

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK補-III-7 改0
提出年月日	平成30年2月8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2月8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、商業機密  
あるい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	10
7. 耐震安全性評価のまとめ	22
8. 高経年化への対応	22
9. 審査基準適合性	23
参考：基準地震動の特性について	24
別紙 1. 弁の動的機能維持評価について	28
別紙 2. 水平 2 方向の考慮した耐震評価について	29
別紙 3. 制御棒挿入性評価について	30
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	31
別紙 5. 建設後の耐震補強の実績について	32
別紙 6. 震災が評価に与える影響とその考え方について	33
別紙 7. 疲労割れに対する耐震安全性評価について	34
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	35
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	36
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	37
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	38
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	39
別紙 10-4. 後打ちアンカの耐震安全性評価について	40
別紙 11 浸水防護施設の耐震安全性評価について	41

## 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)



#### 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。

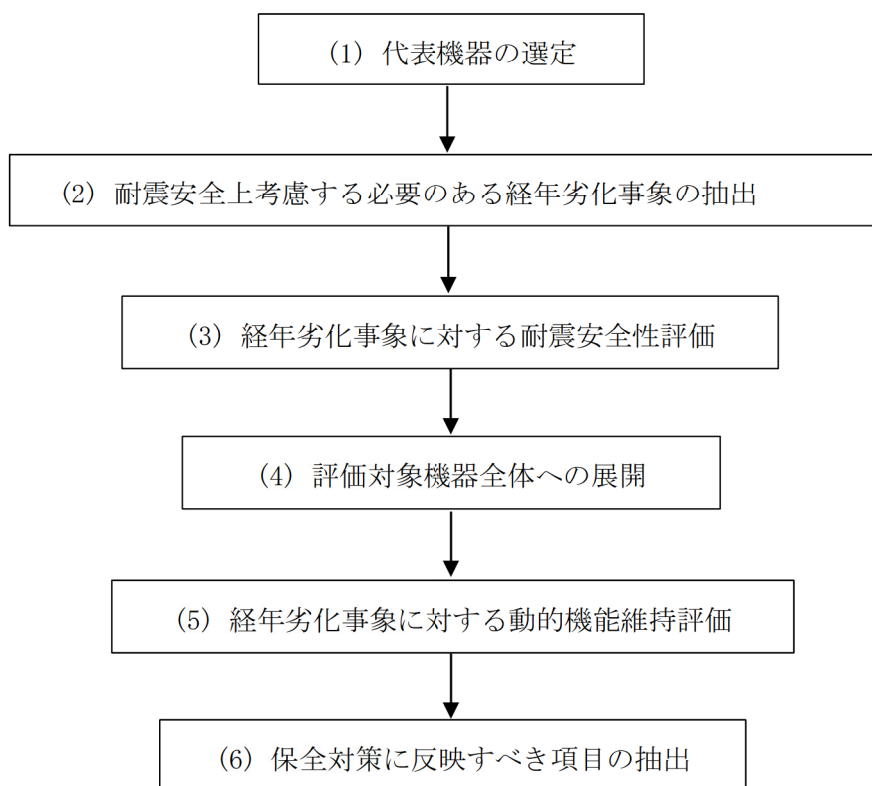


図1 耐震安全性評価の評価フロー図

##### (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の抽出フローにて選定された機器について耐震安全性評価の対象とする。

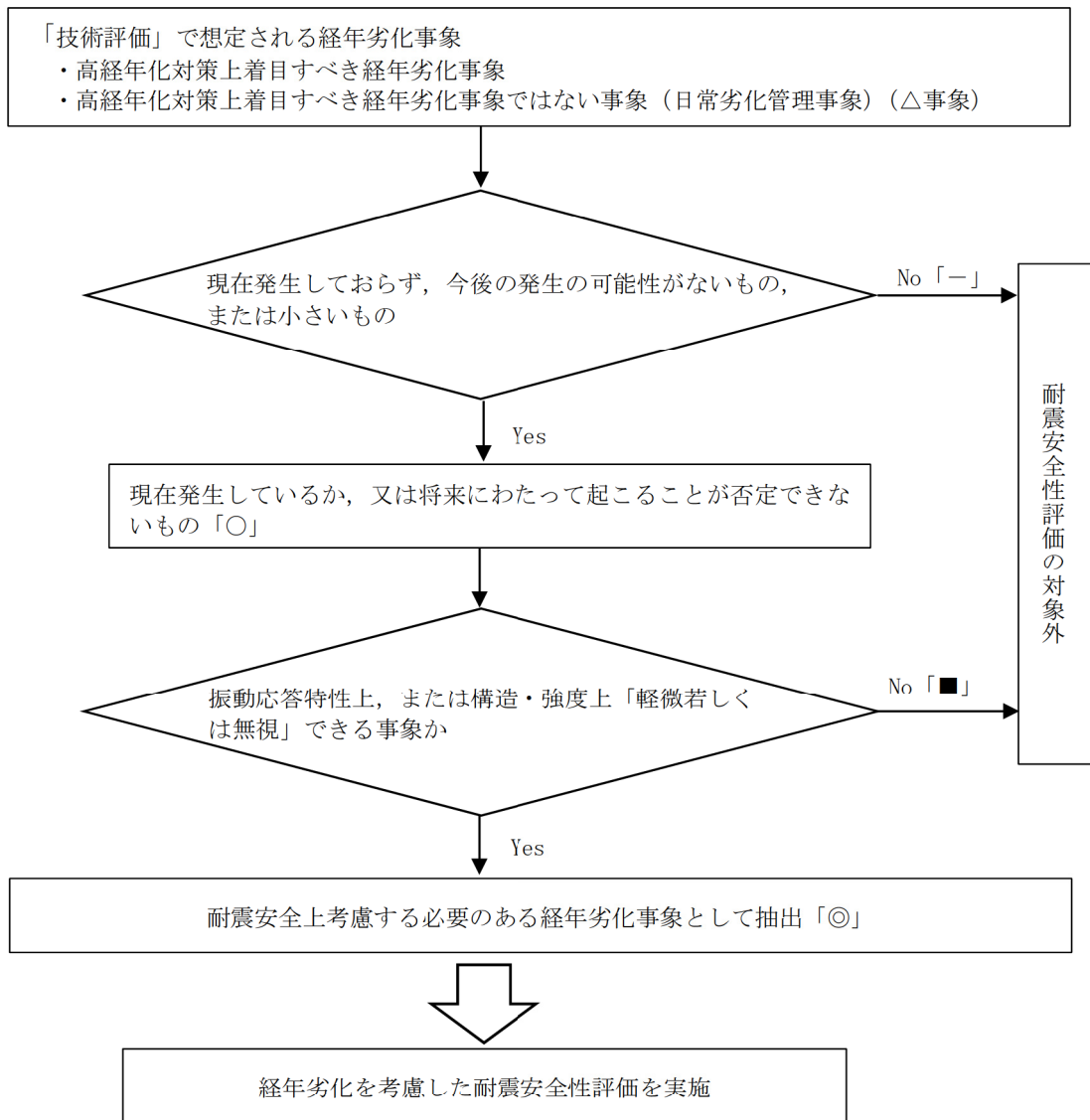


図2 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フロー

### (3) 経年劣化事象に対する耐震安全性評価

耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象ごとに、耐震安全性評価は、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

であり、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し、工事計画認可申請からの変更等の評価手法の変更点、建設後の耐震補強について別紙 4, 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、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と経年劣化事象について別紙 1 に示す。

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 $S_g^{*1}$ により定まる地震力（以下、 $S_g$ 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 <sup>*3</sup> （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 <sup>*4, *5</sup>
C クラス	C クラスの機器に適用される静的地震力 <sup>*5</sup>

\*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  $S_g$  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。次ページ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 $\text{cm/s}^2$ 鉛直 560 $\text{cm/s}^2$
	$S_S$ -11	水平 (NS) 717 $\text{cm/s}^2$ (EW) 619 $\text{cm/s}^2$ 鉛直 579 $\text{cm/s}^2$
	$S_S$ -12	水平 (NS) 871 $\text{cm/s}^2$ (EW) 626 $\text{cm/s}^2$ 鉛直 602 $\text{cm/s}^2$
