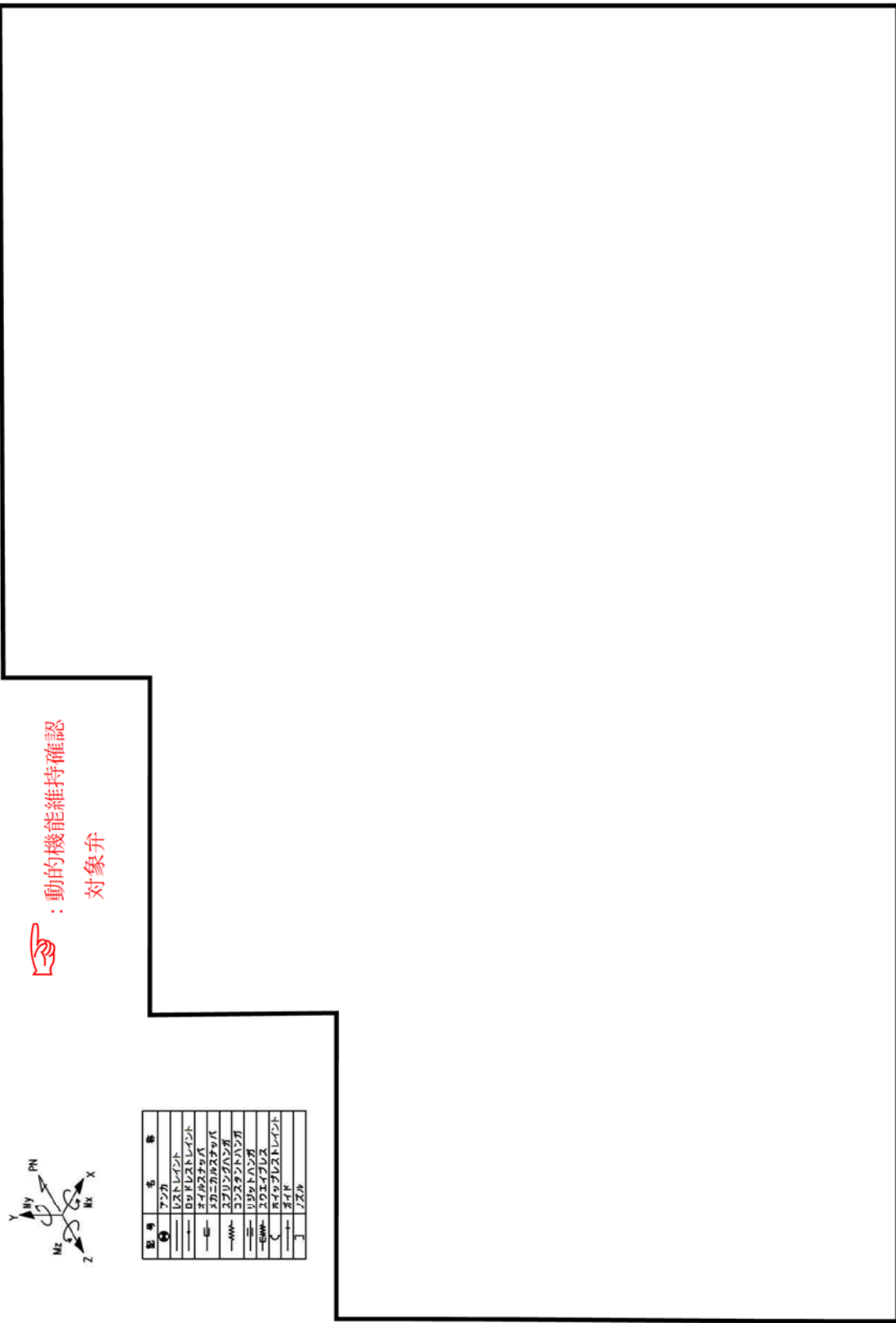
図 3 原子炉系（蒸気部）配管（1/3）（原子炉格納容器内）（解析モデル）

図面修正中につき、追々とさせていただきます。

図 4 原子炉系（蒸気部）（原子炉格納容器内）配管（2/3）（解析モデル）

図面修正中につき、追々とさせていただきます。

図 5 原子炉系（蒸気部）（原子炉格納容器内）配管（3/3）（解析モデル）




動的機能維持確認
対象弁

記号	名称
①	アーク
②	バネ
③	バネ
④	バネ
⑤	バネ
⑥	バネ
⑦	バネ
⑧	バネ
⑨	バネ
⑩	バネ
⑪	バネ
⑫	バネ
⑬	バネ
⑭	バネ
⑮	バネ
⑯	バネ
⑰	バネ
⑱	バネ
⑲	バネ
⑳	バネ
㉑	バネ
㉒	バネ
㉓	バネ
㉔	バネ
㉕	バネ
㉖	バネ
㉗	バネ
㉘	バネ
㉙	バネ
㉚	バネ
㉛	バネ
㉜	バネ
㉝	バネ
㉞	バネ
㉟	バネ
㊱	バネ
㊲	バネ
㊳	バネ
㊴	バネ
㊵	バネ
㊶	バネ
㊷	バネ
㊸	バネ
㊹	バネ
㊺	バネ
㊻	バネ
㊼	バネ
㊽	バネ
㊾	バネ
㊿	バネ

図 6 原子炉系 (蒸気部) (原子炉格納容器外) (1/1) (解析モデル)

水平 2 方向を考慮した耐震評価について

工事計画認可申請における水平 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に対し、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象が想定される場合は、経年劣化事象を考慮した水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価を行う。

低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価について

1. 通常運転時における疲労累積係数

(1) 過渡回数

原子炉系（蒸気部）配管の通常運転時における疲労評価に用いた 60 年時点の推定過渡回数を表 1 に示す。

表 1 原子炉系（蒸気部）における推定過渡回数

運転条件	過渡回数	
	2016年11月時点	60年時点*1
ボルト締付	26	46
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	110
起動（タービン起動）	65	110
夜間低出力運転（出力75 %）	67	120
週末低出力運転（出力50 %）	115	165
制御棒パターン変更	96	176
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1
給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス）	0	1
スクラム（タービントリップ）	16	22
スクラム（その他）	20	24
停止	65	111
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6
ボルト取外し	26	49

*1：60年時点過渡回数

=実績過渡回数+推定過渡回数

≥（試運転時過渡回数+運転開始後過渡回数）+（運転開始後実績過渡回数/運転開始後現時点までの運転期間年数）×1.5×残年数

（評価条件として 2011 年 3 月から 2020 年 8 月末まで冷温停止状態、2020 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍以上を想定）

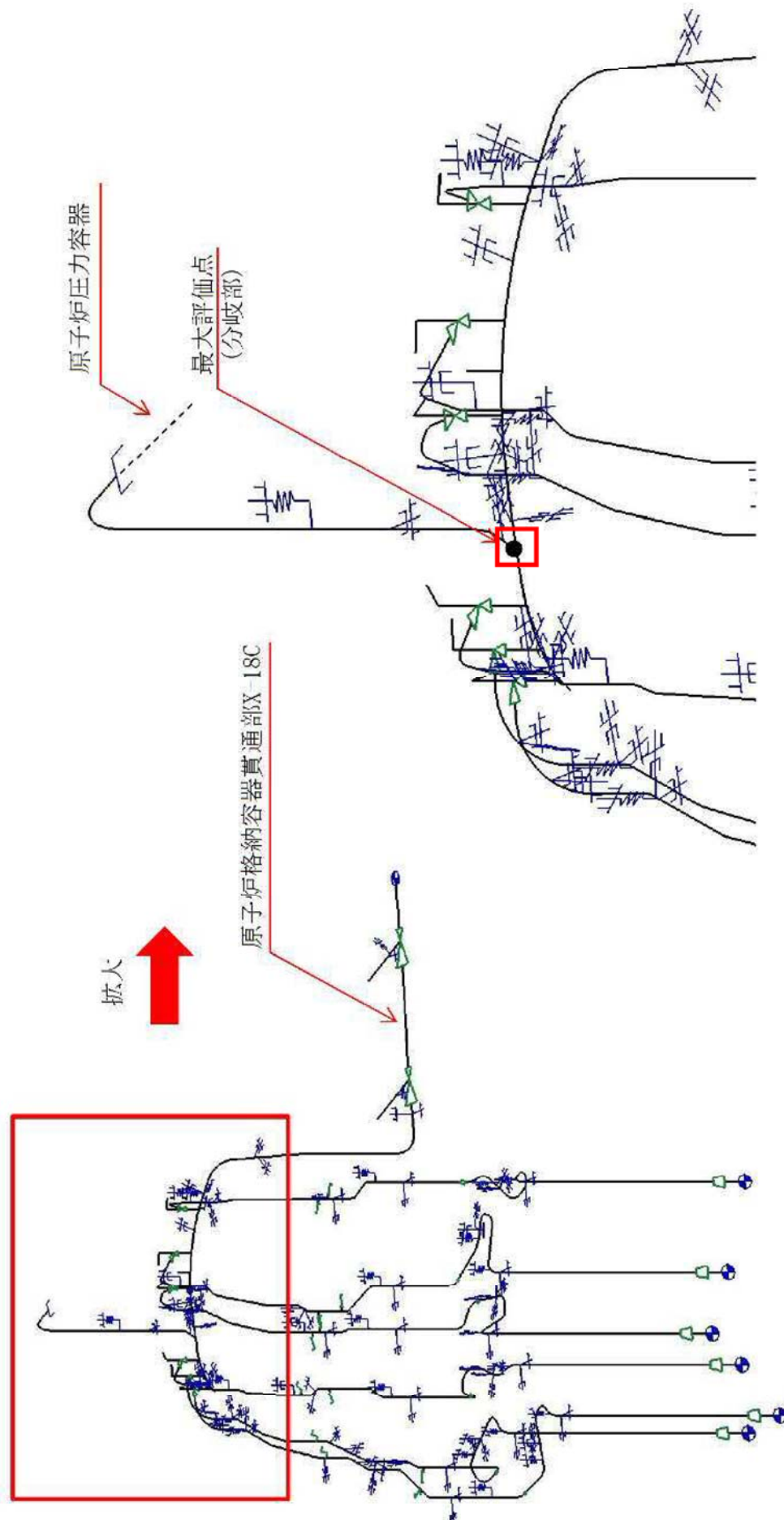
(2) 解析モデル

原子炉系（蒸気部）配管の疲労累積係数の算出に用いた解析モデル（3次元梁モデル）を図1に示す。解析コードはHISAPを使用した。

(3) 解析結果

原子炉系（蒸気部）配管の通常運転時における疲労累積係数の最大評価値は 0.0853 となる。

なお、解析コードを使用した原子炉系（蒸気部）配管の疲労累積係数の最大評価点の算出結果を表 1 に、また、その解析モデルにおける全評価点の疲労累積係数を表 2 にそれぞれ示す。



