

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK補-Ⅲ-7 改1
提出年月日	平成30年2月22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22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	22
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 方向を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	33
別紙 5. 建設後の耐震補強の実績について	34
別紙 6. 震災が評価に与える影響とその考え方について	35
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	42
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	43
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	45
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	58
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	64
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	65
別紙 10-4. 後打ちアンカの耐震安全性評価について	66
別紙 11 浸水防護施設の耐震安全性評価について	67

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。

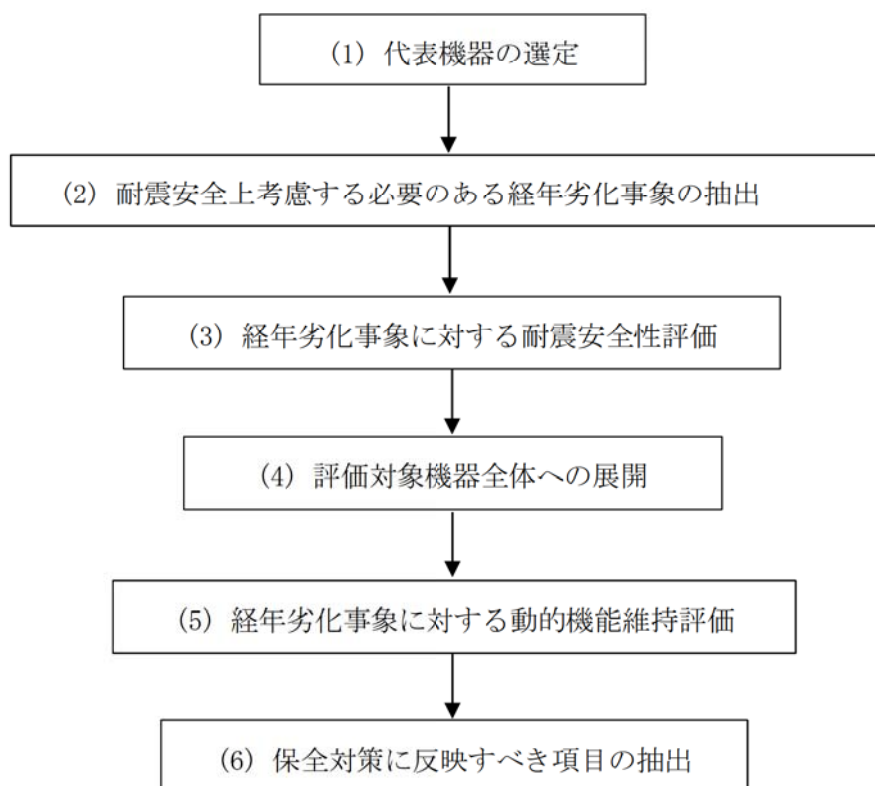


図1 耐震安全性評価の評価フロー図

(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の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。