	$S_S$ -13	水平 (NS) 903 $\text{cm/s}^2$ (EW) 617 $\text{cm/s}^2$ 鉛直 599 $\text{cm/s}^2$
	$S_S$ -14	水平 (NS) 586 $\text{cm/s}^2$ (EW) 482 $\text{cm/s}^2$ 鉛直 451 $\text{cm/s}^2$
	$S_S$ -21	水平 (NS) 901 $\text{cm/s}^2$ (EW) 887 $\text{cm/s}^2$ 鉛直 620 $\text{cm/s}^2$
	$S_S$ -22	水平 (NS) 1009 $\text{cm/s}^2$ (EW) 874 $\text{cm/s}^2$ 鉛直 736 $\text{cm/s}^2$
	$S_S$ -31	水平 (NS・EW) 610 $\text{cm/s}^2$ 鉛直 280 $\text{cm/s}^2$

#### 4.4 東北地方太平洋沖地震による影響評価

##### 追而

#### 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

##### 追而

### 5. 耐震安全性評価の概要

#### 5.1 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象

4.2 に従い抽出された耐震安全上考慮する必要が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、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。

表3 耐震安全上考慮する必要が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がある経年劣化事象									
	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	中性子照射による靱性低下	粒界型応力腐食割れ	全面腐食	流れの加速型腐食		
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
低サイクル疲労割れ（原子炉再循環ポンプ，原子炉圧力容器，配管，弁等）	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。
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）	維持規格に基づく健全性評価にて設定した当時の $S_S$ 地震動による当該部に作用する応力と設置変更許可で定めた基準地震動 $S_S$ による当該部に作用する応力を算出し，60年時点で破壊に至らないことを確認する。
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。
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，許容応力を上回らないことを確認する。

5.2 工認で用いた耐震評価手法等の反映について

追而



## 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説明する。

表5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5 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	選定理由
低サイクル疲労割れ	炭素鋼配管系（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厳しい機器
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
流れ加速型腐食	炭素鋼配管系（原子炉系（蒸気部、純水部））	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で厳しい箇所
腐食（全面腐食）	残留熱除去系海水系ポンプ、濃縮廃液貯蔵タンク、ホウ酸水注入系貯蔵タンク、活性炭バット、廃液濃縮器復水器、廃液濃縮器蒸発缶、残留熱除去系海水系ポンプ出口ストレーナ、残留熱除去系熱交換器、主排気筒	JEAG4601に示される各計算方法による評価結果が厳しい機器

## 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) 低サイクル疲労割れを考慮した耐震安全性評価

#### a. 評価内容

低サイクル疲労割れを考慮した耐震安全性評価内容を表6に示す。

表6 疲労割れの耐震安全性評価内容

経年劣化事象	低サイクル疲労割れ
想定部位	炭素鋼配管系（原子炉系）のうち主蒸気配管（原子炉圧力容器出口～主蒸気隔離弁（第2弁）下流側アンカ点まで）
技術評価内容	60年運転時点における評価内容（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	1. 評価条件  2. 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、疲労累積係数が許容値の1以下であることを確認する。