評価モデル全体図

図 1 原子炉系（蒸気部）配管の疲労解析モデル

3) 原子炉系配管 (蒸気節)

配管疲労評価 付表

系統	主蒸気系		配管モデル名		MS-C		評価点No.		12		評価点属性		通常運転時の疲労累積係数最大点																
	No.		名称		番号		運転温度(°C)		ピーク応力		一次 + 二次応力		Ke係数		繰返しピーク応力 (ヤング率補正前)		繰返しピーク応力 (ヤング率補正後)		材料		STPT49		60日想定		評価ケース				
				始点		終点		始点		終点		MPa		MPa		MPa		MPa		E		SL		ni		繰返し回数		疲労累積係数	
1																													
2																													
3																													
4																													
5																													
6																													
7																													
8																													
9																													
10																													
11																													
12																													
13																													
14																													
15																													
16																													
17																													
18																													
19																													
20																													
21																													
22																													
23																													
24																													
25																													
26																													
27																													
28																													
29																													
30																													
31																													
													疲労累積係数総合計		0.0853														

表 1 最大評価点の解析結果

評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果
12	U	0.0853					

: 最大評価点を示す

表 2 原子炉系（蒸気部）配管（解析モデル MS-C）の疲労解析結果

2. 基準地震動 S_s による疲労累積係数

(1) 評価仕様

原子炉系（蒸気部）の配管仕様を下表に示す。

表 1 原子炉系（蒸気部）主配管の配管仕様

項目	単位	評価対象配管	
		MS-C ライン (PCV 内)	
		節点 50	
		主管側	分岐側
配管口径 D_o	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
配管肉厚 t	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
材質	—	STPT49	<input type="text"/>
縦弾性係数	MPa	182,840 ^{*1}	
最高使用圧力	MPa	8.62	
最高使用温度	℃	302	
設計応力強さ (S_m)	MPa	138 ^{*2}	115 ^{*2}

*1：設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表 1 の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

*2：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

(2) 解析モデル

発生応力の算出には、「1. 通常運転時における疲労累積係数」の算出に用いたものと同じの解析モデル（3次元梁モデル）を用いた。

(3) 入力条件

基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d を用いた地震応答解析より得られた地震波（床応答スペクトル）を用いている。

また、等価繰返し回数は、基準地震動 S_s 、弾性設計用地震動 S_d とともに工事計画認可申請で適用している 110 回としている。

地震応答解析により算出した原子炉系（蒸気部）配管の荷重条件を表 2 に示す。

表2 原子炉系（蒸気部）配管の荷重条件

荷重	要素	モーメント [N・mm]		
		Mx	My	Mz
自重及び地震 Ss	主管側			
	分岐側			
自重及び地震 Sd	主管側			
	分岐側			
地震及び相対変位 Ss	主管側			
	分岐側			
地震及び相対変位 Sd	主管側			
	分岐側			

3. 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表3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	自重及び地震	合計	許容値	ねじり	許容値	地震及び相対変位	許容値
Ss								
Sd								

*1：圧力の算出は、以下のとおり。

S_s地震時

$$S = \frac{B1 \times P \times Do}{2 \times t}$$

$$= \frac{0.5 \times 8.62 \times \boxed{}}{2 \times \boxed{}} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

ここで、

- B1 = 0.5 (応力係数)
- P = 8.62 (負荷喪失時の圧力)
- Do = (配管口径)
- t = (配管肉厚)

S_d地震時

$$S = \frac{B1 \times P \times Do}{2 \times t}$$
$$= \frac{0.5 \times 9.482 \times \boxed{}}{2 \times \boxed{}} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

ここで、

B1 = 0.5 (応力係数)
P = 8.62 · 1.1 = 9.482 (負荷喪失時の圧力)
Do = (配管口径)
t = (配管肉厚)

(2) 地震による UF 評価結果

① S_s地震による UF 評価

S_s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

$$Spb = \frac{K_{2b} \times C_{2b} \times M \times 2}{Z_b}$$
$$= \frac{1.00 \times 3.96 \times \boxed{} \times 2}{1.4071E+06} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

$$Spr = \frac{K_{2r} \times C_{2r} \times M \times 2}{Z_r}$$
$$= \frac{1.75 \times 1.50 \times \boxed{} \times 2}{1.08 \ 07} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

$$Sp = Spb + Spr$$
$$= \boxed{} + \boxed{} = 788 \text{ [MPa]}$$

繰返しピーク応力強さ(ヤング率補正前)

$$Sl = \frac{K_e \times Sp}{2}$$
$$= \frac{2.20 \times \boxed{}}{2} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

繰返しピーク応力強さ(ヤング率補正後)

$$S_l' = \frac{S_l \times (2.07 \times 10^5)}{E}$$

$$= \frac{\boxed{} \times (2.07 \times 10^5)}{182840} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

ここで、

Ke= 2.20 (割増し係数)

C_{2b}= 3.96 (応力係数)

C_{2r}= 1.50 (応力係数)

K_{2b}= 1.00 (応力係数)

K_{2r}= 1.75 (応力係数)

M_b= $\boxed{}$ (N・mm) (モーメント、解析により算出)

M_r= $\boxed{}$ (N・mm) (モーメント、解析により算出)

Z_b= $\boxed{}$ (mm³) (配管の断面係数)

Z_r= $\boxed{}$ (mm³) (配管の断面係数)

E= 182840 (材料の使用温度におけるヤング率)

以上より、基準地震動 S_s による UF 評価結果を表 4 に示す。

表 4 S_s 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
50	$\boxed{}$	$\boxed{}$	0.4509

※S_s 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。

4. 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。疲労累積係数が許容値の 1 を下回り、原子炉系(蒸気部)配管の疲労割れに対する耐震安全性に問題はない。

表 5 S_s 地震時の通常運転時 UF との組み合わせによる評価結果

通常運転時	S _s 地震時	合計
0.0853	0.4509	0.5362

基礎ボルトの耐震安全性評価に関する計算過程について

耐震安全性評価書における基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価に伴う計算過程については、表1に示す理由により代表機器を選定して説明する。

表1 補足説明代表機器の選定

補足説明資料として 代表する機器	選定理由	添付番号
低圧炉心スプレイ系 ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 解析により基礎ボルトに作用する力を算出している原子炉建屋内に据付けられる立形ポンプのうち、許容応力に対する発生応力の比(応力比)が最小であること。 	1
残留熱除去系 熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> 現状からサポート補強を考慮した状態での解析モデルにより、基礎ボルトに作用する力を算出し、耐震安全性評価を行っていること。 耐震バックチェック時においてもサポート補強を考慮して耐震評価を行っていること。 	2
主排気筒	<ul style="list-style-type: none"> コンクリート構造物であり、他の機器・配管系とは異なり建築基準法に準拠して耐震評価を行っていること。 現状からサポート補強を考慮した状態での解析モデルにより、基礎ボルトに作用する力を算出し、耐震安全性評価を行っていること。 耐震バックチェック時においてもサポート補強を考慮して耐震評価を行っていること。 	3

後打ちアンカの耐震安全性評価について

後打ちアンカ減肉後の応力比の算定条件及び算定結果を表 1 及び表 2 に示す。

表 1 後打ちメカニカルアンカの設計許容荷重負荷時のボルト発生・許容応力

		M6	M8	M10	M12	M16	M20
ボルトの断面積 (mm ²) *1	減肉前	19.98	34.68	55.07	80.17	150.25	234.78
	減肉後	14.63	28.70	47.47	70.94	137.50	218.77
アンカの設計許容荷重 (kN)	引張	1.56	2.15	2.84	4.51	6.47	11.37
	せん断	0.98	1.33	1.72	2.70	3.92	6.86
設計許容荷重負荷時のボルト発生応力 (MPa)	引張	83	62	52	57	44	49
	せん断	52	39	32	34	27	30
設計許容荷重負荷, 減肉時のボルト発生応力 (MPa)	引張	107	75	60	64	48	52
	せん断	67	47	37	39	29	32
ボルトの許容応力 (MPa) *2	引張	245	245	245	245	245	235
	せん断	141	141	141	141	141	135
応力比*3	引張	0.44	0.31	0.25	0.26	0.20	0.22
	せん断	0.48	0.33	0.26	0.28	0.21	0.24

*1 : 谷径断面積

*2 : ボルトの許容応力は以下の通り。(JSME S NC1-2005/2007 及び JEAG4601-1984 による)

- ・ ボルトの材質 : SS400
- ・ 許容応力状態Ⅲ_AS の許容応力 (引張) :
 - 1.5ft = 1.5 × F / 1.5 = 1.5 × 245 / 1.5 = 245 MPa (d ≤ 16 mm)
 - 1.5ft = 1.5 × F / 1.5 = 1.5 × 235 / 1.5 = 235 MPa (16 mm < d ≤ 40 mm)
- ・ 許容応力状態Ⅲ_AS の許容応力 (せん断) :
 - 1.5fs = 1.5 × F / (1.5√3) = 1.5 × 245 / (1.5√3) = 141 MPa (d ≤ 16 mm)
 - 1.5fs = 1.5 × F / (1.5√3) = 1.5 × 235 / (1.5√3) = 135 MPa (16 mm < d ≤ 40 mm)
- ・ 設計降伏点 : Sy (245 MPa (d ≤ 16 mm), 235 MPa (16 mm < d ≤ 40 mm))
- 設計引張強さ : Su (400 MPa)
- F = MIN (Sy, 0.7Su) = 245 MPa (d ≤ 16 mm), 235 MPa (16 mm < d ≤ 40 mm)