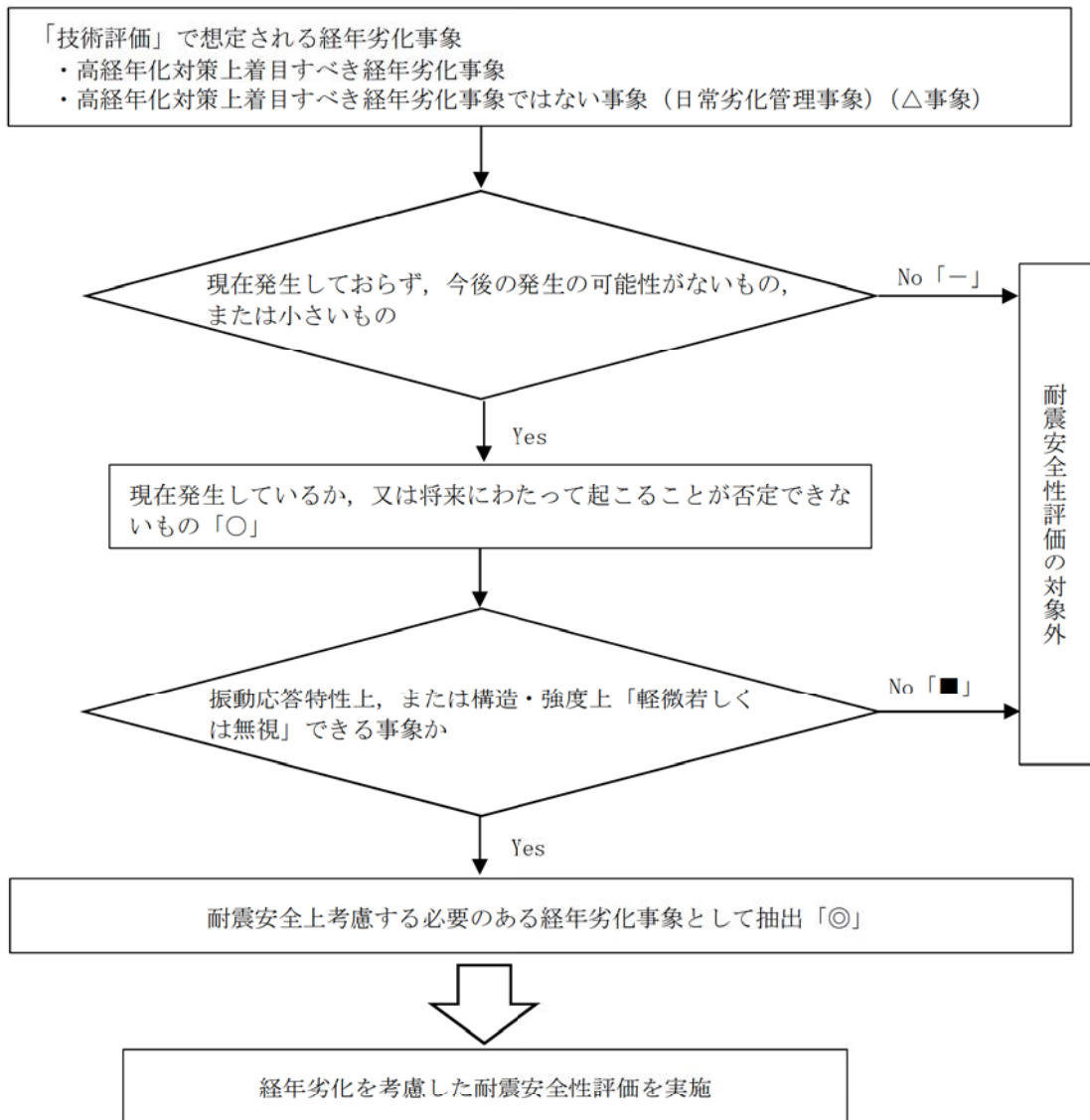


図2 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フロー

(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については別紙 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かを評価する。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_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。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 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して、他の荷重と組み合わせて許容値“1”より小さく、耐震安全上問題のないことを確認する。

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_g 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_g 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

工認で用いた耐震評価手法等の反映については追而とする。

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）、給水系、復水系、ヒータ件名）	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。

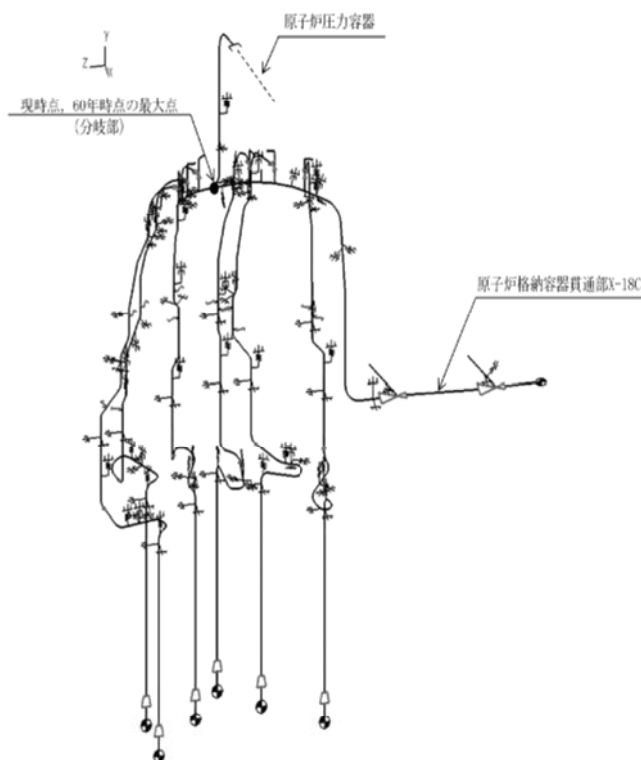


図3 原子炉系（蒸気部）の疲労割れ評価モデル

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) 原子炉压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

原子炉压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。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：原子炉压力容器の板厚の 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>原子炉压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。

原子炉压力容器の運転は図 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。原子炉压力容器の圧力・温度制限曲線（60 年時）の作成過程を別紙 8 に示す。