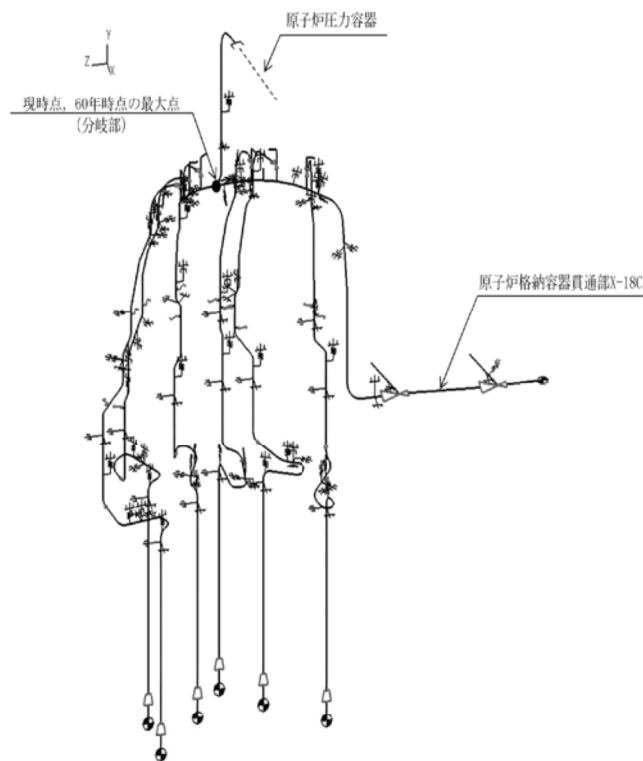


図3 原子炉系（蒸気部）の疲労割れ評価モデル

b. 評価結果

表 7 に示す通り、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。詳細は別紙 7 に示す。

表 7 原子炉系（蒸気部）の疲労割れの耐震安全性評価結果

系統	運転実績回数に基づく疲労累積係数	地震動による疲労累積係数（基準地震動 $S_s$ ）	合計（許容値：1 以下）
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（大気中、接液環境中の疲労累積係数のうち大きい値）

\*2：基準地震動  $S_s$  の評価繰り返し回数（ 回）から求める疲労累積係数

(2) 原子炉圧力容器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

原子炉圧力容器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を表 8 に示す。

表 8 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	原子炉圧力容器胴
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九州エネルギーの評価）の結果、健全性に問題のないことを確認している。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> <p>欠陥深さ：原子炉圧力容器の板厚の 1/4、長さを板厚の 1.5 倍</p> <p>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</p> <p>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した。</p>

b. 評価結果

方向欠陥に地震が作用しても円筒胴の円周方向応力は有意な変化をしないため、圧力・温度制限曲線は地震荷重の有無に係わらずほとんど変化しない。周方向欠陥に地震が作用した場合は、軸方向応力の増加に寄与するため、地震荷重を考慮しないケース 3 に比べて考慮したケース 4 の方が厳しくなる。

原子炉圧力容器の運転は図 4 の飽和圧力－温度線図に従うことから、中性子照射脆化に対する耐震性を考慮した運転制限に対し、十分な安全性が確保されている。詳細は別紙 8 に示す。

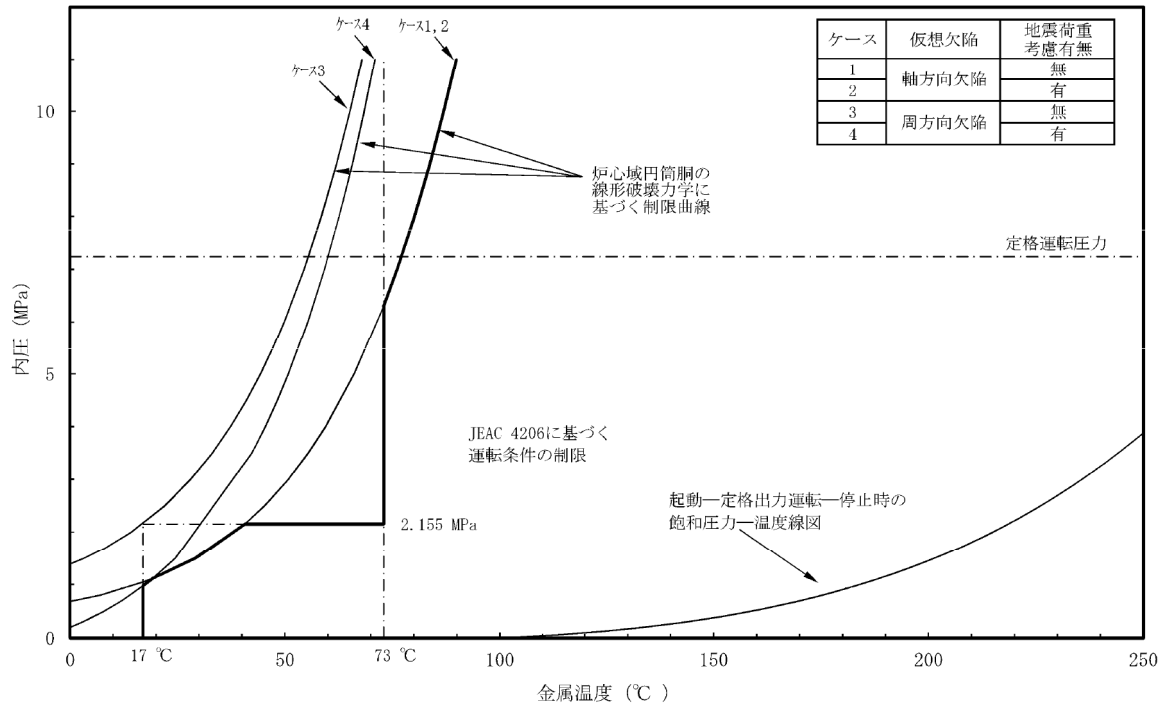


図4 原子炉压力容器の圧力・温度制限曲線（60年時）（炉心領域円筒胴，炉心臨界時）

(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

照射誘起型応力腐食割れに対する地震時荷重を考慮した耐震安全性評価内容を表8に示す。

表8 中性子照射脆化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	定量的な評価は実施せず
耐震安全性評価内容	<p>a. 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：<math>9.2 \times 10^{-7}</math>mm</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            亀裂進展速度：<math>7.8 \times 10^{-5} n^{3.6}</math> (CK<sup>4</sup>)<sup>n</sup> mm</p> <p>b. 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>

b. 評価結果

上部格子板については、現状割れは確認されておらず、また、引張応力成分も小さいため照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性は小さく、仮想亀裂を考慮した耐震評価においても60年時点で破壊に至らない。