*3 : 応力比 = 減肉時の発生応力 / 許容応力

表2 後打ちケミカルアンカの設計許容荷重負荷時のボルト発生・許容応力

		M12	M16	M20	M22	M25
ボルトの断面積 (mm ²) *1	減肉前	80.17	150.25	234.78	292.22	338.06
	減肉後	70.94	137.50	218.77	274.33	318.79
アンカの設計許容荷重 (kN)	引張	4.90	12.74	18.14	25.49	33.34
	せん断	3.92	8.62	12.25	16.67	22.55
設計許容荷重負荷時のボルト発生応力 (MPa)	引張	62	85	78	88	99
	せん断	49	58	53	58	67
設計許容荷重負荷, 減肉時のボルト発生応力 (MPa)	引張	70	93	83	93	105
	せん断	56	63	56	61	71
ボルトの許容応力 (MPa) *2	引張	245	245	235	235	235
	せん断	141	141	135	135	135
減肉時の応力比*3	引張	0.29	0.38	0.35	0.40	0.45
	せん断	0.40	0.45	0.42	0.45	0.53

*1：谷径断面積

*2：ボルトの許容応力は以下の通り。(JSME S NC1-2005/2007 及び JEAG4601-1984 による)

・ボルトの材質：SS400

・許容応力状態Ⅲ_AS の許容応力 (引張)：

$$1.5ft = 1.5 \times F / 1.5 = 1.5 \times 245 / 1.5 = 245 \text{ MPa} \quad (d \leq 16 \text{ mm})$$

$$1.5ft = 1.5 \times F / 1.5 = 1.5 \times 235 / 1.5 = 235 \text{ MPa} \quad (16 \text{ mm} < d \leq 40 \text{ mm})$$

・許容応力状態Ⅲ_AS の許容応力 (せん断)：

$$1.5fs = 1.5 \times F / (1.5\sqrt{3}) = 1.5 \times 245 / (1.5\sqrt{3}) = 141 \text{ MPa} \quad (d \leq 16 \text{ mm})$$

$$1.5fs = 1.5 \times F / (1.5\sqrt{3}) = 1.5 \times 235 / (1.5\sqrt{3}) = 135 \text{ MPa} \quad (16 \text{ mm} < d \leq 40 \text{ mm})$$

・設計降伏点:Sy (245 MPa (d ≤ 16 mm), 235 MPa (16 mm < d ≤ 40 mm))

設計引張強さ：Su (400 MPa)

$$F = \text{MIN} (Sy, 0.7Su) = 245 \text{ MPa} \quad (d \leq 16 \text{ mm}), \quad 235 \text{ MPa} \quad (16 \text{ mm} < d \leq 40 \text{ mm})$$

*3：応力比＝減肉時の発生応力／許容応力

浸水防護施設の耐震安全性評価について

東海第二の「浸水防護施設」のうち、耐震安全性評価対象とした設備について、経年劣化事象の抽出や耐震安全性評価の要否判断などのプロセスを示す。

1. 浸水防護施設について

耐震安全性評価対象とした浸水防護施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備）については以下（1）～（3）のとおり。

また、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出までの手順を表 1 に、浸水防護施設の概要を図 1 に示す。

(1) 津波防護施設：防潮堤… a

原子炉建屋… b

防潮扉… c

放水路ゲート… d

構内排水路逆流防止設備… e

貯留堰… f

(2) 浸水防止設備：浸水防止蓋*²… g

水密扉*³… h

浸水防護施設*¹… i

*1：海水ポンプグラウンドドレン排出口逆止弁，取水ピット空気抜き配管逆止弁，緊急用海水ポンプグラウンドドレン排出口逆止弁及び緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁

*2：海水ポンプ室ケーブル点検口，放水路ゲート点検用，SA 用海水ピット開口部及び緊急用海水ポンプピット点検用開口部

*3：原子炉建屋原子炉棟水密扉，原子炉建屋附属棟東側水密扉，原子炉建屋附属棟南側水密扉，原子炉建屋附属棟西側水密扉，原子炉建屋附属棟北側水密扉 1，原子炉建屋附属棟北側水密扉 2，原子炉建屋残留熱除去系 A 系ポンプ室水密扉，原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室北側水密扉，原子炉建屋原子炉隔離時冷却系室南側水密扉，原子炉建屋高圧炉心スプレイ系ポンプ室水密扉，常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉

(3) 津波監視設備：取水ピット水位計測装置… j

潮位計測装置… k

潮位監視盤… l

津波・構内監視設備… m

2. 想定される劣化事象*

(1) コンクリート構造物 (a, b)

(a) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)

- ・中性化…①
- ・塩分浸透…②

(b) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (△▲事象)

- ・アルカリ骨材反応…③
- ・凍結融解…④
- ・耐火能力低下…⑤

(2) 鉄骨構造物 (a, c, d, e, f, g, h)

(a) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)

該当なし

(b) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (△▲事象)

- ・腐食…⑥
- ・風等による疲労…⑦

(3) 弁 (i)

(a) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)

該当なし

(b) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (△▲事象)

- ・腐食 (孔食・隙間腐食) (弁箱, 弁体ガイド, 基礎ボルト) …⑧

(4) 計測制御設備 (j, k, l, m)

(a) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)

該当なし

(b) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (△▲事象)

- ・腐食 (全面腐食) (スリーブ, 取付座, 上部閉止板及び取付ボルト・ナット, 筐体, チャンネルベース) …⑨ (j, l, m)
- ・腐食 (コンクリート埋設部) (ジベル) …⑩ (j)
- ・腐食 (孔食・隙間腐食) (水位検出器, 検出器ガイド, サポート, ベースプレート, 取付ボルト, 基礎ボルト) …⑪ (k)
- ・腐食 (基礎ボルト) …⑫ (l, m)
- ・樹脂の劣化 (後打ちケミカルアンカ) …⑬ (k, l, m)

*: 絶縁低下 (絶縁体の水トリー劣化による絶縁低下を含む), 特性変化及び導通不良については, 耐震性に影響を及ぼすパラメータの変化とは無関係であるため記載は省略する。

3. 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

「2. 想定される劣化事象」で整理した経年劣化事象①～⑬について、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出した結果を表1に示す。

抽出の結果、潮位監視盤及び津波・構内監視設備の基礎ボルトの腐食が抽出されたため、耐震安全性評価を実施した。

表 1 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出までの手順

「技術評価」で想定される経年劣化事象	ステップ1		ステップ2		ステップ3	
			i	ii		
高経年化対策上 着目すべき経年 劣化事象	○	○	現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいもの × ^{①②}	× ^{①②}	×	振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 ◎
高経年化対策上 着目すべき経年 劣化事象ではない事象	1) △ 2) ▲	○	現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいもの ○	現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないもの ○	○ ○	振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 ◎ ^⑬ 振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 ■ ^{⑥⑧⑨⑪}
		○	現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいもの ○	現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないもの ○	○	振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 ◎ ^⑬ 振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 ■ ^{⑥⑧⑨⑪}
		○	現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいもの ○	現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないもの ○	○	振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 ◎ ^⑬ 振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象 ■ ^{⑥⑧⑨⑪}

○：評価対象として抽出

－：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もの、又は小さいものとして評価対象から除外

■：振動応答特性上又は構造・強度上「軽微若しくは無視」できない事象として評価対象から除外

◎：耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

【凡例】

- T.P. +3.0m~T.P. +8.0m
- T.P. +8.0m~T.P. +11.0m
- T.P. +11.0m以上

- : 津波防護施設
- : 浸水防止設備
- : 津波監視設備
- : 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画

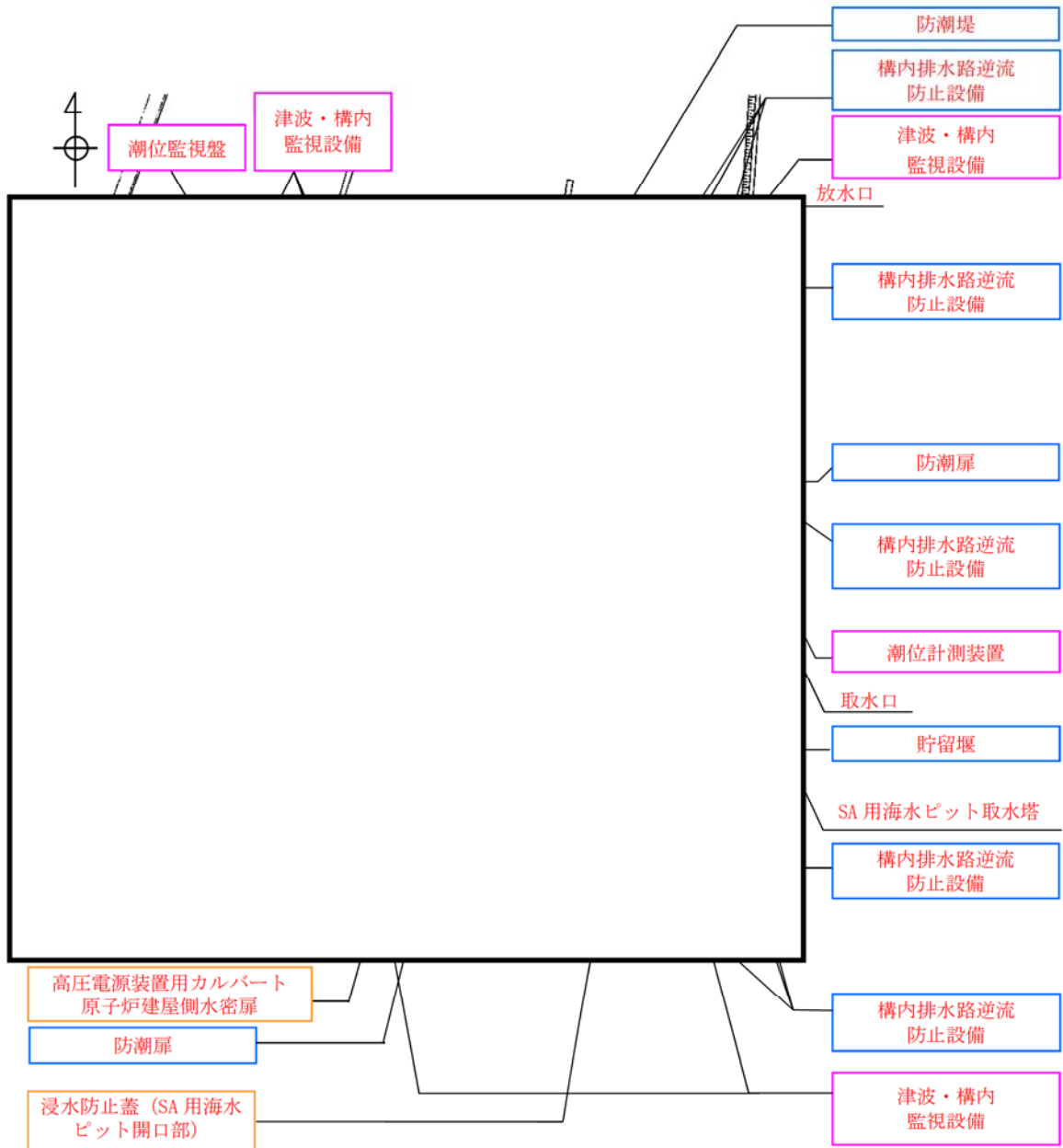


図1 東海第二 浸水防護施設の概要 (1/3)