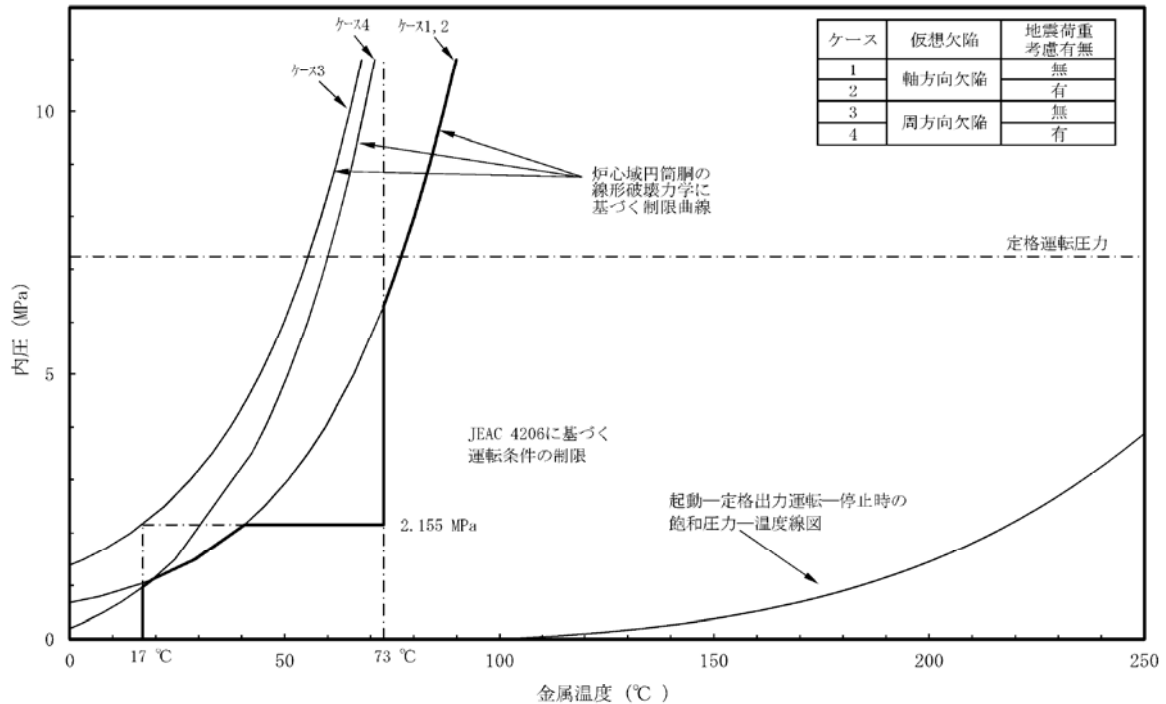


図4 原子炉压力容器の圧力・温度制限曲線（60年時）（炉心領域円筒胴，炉心臨界時）

(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9に示す。

表9 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く，照射誘起型応力腐食割れの主要因となる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>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：$9.2 \times 10^{-7} \text{mm}$</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：$7.8 \times 10^{-5} \text{n}^{3.6} (\text{CK}^4)^{\text{n}} \text{mm}$</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 10 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 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	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 S_2 地震荷重及び当時の S_5 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 S_5 及び新規の基準地震動 S_5 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_5 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。

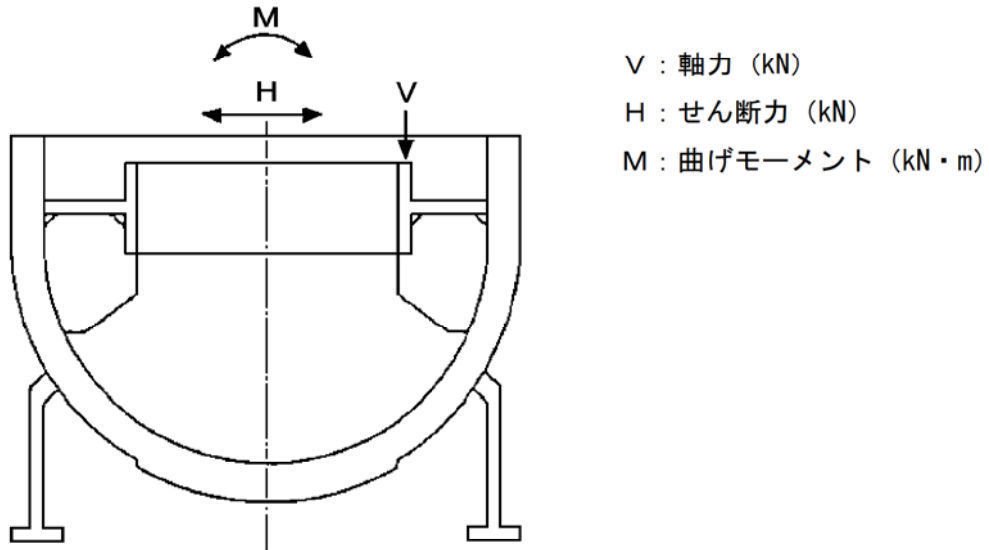


図5 炉心シュラウド・シュラウドサポート荷重の概要図

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11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11 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。
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。