炉心シュラウドについては、現状割れは確認されておらず、また、残留引張応力の改善や腐食環境改善対策等を実施しているため照射誘起型応力腐食割れの発生の可能性は小さい。照射誘起型応力腐食割れを考慮した耐震評価において現状保全で管理していれば、破壊に至らない。詳細を別紙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

シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れに対する地震時荷重を考慮した耐震安全性評価内容は表9のとおり。また、炉心シュラウド及び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9 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	炉心シュラウドー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 S2 地震荷重及び当時の SS 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年である。 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 溶接線以外では欠陥のないことを確認している。
耐震安全性評価内容	a. 評価条件 地震動変更に伴い数値に変更が生じる荷重を以下とする。 ・地震荷重で炉心シュラウド及びシュラウドサポートに作用するモーメント b. 評価内容 2010年3月に提出した報告書での評価の変更となる地震荷重について、当時の基準地震動 SS 及び新規の基準地震動 SS の地震荷重により作用するモーメントを用いて、基準地震動 SS による必要最小板厚を算出し、亀裂進展の算出値から技術基準に適合しなくなる時期が所定の期間 (2010年3月から30年) を超える時期であることを確認する。

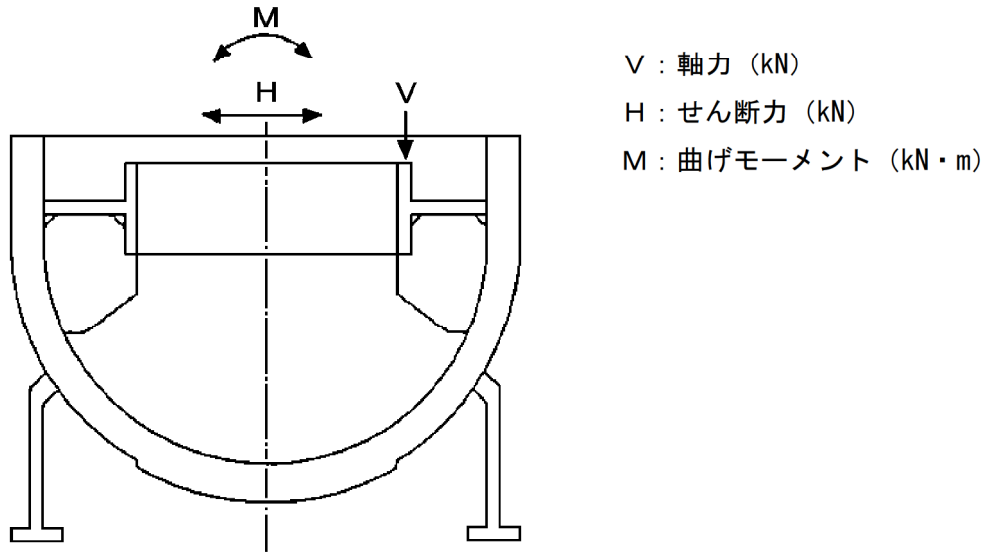


図5 炉心シュラウド・シュラウドサポート荷重の概要図

b. 評価結果

当時の基準地震動  $S_s$  及び新規の基準地震動  $S_s$  の地震荷重により作用するモーメントを用いて、基準地震動  $S_s$  による必要最小板厚を算出し、亀裂進展の算出値から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。詳細は別紙10-1に示す。

(5) 流れ加速型腐食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

炭素鋼配管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表10のとおり。また、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図6に示す。

表10 流れ加速型腐食の耐震安全性評価内容

経年劣化事象	流れ加速型腐食
想定部位	エルボ部、分岐部、レジューサ部等（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）
技術評価内容	高温水または2相流体を内包する炭素鋼配管ではエルボ部、分岐部及びレジューサ部等流れの乱れが起きる箇所は、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また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。
耐震安全性評価内容	エルボ部、分岐部、レジュ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。