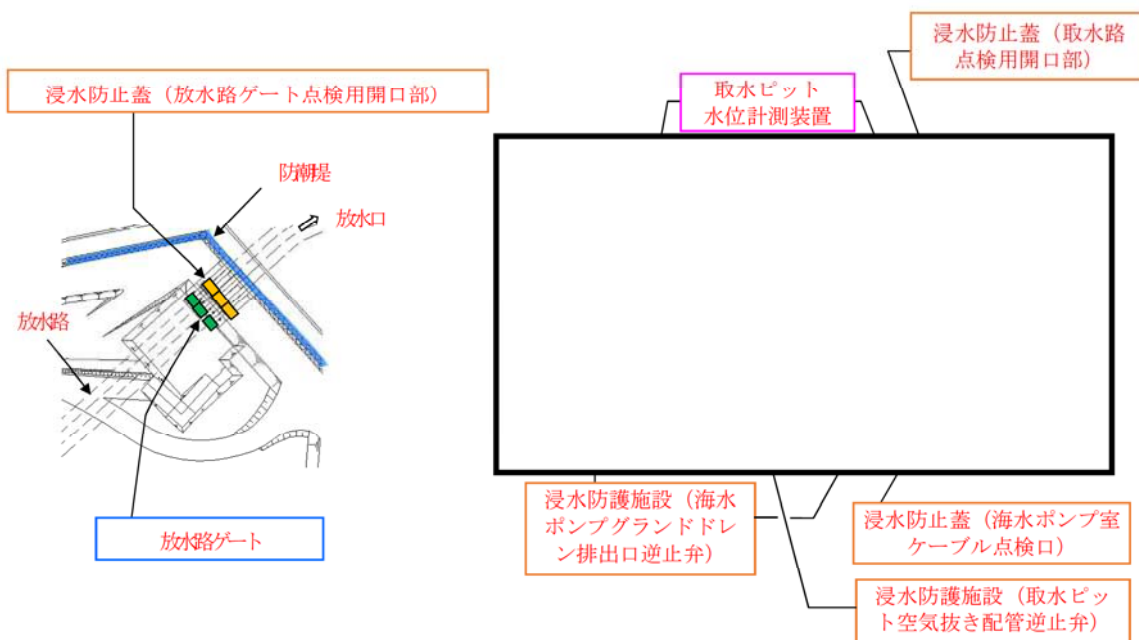
【凡例】

□ 津波防護施設

□ 浸水防止設備

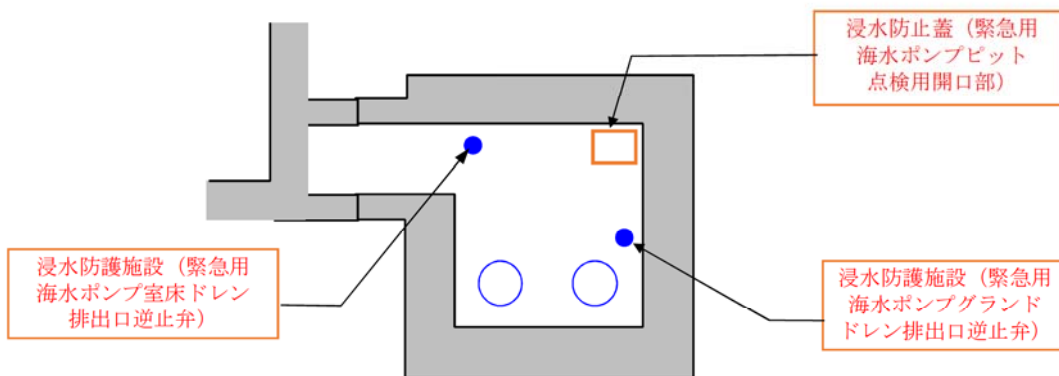
□ 津波監視設備

▨ 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画



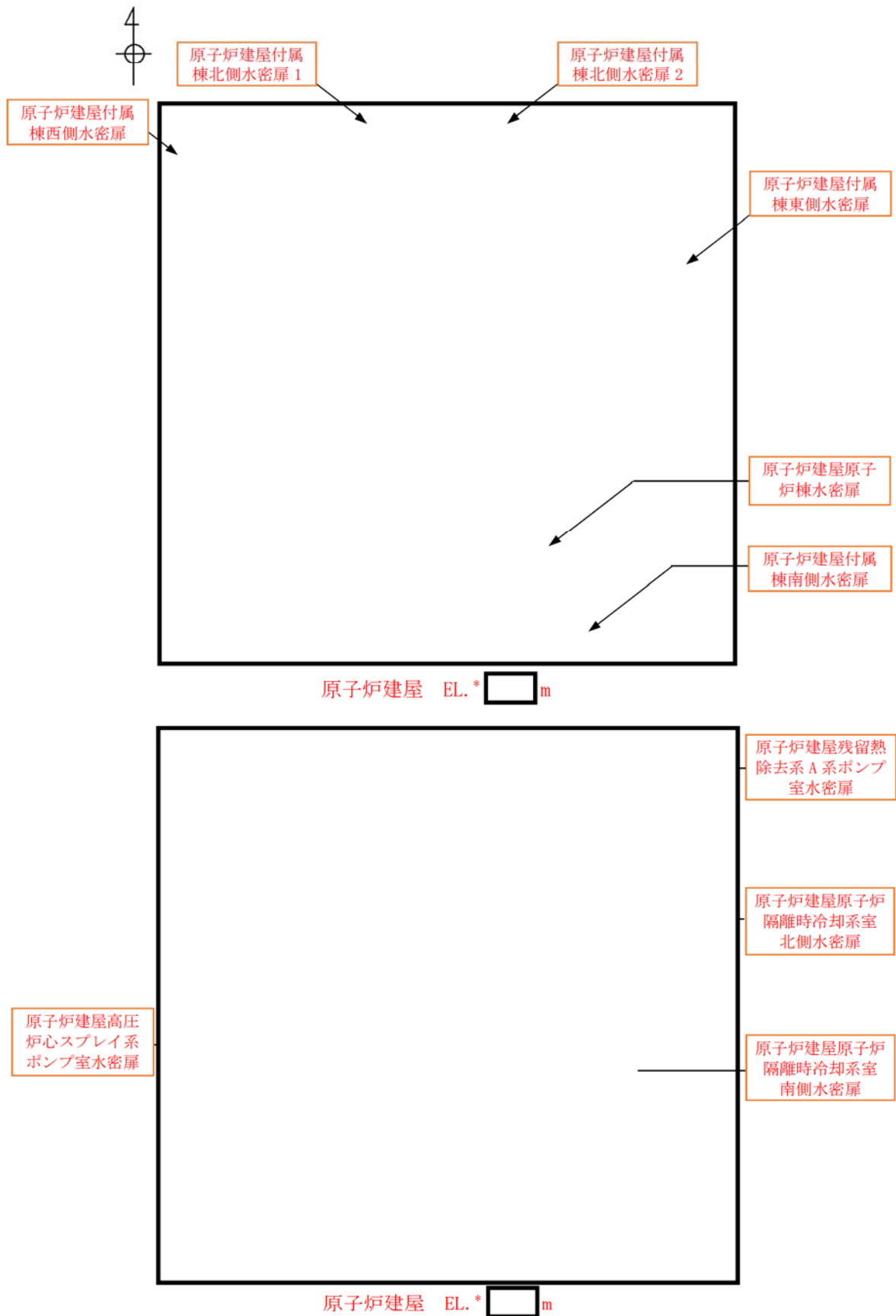
図① (放水口周辺拡大図)

図② (海水ポンプエリア周辺拡大図)



図③ (緊急用海水ポンプエリア周辺拡大図)

図1 東海第二 浸水防護施設の概要 (2/3)



*: EL. (Elevation Level) は地盤の標高を示しており, T.P. ±0 m 基準としているため, T.P. = EL. となる

図 1 東海第二 浸水防護施設の概要 (3/3)

V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書

目次

1. 概要	1
2. 構造説明	2
2.1 構造計画	2
3. 燃料集合体の地震応答解析	3
4. 制御棒の挿入性試験	5
4.1 試験装置	5
4.2 試験方法	5
4.3 試験結果	5
5. 検討結果	11

1. 概要

本計算書は、制御棒の耐震性について示すものである。

地震時において制御棒に要求されるのは、制御棒の挿入機能の確保である。

制御棒の挿入機能の確保については、原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編（J E A G 4 6 0 1・補-1984）にしたがって、地震時における制御棒の挿入性についての検討を行い、基準地震動 S_s に対し制御棒の挿入性が確保されることを試験により確認する。

制御棒の挿入機能確保に必要な形状を維持するための構造部材は、シース、ハンドル、タイロッド、落下速度リミッタであり、制御棒挿入試験により挿入機能が確認される。

なお、ボロンカーバイド型制御棒の運転寿命は、核的寿命、機械的寿命のうち核的寿命によって定まる。

ボロンカーバイド型制御棒のボロンカーバイド粉末を充填した中性子吸収棒については、中性子照射によるガス等の発生に伴い中性子吸収棒の内圧が上昇するが、寿命末期において中性子吸収棒の変形は生じない。