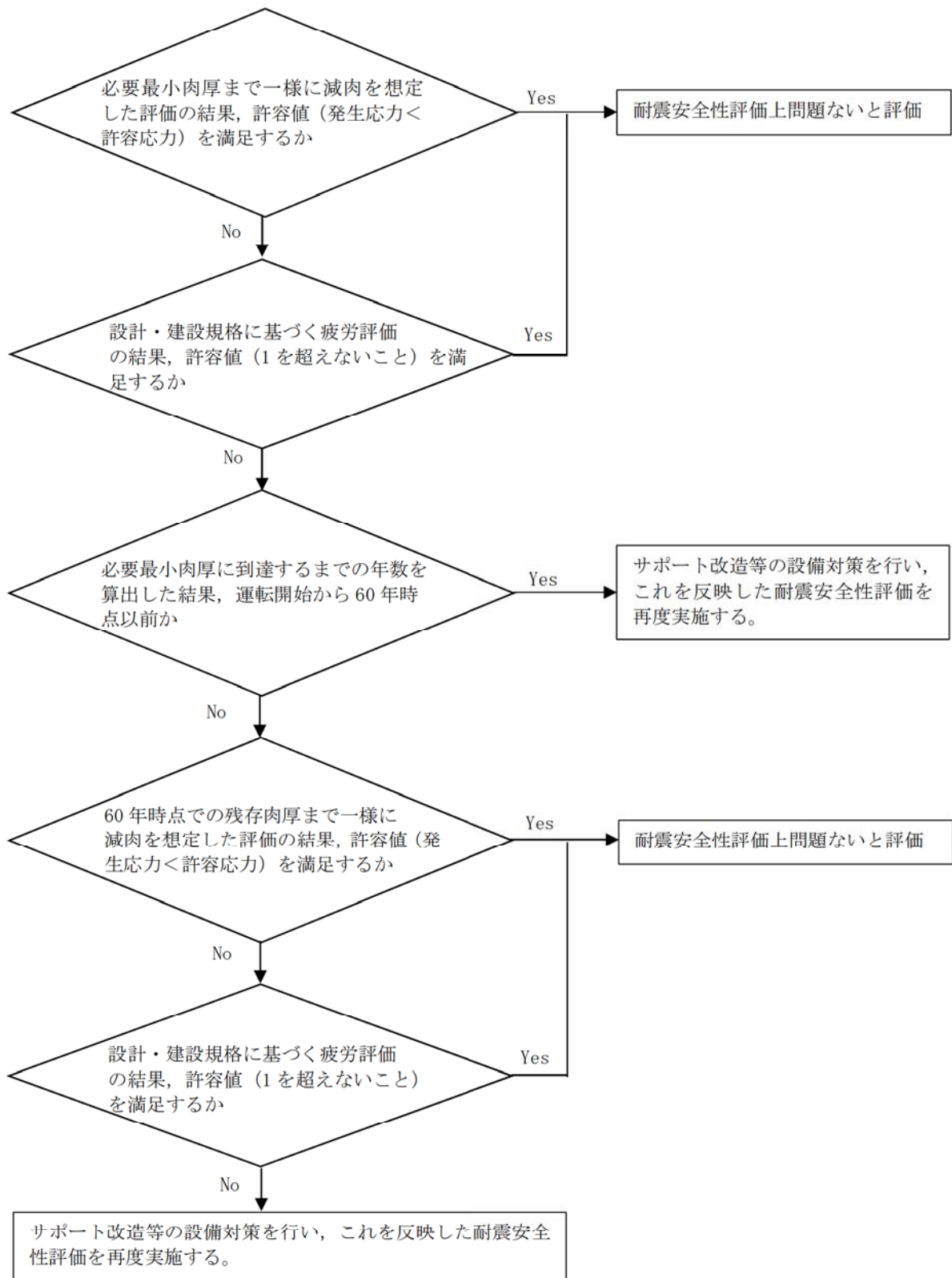


図 6 配管の流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価フロー

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 12 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 12 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 _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 以下)
			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 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 13 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 13 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 0.3mm と仮定し、耐震安全性評価を実施する。

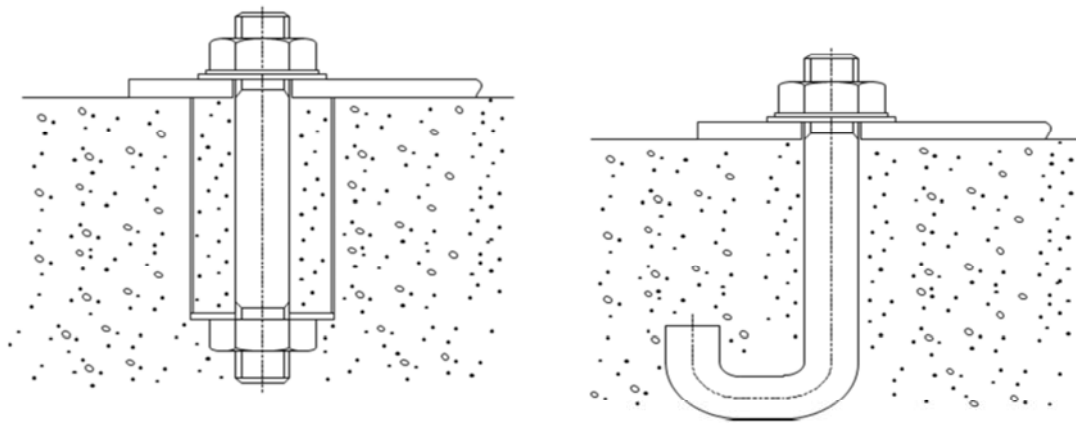


図 7 基礎ボルト概要図

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表 14 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 14(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 14(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 _s	引張	174	207	
			せん断	49	159	
		S _d	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_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

*2：基準地震動 S_s 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_d 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、(8)にて評価を実施する。

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

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、制御棒挿入性に影響を与える経年劣化事象がないことを確認した。確認結果を別紙3に示す。

これにより制御棒挿入性については、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結果に影響を及ぼさないことを確認した。

- ・燃料集合体の最大応答相対変位は機能確認済相対変位である40mm以下の16.8mmであること
- ・燃料集合体の相対変位が約40mmにおいても、通常スクラム使用値90%ストローク3.5秒以内であること