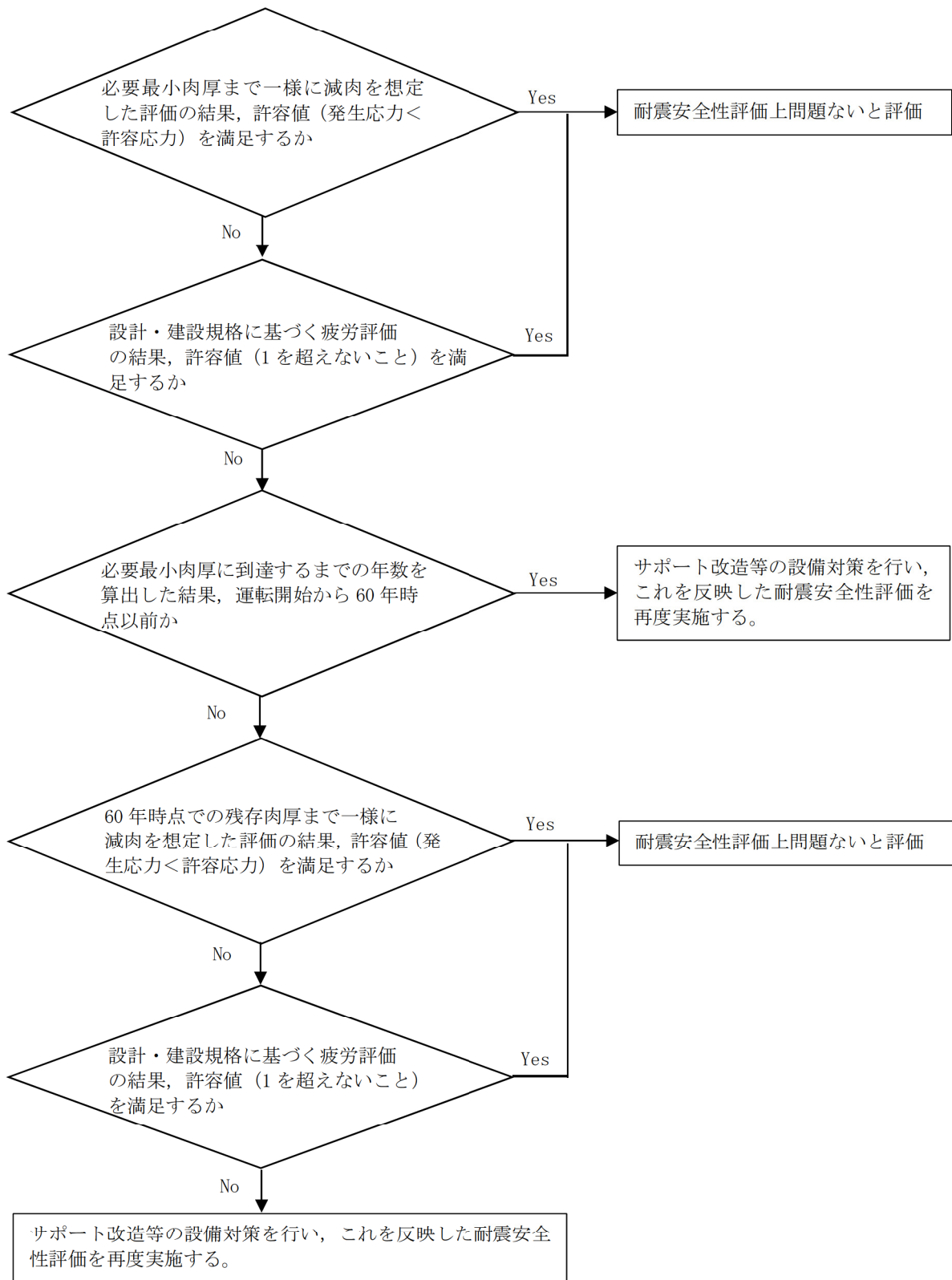


図6 配管の流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価フロー

b. 評価結果

炭素鋼配管系の流れ加速型腐食を想定した耐震安全性評価結果を表 9 に示す。

必要最小肉厚または 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、許容値を超えないことから、耐震安全性評価上問題ない。詳細を 10-2 に示す。

表 9 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	60 年時点板厚*3	
原子炉系 (蒸気部)	クラス 1	S	S <sub>s</sub>	IV <sub>A</sub> 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 以下)
			S <sub>d</sub>	III <sub>A</sub> 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 以下)

\*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

(6) 機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価

a. 評価内容

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は表 10 のとおり。

評価対象機器は以下のとおり。基礎ボルト概要図を図 7 に示す。

- ・ 残留熱除去系海水系ポンプ
- ・ 濃縮廃液・廃液中和スラッジ系設備濃縮廃液貯蔵タンク
- ・ ほう酸水注入系貯蔵タンク
- ・ 活性炭ベット
- ・ 廃液濃縮器復水器
- ・ 廃液濃縮器蒸発缶
- ・ 残留熱除去系海水系ポンプ出口ストレーナ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 主排気筒



表 10 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	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 0.3mm と仮定し、耐震安全性評価を実施する。

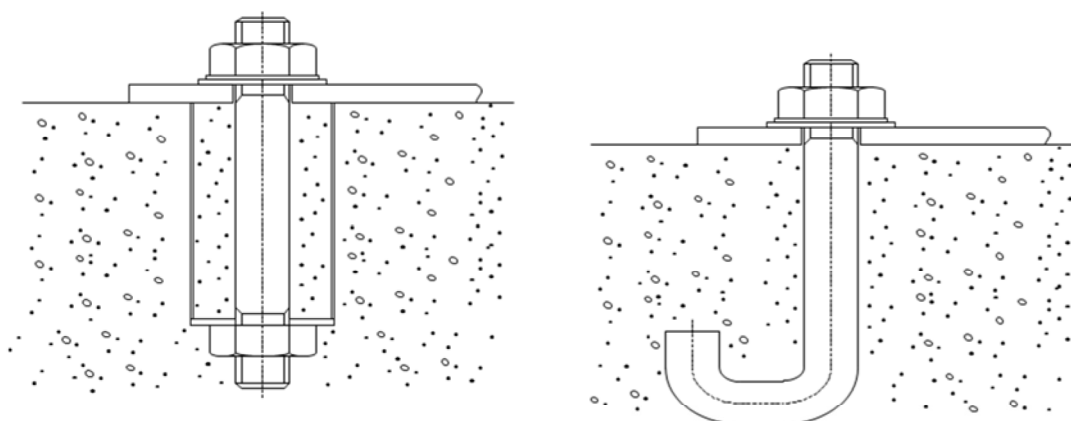


図 7 基礎ボルト概要図

b. 評価結果

評価対象機器の基礎ボルト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、発生応力が許容応力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。詳細を別紙 10-3 に示す。

表 11(1/2) 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*1 (MPa)	備考
残留熱除去海水系ポンプ	S, 重*1	引張	97	195	
		せん断	16	150	
濃縮廃液・廃液中和スラッジ系設備 濃縮廃液貯蔵タンク	B	引張	発生せず	176	
		せん断	34	135	
ほう酸水注入系貯蔵タンク	S, 重*1	引張	54	475	
		せん断	25	366	
活性炭ベット	B	引張	129	173	
		せん断	15	133	