以上より、制御棒の寿命中において中性子吸収材によるシースの変形はないことから、制御棒の挿入性に影響を与えることはない。

2. 構造説明

2.1 構造計画

制御棒の構造計画を表 2-1 に示す。

表 2-1 構造計画

主要区分	計画の概要		概略構造図
	基礎・支持構造	主体構造	
1. 制御材 (1) 制御棒	制御棒は、カップリングソケットにより制御棒駆動機構に支持される。	十字形制御棒	

3. 燃料集合体の地震応答解析

燃料集合体の地震応答解析は圧力容器内部構造物の一部として実施している。

設計用地震波としては、基準地震動 S_s を採用している。

応答解析は、時刻歴応答解析法を適用して建屋の N-S, E-W 両方について実施している。

燃料集合体の計算された最大応答相対変位を図 3-1 に示すが、最大応答相対変位は 16.8 mm となる。

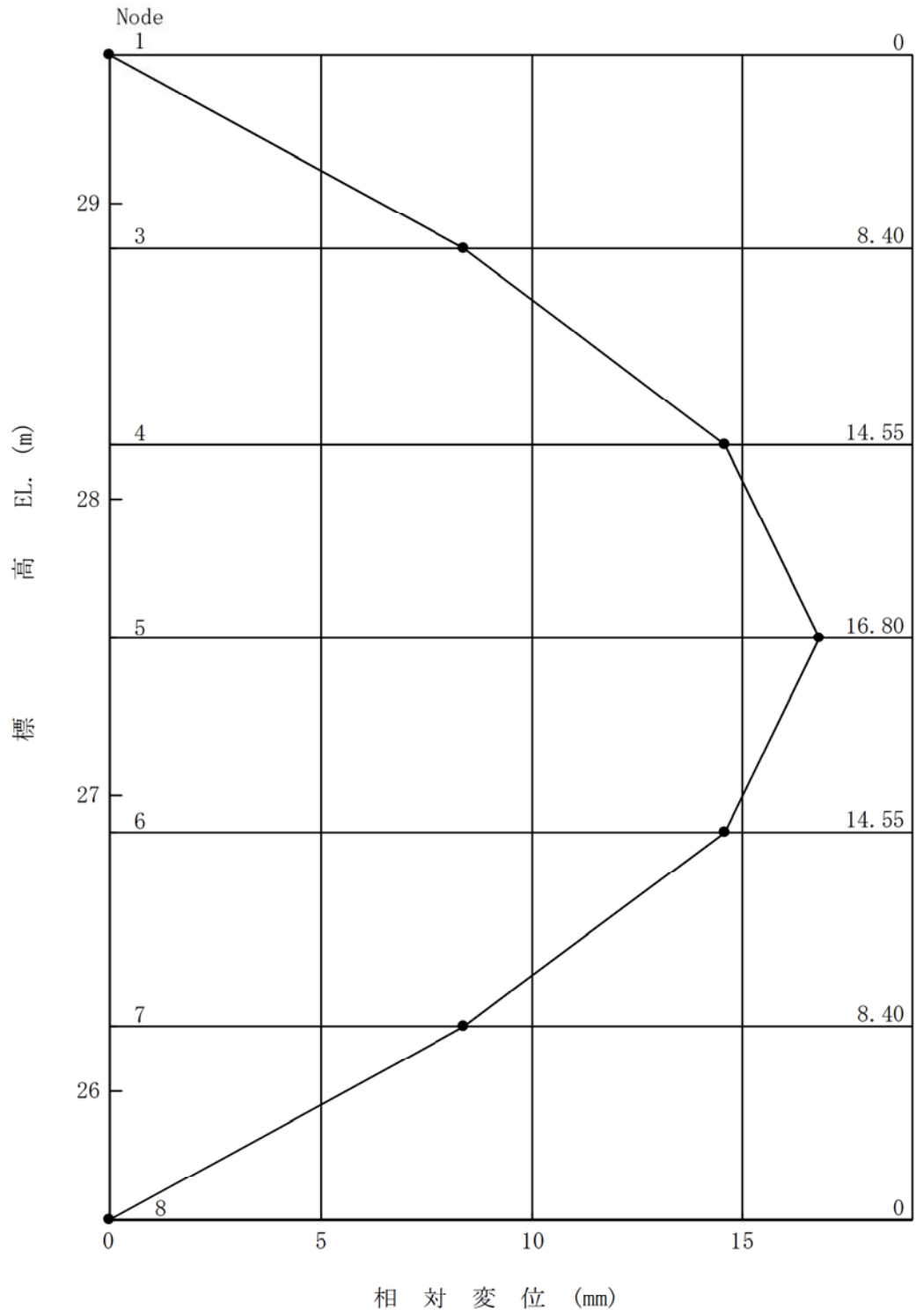


圖 3-1 燃料集合體最大応答相對變位

4. 制御棒の挿入性試験

4.1 試験装置

試験装置の概要を図 4-1 に示す。試験装置は炉心を模擬するために、試験容器内に上部格子板、燃料集合体、制御棒案内管を据え付け、下部に制御棒駆動機構ハウジングを接続している。

試験用機器仕様の概要を表 4-1 に示す。燃料集合体の質量を模擬するため、燃料ペレットに鉛を使用している。制御棒*及び制御棒駆動機構等の供試体は実機仕様である。

試験に用いた計測装置の概要を図 4-2 に示す。

注記*：制御棒はフォロー付で実施しているが、制御棒の質量が増加する分、挿入時間は増す方向であり、試験としては安全側である。

4.2 試験方法

試験条件を表 4-2 に示す。

図 4-1 に示す試験容器内に 4 体の質量模擬燃料集合体を組み込んで、試験容器中央部に設けられている油圧加振機により試験容器を介して燃料集合体を強制加振し、スクラム試験を実施した。

試験では、燃料集合体の相対変位（振幅）及び制御棒の挿入時間を測定した。

4.3 試験結果

図 4-3 に燃料集合体相対変位と 90 %ストロークスクラム時間の関係を示す。

これによると、燃料集合体の相対変位が約 40 mm においても、90 %ストロークスクラム時間が 3.5 秒以内である。

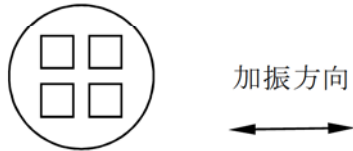
なお、制御棒挿入試験後において制御棒の外観に有意な変化はなかった。

表 4-1 試験用機器仕様の概要

試験用機器	仕様の概要
燃料集合体	質量模擬燃料集合体 (質量模擬のため、燃料ペレットに) 鉛を使用
制御棒	実機仕様*
燃料支持金具	実機仕様
制御棒案内管	実機仕様
制御棒駆動機構	実機仕様
水圧制御ユニット	実機仕様
油圧加振機	加振力 : 水平 2.5×10^5 N ストローク : ± 100 mm

注記* : 制御棒はフォロワ付で実施しているが、制御棒の質量が増加する分、挿入時間は増す方向であり、試験としては安全側である。

表 4-2 試験条件

項目	条件
温度	室温
圧力	常圧*
加振条件	<p>加振方向 : 水平方向</p>  <p>加振振幅 : 燃料集合体の最大振幅が 0~40 mm の範囲</p> <p>加振振動数 : 約 5~6 Hz (燃料集合体の 水中固有振動数相当)</p> <p>加振波形 : 正弦波</p>
スクラム開始時の制御棒位置	全引き抜き状態