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）

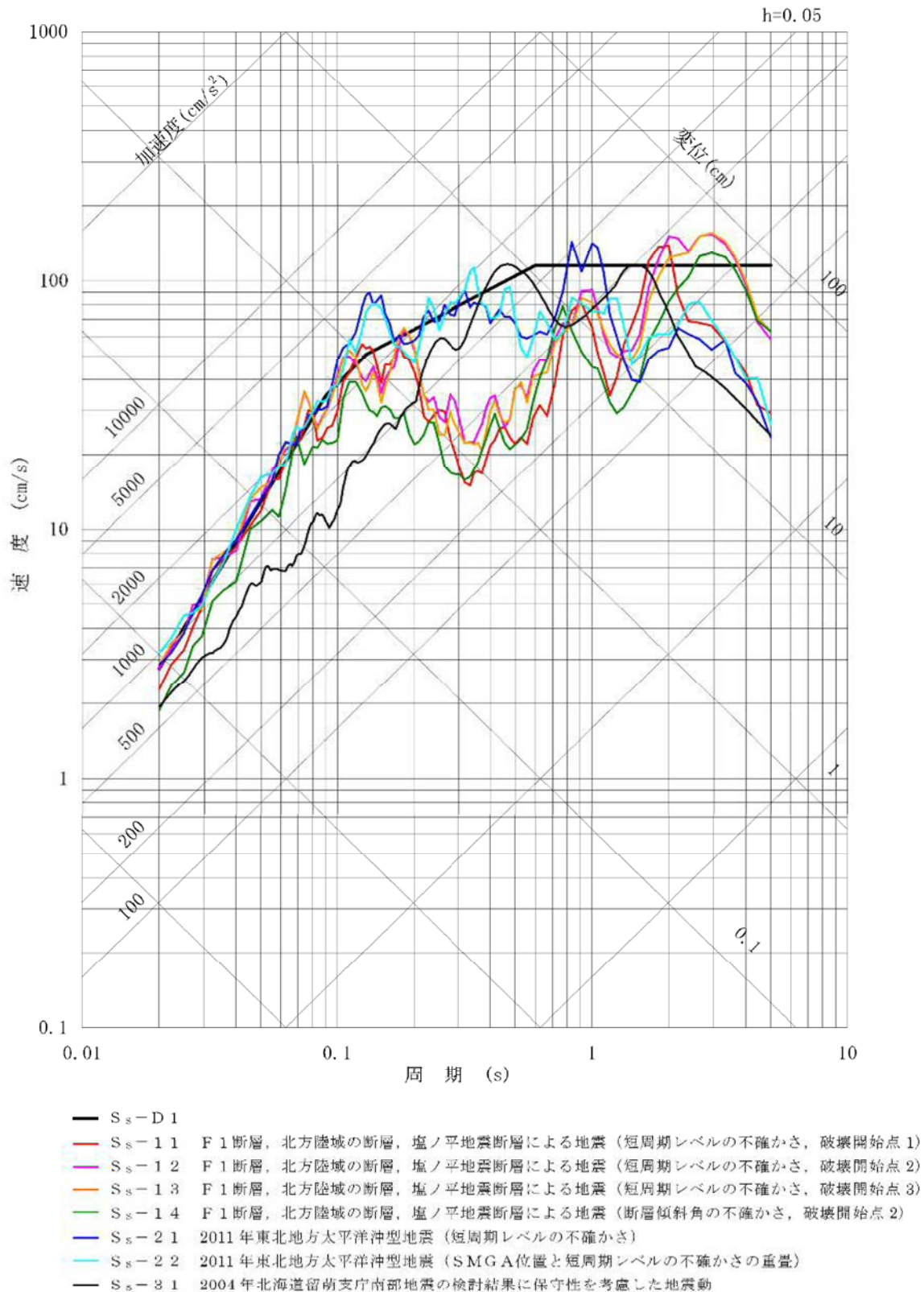
審査基準の要求事項 ¹⁾	考慮する必要がある経年劣化事象（例）	評価対象機器（例）	評価結果 ²⁾	詳細評価
○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲労累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを確認すること。	低サイクル疲労割れ	原子炉圧力容器	考慮する必要がある経年劣化事象に対し、地震時に発生する応力又は疲労累積係数を評価し、許容限界を下回っていることを確認した。	別紙7に記載
	全面腐食	機械設備（基礎ボルト）		別紙10-3に記載
	流れ加速型腐食	配管（炭素鋼配管系）		別紙10-2に記載
○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、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確認すること。	中性子照射脆化	原子炉圧力容器	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。	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	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脆性低下を考慮した地震に対する評価を実施し、亀裂が発生するまでの期間（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	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 ³⁾ に用いた地震荷重と現状の基準地震動 S _s 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を確認すること。	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と確認した。 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はないと考えられる。	別紙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を確認すること。	摩耗、熱時効 脆性低下、照射誘起型応力腐食割れ 粒界型応力腐食割れ 照射スウェリング、照射下クリープ	制御棒、炉心支持機能の要求される炉内構造物（炉心シユラウド、シユラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管）	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、制御棒挿入性に影響を与える経年劣化事象がないことを確認した。これにより制御棒挿入性については、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」に記載される評価結果に影響を及ぼさないことを確認した。	別紙3に記載