表 11 (2/2) 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*1 (MPa)	備考
濃縮廃液・廃液中和スラッジ系設備廃液濃縮器復水器	B	引張	61	176	
		せん断	16	135	
濃縮廃液・廃液中和スラッジ系設備廃液濃縮器蒸発缶	B	引張	94	139	
		せん断	54	124	
残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナ	S, 重*1	S <sub>s</sub> 引張	174	207	
		S <sub>s</sub> せん断	49	159	
	S <sub>d</sub>	引張	75	173	
		せん断	29	133	
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：設計建設規格 Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり, S<sub>s</sub>地震力が S<sub>d</sub>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<sub>s</sub>地震力による評価応力が III<sub>A</sub>S の許容応力を下回る機器については, S クラス機器は III<sub>A</sub>S の許容応力を示す

\*2：基準地震動 S<sub>s</sub> 評価では考慮しない事故時荷重 (LOCA 時荷重など) を考慮する必要がある場合は, 弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> と組み合わせるべき事故時荷重を考慮した評価を行い, 発生応力を算出する

## (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、制御棒挿入性に対する検討を実施する。

### 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、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原子炉系（蒸気部、純水部）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、原子炉系（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、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上回ら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

追而

### 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、表9のとおり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 <sup>4)</sup>	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 <sup>2)</sup>	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。	低サイクル疲労割れ 全面腐食 流れ加速型腐食	原子炉圧力容器 機械設備（基礎ボルト） 配管（炭素鋼配管系）	考慮する必要がある経年劣化事象に対し、地震時に発生する応力又は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。	別紙 7 に記載 別紙 10-3 に記載 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（次臨）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 照射誘起型応力腐食割れ 粒界型応力腐食割れ	原子炉圧力容器 炉心シユラウド、上部格子板 炉心シユラウド、シユラウドサポート	中性子照射脆化と地震を考慮して求めた圧力・温度制限曲線に対し、原子炉圧力容器運転時の飽和圧力—温度線図が十分な安全性を確保していることを確認した。 炉心シユラウド中間胴について、中性子照射量の増加による靱性低下を考慮した地震に対する評価を実施し、亀裂が発生しても不安定破壊に至るまでの期間（約5年）より短い周期で亀裂の有無を確認していくことにより耐震安全性は確保できると評価した。	別紙 8 に記載 別紙 9 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。	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）	粒界型応力腐食割れと推定されるひび割れが確認されている炉心シユラウド及びシユラウドサポートについて、第24回定検時の破壊評価 <sup>3)</sup> に用いた地震荷重と現状の基準地震動 $S_g$ の地震荷重を比較し評価した結果、技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は運転開始後 60 年を超えることを確認した。	別紙 10-1 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。	—	—	考慮する必要がある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ことを確認した。 これより、経年劣化事象を考慮しても、地震時に動的機能の維持が要求される機器における地震時の応答加速度は各機器の機能確認済加速度を上回るものでないと考えられる。	別紙 1 に記載。 別紙 3 に記載