注記* : アキュムレータ圧力の調整により原子炉定格圧力
(6.93 MPa[gage]) 時のスクラムを模擬

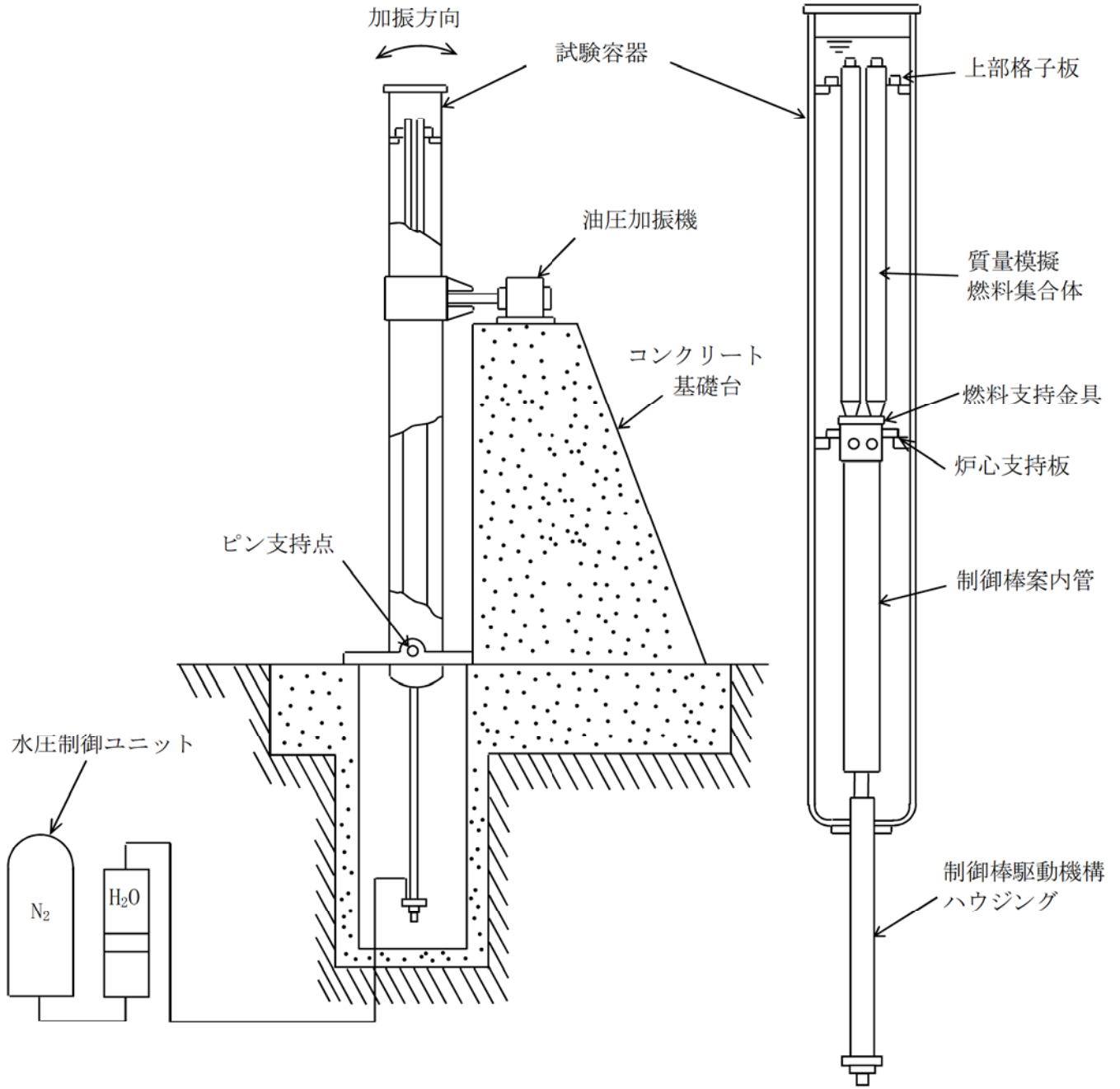


図 4-1 試験装置の概要

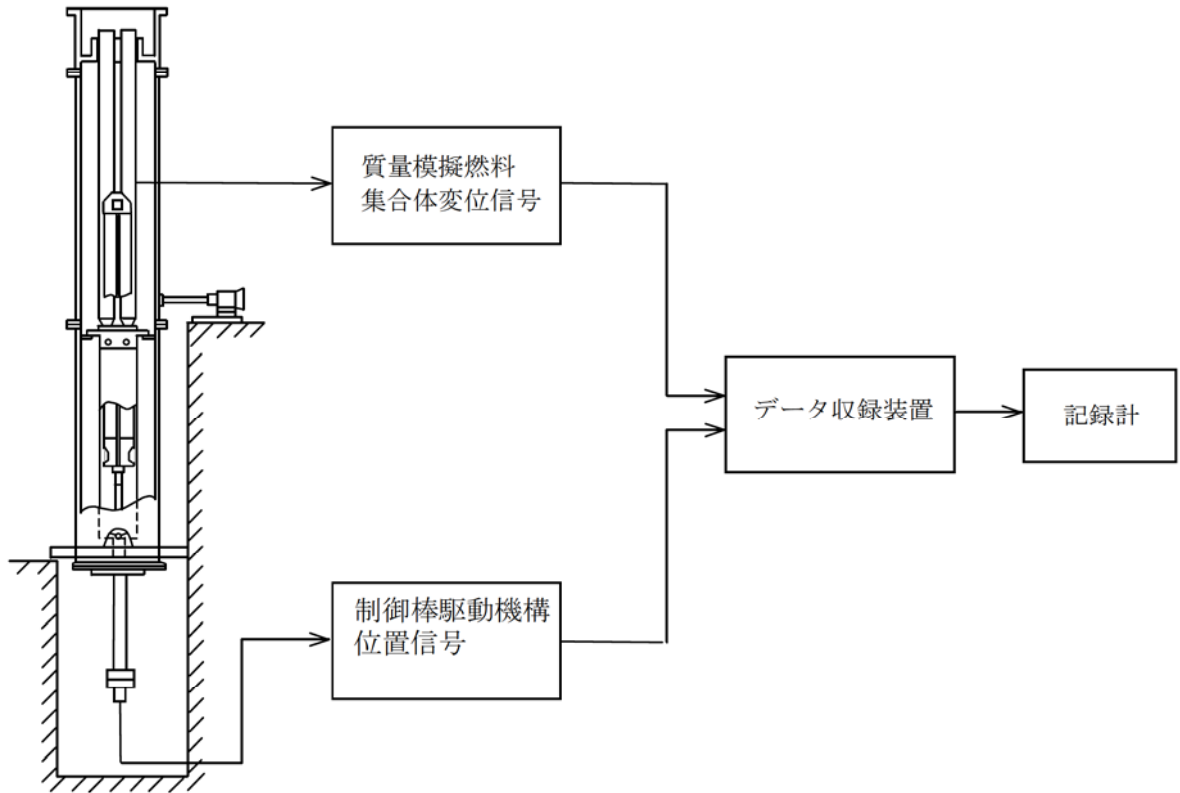


図 4-2 計測装置の概要

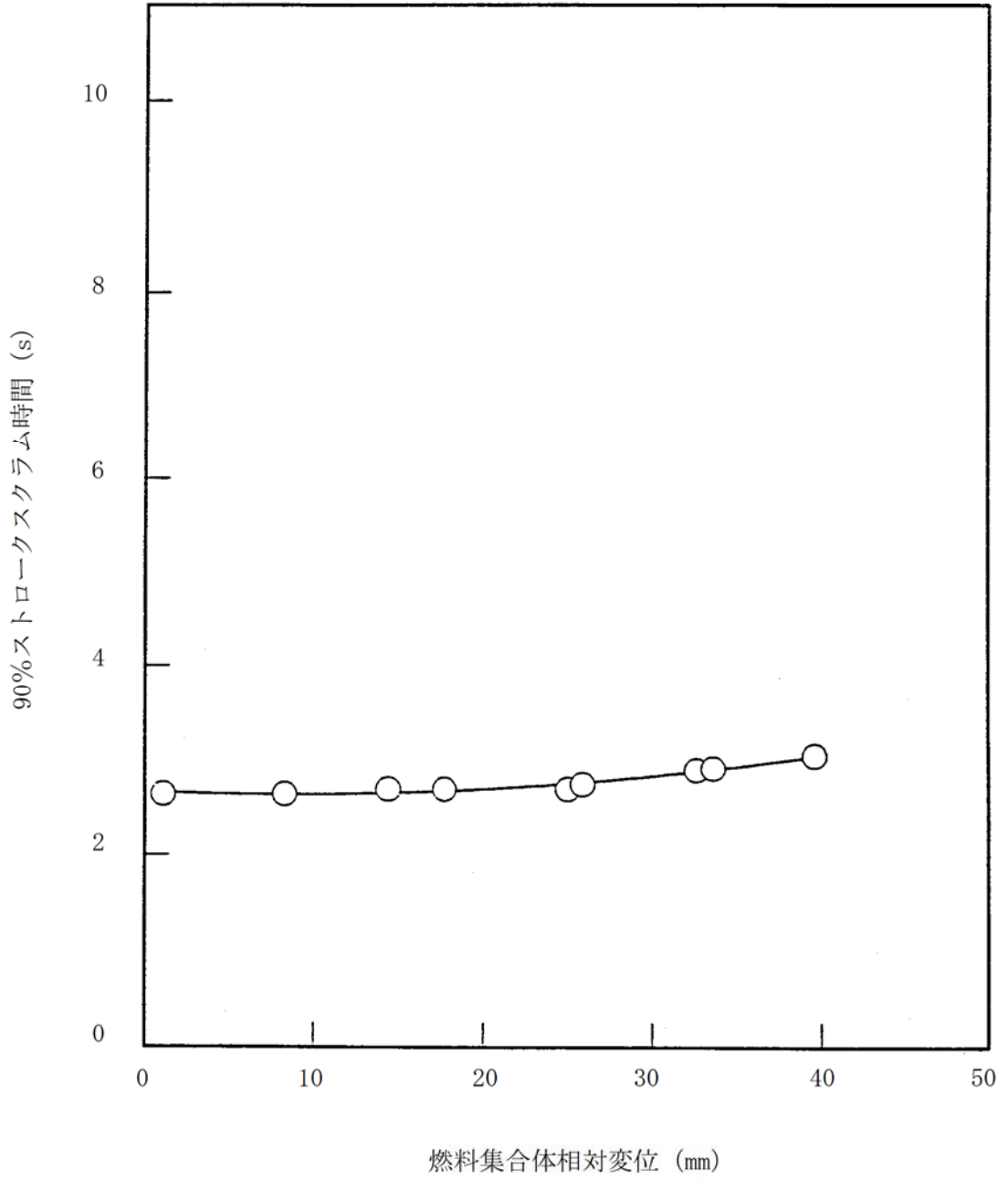


図 4-3 燃料集合体相対変位のスクラム時間に及ぼす影響

5. 検討結果

燃料集合体の地震応答解析の結果、燃料集合体の最大応答相対変位は図 3-1 に示したように 40 mm 以下である。

また、制御棒挿入試験の結果より、燃料集合体の相対変位が約 40 mm においても、通常のスラム仕様値 90 %ストローク 3.5 秒以内であり、試験後において制御棒の外観に有意な変化がないことが確認された。

したがって、基準地震動 S_s による最大相対変位に対し制御棒の挿入性と健全性は確保される。

V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書

目 次

1. 概 要	1
2. 基本方針	2
2.1 構造の説明	2
2.2 評価方針	3
3. 燃料集合体の地震応答解析	4
4. 地震時の制御棒挿入性試験検討	7
4.1 検討方法	7
4.2 検討結果	7
5. 地震時の燃料集合体の応力評価	8
5.1 燃料集合体の応力評価に用いる地震加速度	8
5.2 地震時の応力評価の方法	8
5.3 検討内容	9
5.4 検討結果	9

1. 概 要

本計算書は、燃料集合体の耐震性について示すものである。

地震時において燃料集合体に要求されるのは、制御棒の挿入機能の確保及び崩壊熱除去可能な形状の維持である。

制御棒の挿入機能の確保については、原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編（JEAG4601・補-1984）に従って、地震時における制御棒の挿入性についての検討を行い、基準地震動 S_s に対し制御棒の挿入性が確保されることを試験により確認する。

崩壊熱除去可能な形状の維持については、燃料集合体を支持している炉心支持構造物が耐震設計上の重要度分類Sクラスで設計されており、その支持機能は地震時においても維持されるので、崩壊熱除去可能な形状は維持されると考えられる。燃料被覆管自体の損傷は必ずしも崩壊熱除去可能な形状の喪失を意味するわけではないが、ここではさらに、参考として燃料被覆管の地震時応力を簡易弾性解析によって求める。