参考：基準地震動の特性について

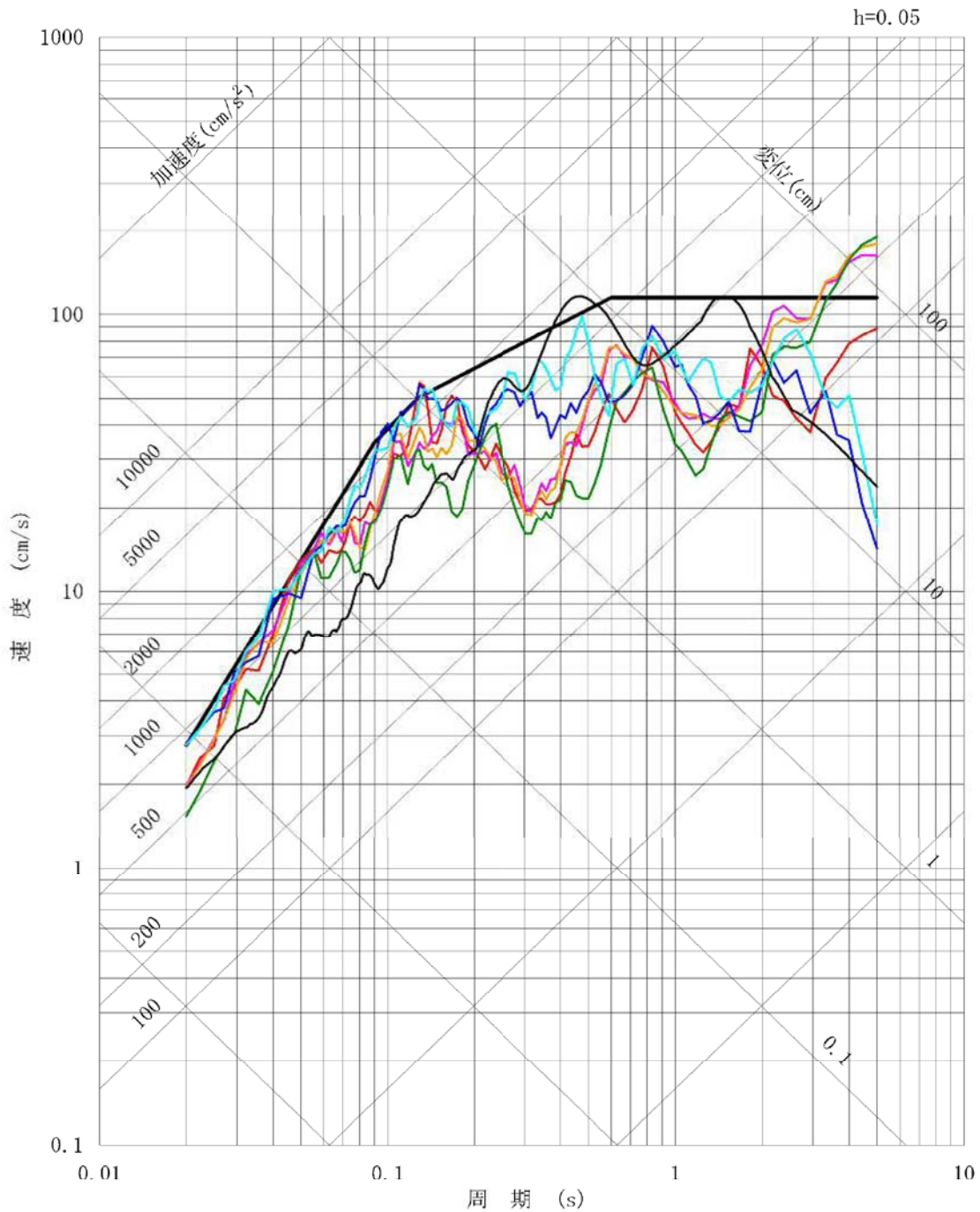
基準地震動の特性について、以下に示す。

【加速度応答スペクトル】

<水平（NS）方向>

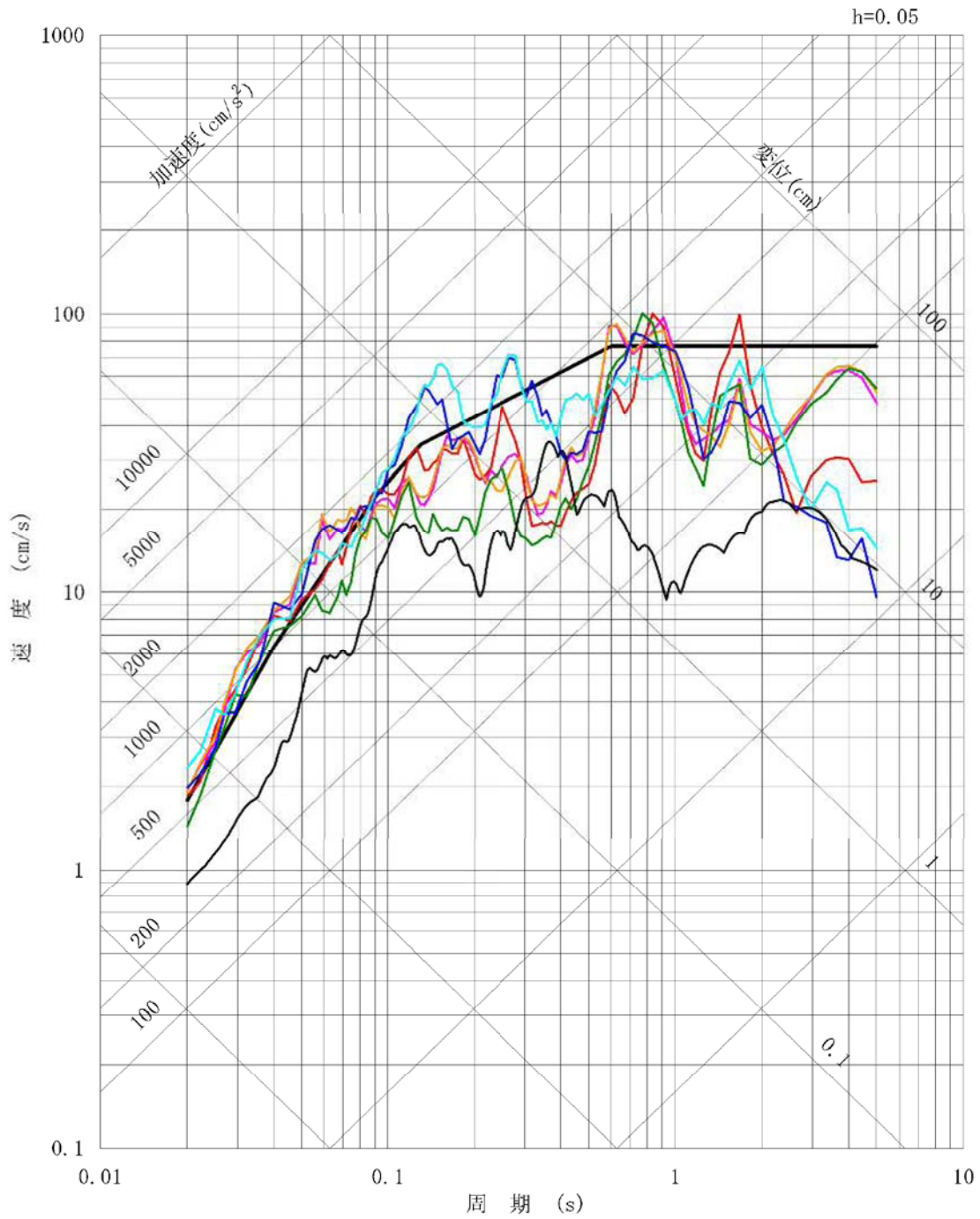


<水平 (EW) 方向>



- 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

タイトル	弁の動的機能維持評価について
説明	弁の動的機能維持評価については追而とする。

タイトル	水平 2 方向を考慮した耐震評価について
説明	水平 2 方向を考慮した耐震評価については追而とする。

<p>タイトル</p>	<p>制御棒挿入性評価について</p>
<p>説明</p>	<p>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、制御棒挿入性に影響を与える経年劣化事象がないことを確認した。</p> <p>これにより制御棒挿入性については、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結果に影響を及ぼさないことを確認した。確認結果は表1のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料集合体の最大応答相対変位は機能確認済相対変位である40mm以下の16.8mmであること（図1参照） 燃料集合体の相対変位が約40mmにおいても、通常スクラム使用値90%ストローク3.5秒以内であること（図2参照） <p>図1 燃料集合体最大応答相対変位</p>