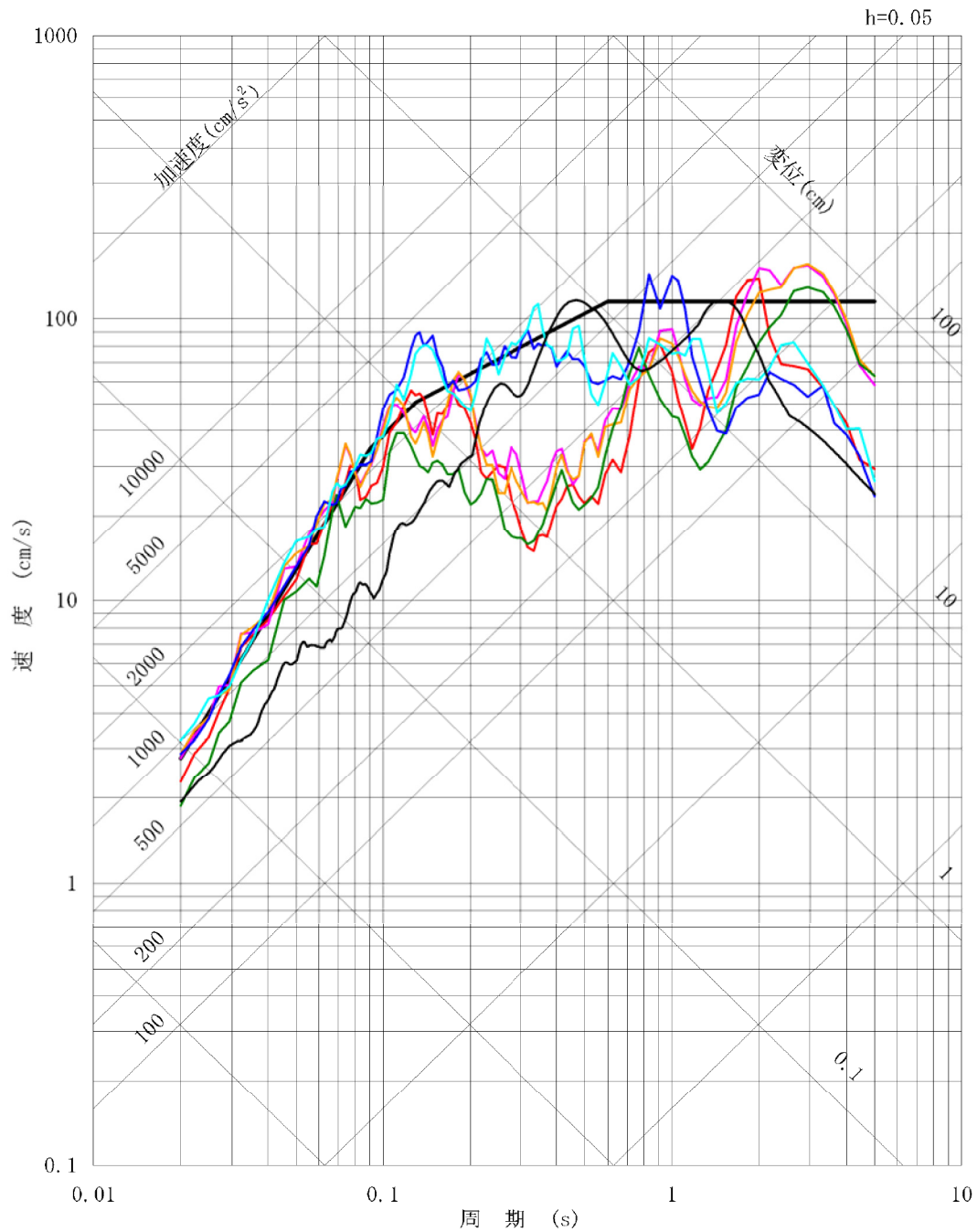
追而

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。

【加速度応答スペクトル】

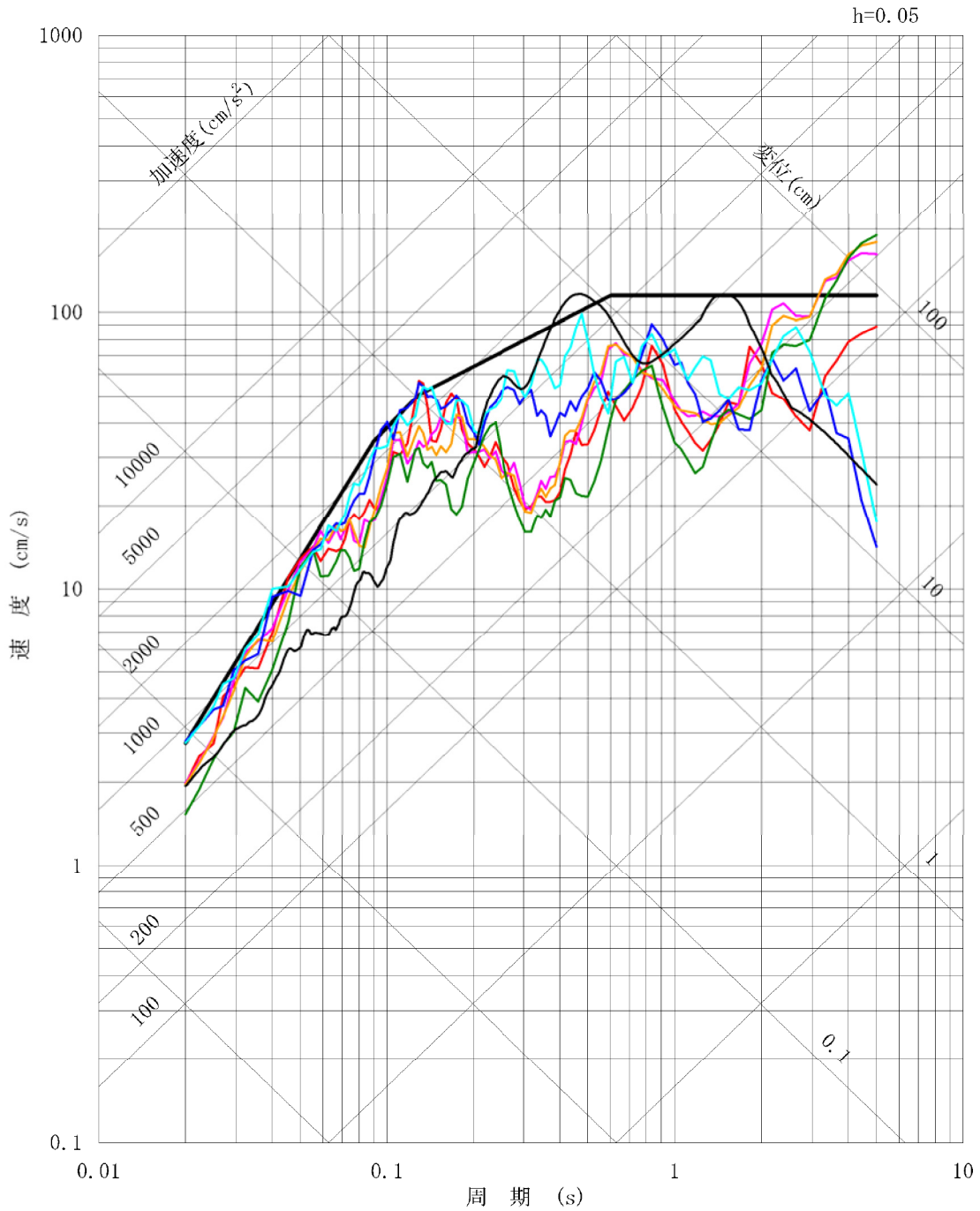
<水平（NS）方向>



- S<sub>s</sub>-D 1
- S<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-2 2 2011年東北地方太平洋沖型地震 (SMG A位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S<sub>s</sub>-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