2. 基本方針

2.1 構造の説明

燃料集合体の構造計画を表 2-1 に示す。

表 2-1 燃料集合体の構造計画

主要区分	計画の概要		説明図
	基礎・支持構造	主体構造	
燃料集合体	<p>炉心は十字型制御棒とそれを囲む4体の燃料集合体を1ユニットとして構成される。</p> <p>燃料集合体の下部は下部タイププレートの着座面が炉心支持板上の燃料支持金具に嵌合して支持され、上部はユニットを構成する燃料集合体とともに上部炉心格子板内で水平方向に支持される。</p> <p>上下部タイププレート、スペーサ、ウォータロッド及びタイロッドには結合又は支持により骨格を形成する。4体の燃料集合体の外側にはめたチャンネルボックスの外面が制御棒の通路を構成する。</p>	<p>9×9燃料(A型)の燃料集合体は74本の燃料棒と2本のウォータロッドを、9×9燃料(B型)の燃料集合体は72本の燃料棒と1本のウォータチャンネルを、それぞれ9×9の正方格子に配列して7個のスペーサにより束ね、それらの上下端が上部タイププレート及び下部タイププレートと嵌合することにより形成される。</p> <p>燃料集合体を炉心に装荷する際には、外側にはチャンネルボックスをはめる。</p>	<p>The diagram illustrates the fuel assembly structure. It shows a vertical fuel bundle (燃料集合体) supported by a lower type plate (下部タイププレート) and an upper type plate (上部タイププレート). The bundle consists of fuel rods (燃料棒) and water rods (ウォータロッド) held together by spacers (スペーサ) and tie rods (タイロッド). The bundle is housed within a channel box (チャンネルボックス) which contains control rods (制御棒). The bundle is supported by a core support plate (炉心支持板) and fuel support hardware (燃料支持金具). Labels include: 燃料集合体, 上部炉心格子板, チャンネルボックス, 制御棒, 炉心支持板, 下部タイププレート, 燃料支持金具, 上部タイププレート, タイロッド, スペーサ, 燃料棒, ウォータロッド, チャンネルボックス, 下部タイププレート.</p>

制御棒の構造計画の詳細は「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」に示されている。

2.2 評価方針

地震時において燃料集合体に要求されるのは、制御棒の挿入機能の確保及び崩壊熱除去可能な形状の維持である。

制御棒の地震時挿入性の評価については、炉心を模擬した実物大の部分モデルによる加振時制御棒挿入試験結果から挿入機能に支障を与えない最大燃料集合体変位を求め、地震応答解析から求めた燃料集合体変位がその最大燃料集合体変位を下回ることを確認する。

崩壊熱除去可能な形状の維持については、燃料集合体を支持している炉心支持構造物の支持機能が維持されれば、崩壊熱除去可能な形状は維持され则认为される。燃料被覆管自体の損傷は必ずしも崩壊熱除去可能な形状の喪失を意味するわけではないが、参考として燃料被覆管の地震時応力を簡易弾性解析によって求める。燃料被覆管の地震時応力は、運転時（通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時）に燃料被覆管に作用している荷重と地震力を組み合わせて評価する。また、運転中に燃料に生じる燃料被覆管の腐食等の照射の影響を考慮して、燃料被覆管の地震時応力を求めている。

燃料集合体の耐震評価の方法は、平成14年7月1日付け平成14・05・16原第3号にて認可された工事計画の実績に基づいている。

3. 燃料集合体の地震応答解析

燃料集合体の地震応答解析は原子炉压力容器内部構造物の一部として実施されており、この詳細は「V-2-3-2 炉心，原子炉压力容器及び压力容器内部構造物並びに原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に示されている。燃料集合体の剛性はチャンネルボックスにより支配され，燃料集合体の質量は燃料タイプによらず同等であることから，燃料集合体の地震応答は燃料タイプによらず，この燃料集合体の地震応答解析結果が適用可能である。設計用地震波としては，基準地震動 S_s を採用している。

応答解析は，時刻歴応答解析法を適用して建屋の NS，EW 両方について実施している。

計算された燃料集合体の最大応答相対変位を図 3-1 に示すが，最大応答相対変位は約 11.1 mm となる。また，燃料集合体の最大応答加速度を図 3-2 及び図 3-3 に示すが，最大応答加速度は，水平方向で 13.2 m/s^2 ，鉛直方向で 8.07 m/s^2 となる。

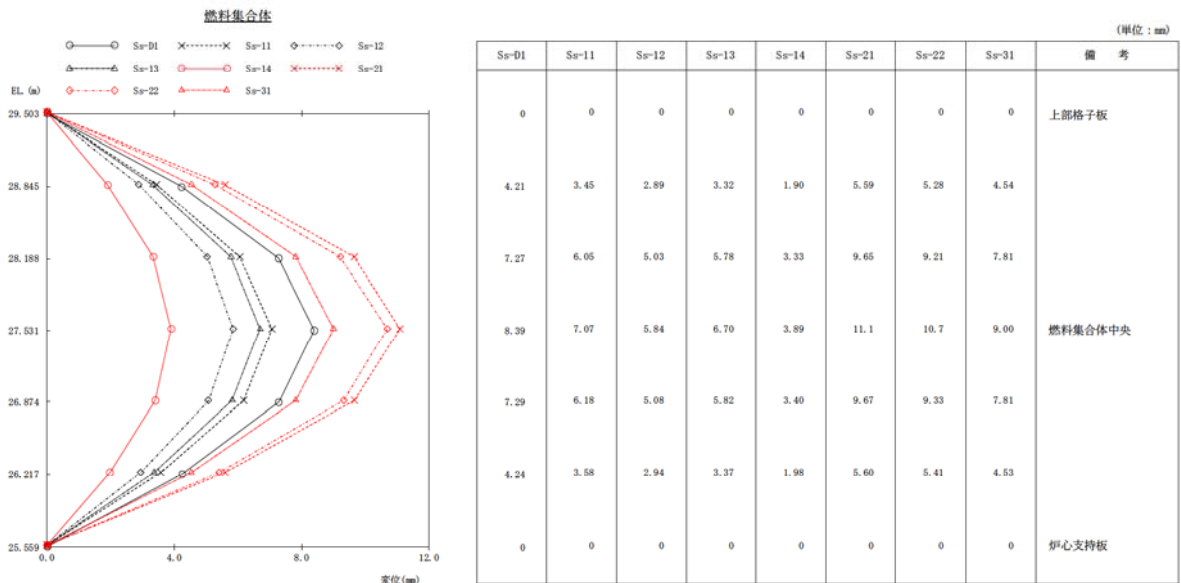
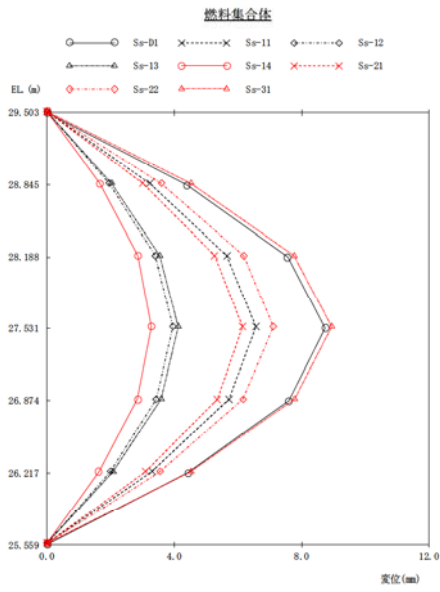


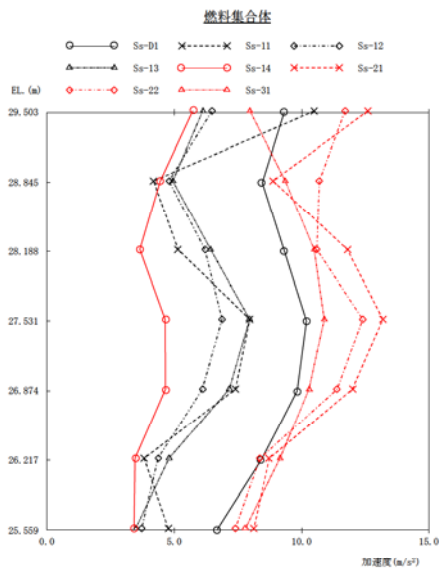
図 3-1(1) 燃料集合体最大応答相対変位 (NS 方向)



(単位: mm)

Ss-01	Ss-11	Ss-12	Ss-13	Ss-14	Ss-21	Ss-22	Ss-31	備考
0	0	0	0	0	0	0	0	上部格子板
4.38	3.23	1.95	2.03	1.66	3.01	3.59	4.52	燃料集合体中央
7.57	5.65	3.40	3.55	2.86	5.27	6.19	7.77	
8.74	6.57	3.95	4.13	3.28	6.14	7.12	8.95	
7.60	5.72	3.43	3.59	2.84	5.35	6.16	7.78	炉心支持板
4.42	3.30	1.99	2.08	1.64	3.10	3.56	4.52	
0	0	0	0	0	0	0	0	

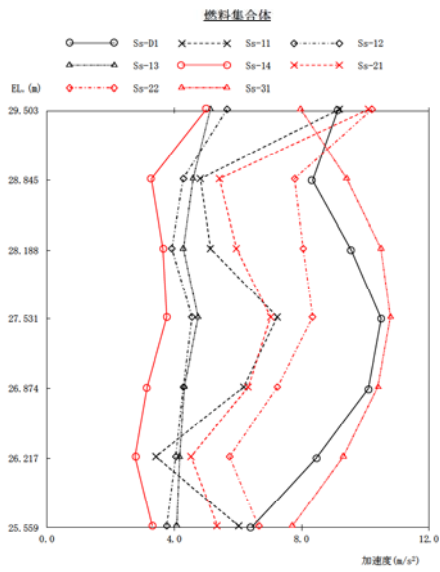
図 3-1(2) 燃料集合体最大応答相対変位 (E W方向)



(単位: m/s²)

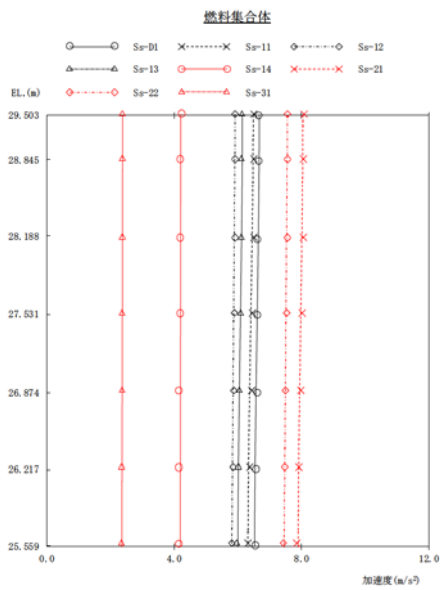
Ss-01	Ss-11	Ss-12	Ss-13	Ss-14	Ss-21	Ss-22	Ss-31	備考
9.31	10.5	6.48	6.12	5.74	12.6	11.7	7.97	上部格子板
8.45	4.19	4.80	4.95	4.46	8.88	10.7	9.36	燃料集合体中央
9.32	5.15	6.21	6.43	3.65	11.8	10.6	10.5	
10.2	7.97	6.88	7.96	4.65	13.2	12.4	10.9	
9.83	7.41	6.11	7.16	4.66	12.0	11.4	10.3	炉心支持板
8.41	3.82	4.37	4.80	3.47	8.73	8.37	9.15	
6.67	4.76	3.73	3.50	3.43	8.12	7.41	7.79	

図 3-2(1) 燃料集合体最大応答加速度 (N S方向)



								(単位: m/s ²)	
Ss-01	Ss-11	Ss-12	Ss-13	Ss-14	Ss-21	Ss-22	Ss-31	備 考	
9.13	9.19	5.66	5.14	5.01	10.1	10.2	7.97	上部格子板	
8.34	4.82	4.28	4.99	3.29	5.41	7.78	9.42		
9.56	5.14	3.93	4.28	3.65	5.95	8.05	10.5		
10.5	7.24	4.96	4.75	3.77	7.02	8.35	10.8	燃料集合体中央	
10.1	6.18	4.29	4.31	3.15	6.32	7.25	10.4		
8.45	3.42	4.05	4.16	2.77	4.52	5.75	9.31		
6.41	6.02	3.77	4.07	3.32	5.35	6.65	7.70	炉心支持板	

図 3-2(2) 燃料集合体最大応答加速度 (E W方向)



								(単位: m/s ²)	
Ss-01	Ss-11	Ss-12	Ss-13	Ss-14	Ss-21	Ss-22	Ss-31	備 考	
6.63	6.51	5.92	6.12	4.21	8.08	7.56	2.37	上部格子板	
6.63	6.51	5.92	6.11	4.20	8.07	7.56	2.37		
6.62	6.50	5.91	6.10	4.19	8.05	7.55	2.37		
6.61	6.47	5.90	6.08	4.17	8.01	7.53	2.36	燃料集合体中央	
6.59	6.43	5.87	6.04	4.15	7.97	7.50	2.36		
6.57	6.38	5.85	6.01	4.15	7.91	7.46	2.35		
6.54	6.32	5.81	5.96	4.15	7.84	7.42	2.34	炉心支持板	

図 3-3 燃料集合体最大応答加速度 (鉛直方向)

4. 地震時の制御棒挿入性試験検討

4.1 検討方法

地震時における制御棒挿入性についての検討方法は、工事計画認可申請書添付書類「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」にてその詳細を示す。

4.2 検討結果

工事計画認可申請書添付書類「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」に示すとおり、制御棒挿入試験の結果、燃料集合体の相対変位が約 40 mm においても、通常のスクリム仕様値 90 %ストローク 3.5 秒以内であり、検査後において制御棒の外観に優位な変化がないことが確認された。

したがって、基準地震動 S_s による最大相対変位に対し制御棒の挿入性と健全性は確保される。

5. 地震時の燃料集合体の応力評価

5.1 燃料集合体の応力評価に用いる地震加速度

地震時における燃料被覆管の応力評価では，3章に記載した基準地震動 S_s よりも大きな加速度として，燃料集合体に作用する水平地震加速度は 20 m/s^2 を，鉛直地震加速度は 12 m/s^2 を用いる。

5.2 地震時の応力評価の方法

地震時における燃料被覆管の応力評価は，簡易弾性解析によりせん断歪エネルギー説（von Mises 理論）に基づき相当応力（一次応力の値）を求め，原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1991 追補版）で定められた許容応力 $0.7 S_u$ （ S_u ：引張強さ）に対する相当応力の比（設計比）を評価する。許容応力は，被覆管の温度及び照射の影響を考慮した値を用いる。

本手法は，平成 14 年 7 月 1 日付け平成 14・05・16 原第 3 号にて認可された工事計画の実績に基づいている。

(1) 応力の計算

応力計算は，通常運転時または，過渡時の応力に地震により発生する応力を加えて三軸方向（半径方向，円周方向及び軸方向）について解析し，それらより相当応力を計算する。

(2) 発生応力

9×9 燃料（A 型）については，通常運転時及び過渡時に発生する応力として，

- ・内外圧力差に基づく応力
- ・水力振動に基づく応力
- ・楕円度に基づく応力
- ・膨張スプリングの圧縮力に基づく応力

を考慮する。

さらに地震時には，水平地震加速度により発生する応力として，

- ・燃料棒のたわみに基づく応力

鉛直地震加速度により発生する応力として，

- ・鉛直地震加速度に基づく応力

を考慮する。

9×9 燃料（B 型）については，

通常運転時及び過渡時に発生する応力として，

- ・冷却材による外圧及び燃料要素内圧によって生じる応力
- ・燃料被覆管楕円度による曲げ応力

- ・流力振動による応力

を考慮する。

さらに地震時には、水平地震加速度及び鉛直地震加速度により発生する応力として、

- ・支持格子間のたわみに基づく応力

を考慮する。

発生する応力の計算式及び計算式で使った記号の説明を9×9燃料（A型）については表5-1及び表5-2に、9×9燃料（B型）については表5-3及び表5-4に示す。

(3) 設計比の評価

設計比の評価では、燃料被覆管温度、燃料棒内圧、炉心条件、燃料棒寸法及び許容応力の統計的分布を考慮し、モンテカルロ法により統計評価を行う。ここで、燃料被覆管温度、燃料棒内圧については、燃料棒熱・機械設計コードによる解析結果を用いる。

モンテカルロ法による評価では、1回の試行ごとに乱数を用い、統計的分布に従い設定される入力条件から1つの設計比が得られる。この試行を繰り返すことにより設計比の統計的分布を求め、設計比の95%確率上限値が1以下であることをもって、燃料集合体の耐震性を確認する。

5.3 検討内容

燃料集合体を支持している炉心支持構造物は、地震時にもその支持機能は維持されるので、崩壊熱除去可能な形状は維持されると考えられる。ここではさらに、基準地震動 S_s による地震力並びに静的地震力に対し崩壊熱除去可能な形状が維持されることを確認するため、参考として燃料被覆管の地震時応力を簡易弾性解析によって求めたところ、設計比の95%確率上限値が1を下回る結果を得た。

地震時における水平地震加速度及び鉛直地震加速度を考慮した応力評価の結果を、設計比（95%確率上限値）が最大となるスペーサ間について表5-5に示す。

5.4 検討結果

設計比が最大となるのは寿命初期であり、水平地震加速度及び鉛直地震加速度を考慮した場合でもその値は0.37である。

表 5-1 地震時の応力の計算式
(9×9燃料 (A型))

応力の種類	応力の成分	内 面	外 面
(1) 内外圧力差に基づく応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(2) 水力振動に基づく応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(3) 楕円度に基づく応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(4) 膨張スプリングの圧縮力に基づく応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(5) 燃料棒のたわみに基づく応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(6) 鉛直地震加速度に基づく応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		

NT2 補② V-2-3-3-1 R0

表 5-2 地震時の応力計算式の記号の説明
(9×9燃料(A型))

記号	説明
P_c	冷却材圧力 * ¹
P_g	燃料棒内圧 * ²
r_1	被覆管外半径
r_2	被覆管内半径
r_m	被覆管平均半径
t	被覆管肉厚 * ³
d	被覆管楕円度
q_{cr}	被覆管臨界座屈荷重
ℓ	スペーサ間距離
δ	水力振動による振幅
E	被覆管の縦弾性係数
ν	被覆管のポアソン比
G_h	地震時水平方向最大加速度
W_s	スペーサ間距離当たりの燃料棒質量
Z	被覆管断面係数 * ³
F	膨張スプリングにより燃料棒に作用する力
G_v	地震時鉛直方向最大加速度
W_r	燃料棒全質量

*1: 評価結果が厳しくなる圧力過渡時の冷却材圧力を使用。

*2: 外圧支配条件において評価結果が厳しくなる寿命初期の内圧を使用。

*3: ライナ部を無視し、照射に伴う腐食減肉を考慮。

表 5-3 地震時の応力の計算式
(9×9燃料 (B型))

応力の種類	成分	内 面	外 面
(1) 冷却材外圧及び 燃料要素内圧に よって生じる応 力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(2) 燃料被覆管楕円 度による曲げ応 力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(3) 流力振動による 応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		
(4) 支持格子間たわ みによる応力	半径方向		
	円周方向		
	軸方向		

NT2 補② V-2-3-3-1 R0

表 5-4 地震時の応力計算式の記号の説明
(9×9燃料 (B型))

記号	説明
P_i	燃料要素内圧 (MPa)
P_o	冷却材圧力 (MPa)
r_i	燃料被覆管内半径 (mm)
r_o	燃料被覆管外半径 (mm)
r_m	燃料被覆管平均半径 (mm)
D_o	燃料被覆管外径 (mm)
D_i	燃料被覆管内径 (mm)
$D_{i\max}$	燃料被覆管最大内径 (mm)
$D_{i\min}$	燃料被覆管最小内径 (mm)
t	燃料被覆管肉厚 (mm)
ν	ポアソン比
E	被覆管ヤング率 (MPa)
I	燃料被覆管の断面二次モーメント (mm ⁴) $I = \frac{\pi}{64}(D_o^4 - D_i^4)$
ω	$\omega = \frac{1}{4} \cdot (D_{i\max} - D_{i\min})$
P_{cr}	$P_{cr} = \frac{E}{4 \cdot (1 - \nu^2)} \cdot \left(\frac{t}{r_m}\right)^3$
l	スペーサ間距離 (mm)
A	流力振動振幅 (=0.05 mm)
W_o	燃料要素単位長重量 (kg/mm)
G	地震時加速度 (m/s ²)
C_1	定数

表 5-5 地震時のスペーサ間の設計比

	9 × 9 燃料 (A型)	9 × 9 燃料 (B型)
寿命初期	0.36	0.37
寿命中期	0.22	0.28
寿命末期	0.23	0.26