<水平 (EW) 方向>

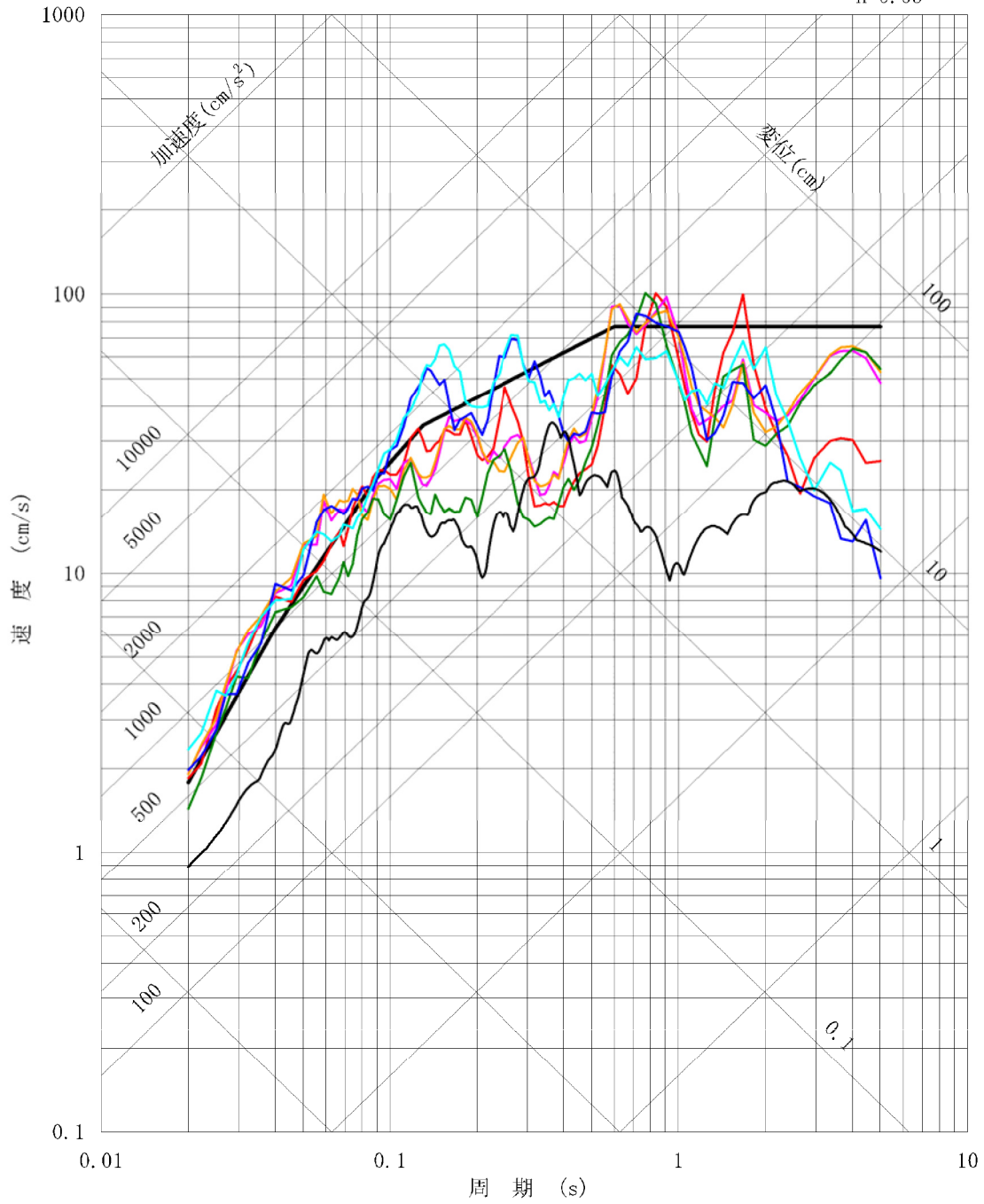


- S<sub>s</sub>-D 1
- S<sub>s</sub>-1 1 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 1)
- S<sub>s</sub>-1 2 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 2)
- S<sub>s</sub>-1 3 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 3)
- S<sub>s</sub>-1 4 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点 2)
- S<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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>

h=0.05



- S<sub>s</sub>-D 1
- S<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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<sub>s</sub>-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 方向の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. 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

タイトル	弁の動的機能維持評価について
説明	<div data-bbox="563 577 1169 864" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 20px;">追而</div>

タイトル	水平 2 方向を考慮した耐震評価について
説明	<div data-bbox="576 517 1182 797" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 20px;">追而</div>

タイトル	制御棒挿入性評価について
説明	<div data-bbox="614 459 1220 743" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 20px;">追而</div>

タイトル	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
説明	<div data-bbox="630 524 1238 808" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 20px;">追而</div>

タイトル	建設後の耐震補強の実績について
説明	<div data-bbox="564 533 1171 819" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 20px;">追而</div>

タイトル	震災が評価に与える影響とその考え方について
説明	<div data-bbox="491 577 1099 864" style="border: 1px solid black; padding: 20px; text-align: center;">追而</div>



タイトル	低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価について
説明	<div data-bbox="612 506 1219 792" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 20px;">追而</div>

タイトル	中性子照射脆化に対する耐震安全性評価について
説明	<div data-bbox="576 577 1182 864" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 20px;">追而</div>

タイトル	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
説明	<div data-bbox="553 495 1160 777" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 20px;">追而</div>

タイトル	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について
説明	<div data-bbox="587 517 1193 801" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 20px;">追而</div>

タイトル	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
説明	<div data-bbox="603 546 1211 833" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 20px;">追而</div>

<p>タイトル</p>	<p>流れ加速型腐食に対する耐震安全評価について</p>
<p>説明</p>	<p style="text-align: center;">追而</p>

<p>説 明</p>	<p>機器付き基礎ボルトの腐食に対する耐震安全評価について</p>
	<p style="text-align: center;">追而</p>

タイトル	後打ちアンカの耐震安全性評価について
説明	<div data-bbox="584 512 1190 797" style="border: 1px solid black; padding: 20px; text-align: center;">追而</div>



タイトル	浸水防護施設の耐震安全性評価について
説明	<div data-bbox="576 472 1185 757" style="border: 1px solid black; text-align: center; padding: 20px;">追而</div>