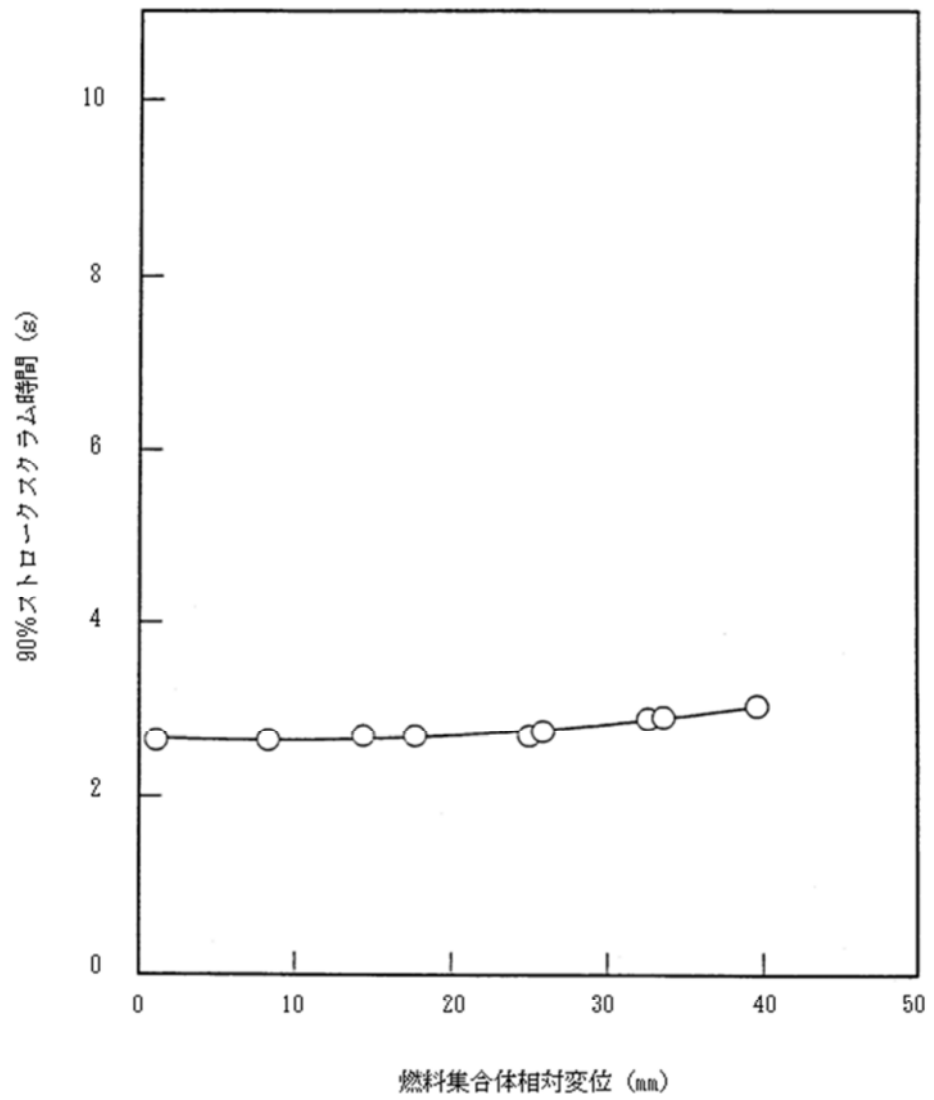


図2 燃料集合体相対変位のスクラム時間に及ぼす影響

表 1 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及び制御棒挿入性への影響評価

評価対象機器	機能達成に必要な項目	経年劣化事象	制御棒挿入性への影響評価	制御棒挿入性に対する影響の有無
制御棒	原子炉の緊急停止	<p>ローラ、ピンの摩耗</p> <p>制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドルの靱性低下、照射誘起型応力腐食割れ</p> <p>制御材被覆管、シース、タイロッド、ソケット、ピン、上部ハンドルの粒界型応力腐食割れ</p>	<p>制御棒挿入性への影響評価</p> <p>耐摩耗性の高いコバルト基合金、ニッケル基合金を使用されていること、且つ定期検査毎に制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査により動作不良が認められていないことから、原子炉の緊急停止に与える影響はない。</p> <p>定期検査毎に制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査により動作不良が認められていないことから、原子炉の緊急停止に与える影響はない。</p>	無
炉内構造物	炉心支持機能	<p>炉心シュウラウド、シュウラウドサポートの疲労割れ</p> <p>炉心シュウラウド、シュウラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の粒界型応力腐食割れ</p> <p>炉心シュウラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の照射誘起型応力腐食割れ</p> <p>炉心シュウラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の照射スウェリング、照射下クリーブ</p> <p>燃料支持金具（中央）、制御棒案内管の熱時効</p>	<p>現状目視点検で割れが確認されておらず、また60年時点での疲労評価にて疲労累積係数が1より小さいことを確認し、疲労破壊を起さないため、炉心支持機能に与える影響はない</p> <p>現状確認されているひびを保守的に拡大し健全性を評価した結果、60年時点での破壊に至らないことを確認しており、また、ひびの方向性は縦方向のみで変位影響を及ぼさないことから、炉心支持機能に与える影響はない。</p> <p>上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管現状目視点検で割れが確認されておらず、維持規格に基づき計画的に点検を実施するため、炉心支持機能に与える影響はない。</p> <p>現状目視点検で割れが確認されておらず、しきい照射量を超える炉心シュウラウドと上部格子板のうち、炉心シュウラウドはひび発生後から5.23EFPYで破壊に至るが、4定検毎に点検を実施する機計画されており、破壊を起さない。上部格子板は60年時点で破壊に至らないため、炉心支持機能に与える影響はない。</p> <p>その他の機器はしきい照射量に達せず、照射誘起型応力腐食割れが発生しない。</p> <p>炉心支持機能に与える影響はない。</p> <p>現状目視点検で割れが確認されておらず、亀裂の原因となる経年劣化事象がなく、熱時効による破壊に至らないため、炉心支持機能に与える影響はない。</p>	無

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="632 524 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	<p>1. これまでの耐震補強実績 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について表 1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1 過去の耐震補強工事概要</p> <table border="1" data-bbox="443 622 1382 1832"> <thead> <tr> <th>種別</th> <th>工事項目</th> <th>工事内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>配管類</td> <td>配管等サポート類耐震補強工事 (第 24 回定検)</td> <td>サポート追設・撤去, サポート取替 (容量変更), 架構補強, ラグ改造, 拘束方向変更 (16 系統, 約 350 箇所)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">電路類</td> <td>ケーブルトレイ補強工事 (第 23, 24 回定検)</td> <td>ケーブルトレイのサポート改造 (約 260 箇所)</td> </tr> <tr> <td>電線管サポート補強工事 (第 25 回定検)</td> <td>電線管のサポート改造 (約 70 箇所)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">変圧器</td> <td>変圧器耐震補強工事 (第 25 回定検)</td> <td>所内変圧器, 起動変圧器, 予備変圧器の基礎ボルト取替 (材質変更)</td> </tr> <tr> <td>154kV 開閉所耐震補強工事 (第 25 回定検)</td> <td>154kV (予備電源) 系 OF ケーブルヘッド支持碍子・サポート取替, 基礎部の補強</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機器類</td> <td>中央制御室換気空調系ダクトサポート耐震補強対策工事 (第 24 回定検)</td> <td>中央制御室換気空調系ダクトサポートの追設, 補強</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器耐震補強工事 (第 24 回定検)</td> <td>残留熱除去系熱交換器架台のサポート追設</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">建物・構築物, 屋外土木構造物</td> <td>海水ポンプ室耐震裕度向上工事 (第 24 サイクル)</td> <td>取水口護岸部 (南北) 兩岸の地盤の改良</td> </tr> <tr> <td>非常用海水系配管耐震裕度向上工事 (第 24 サイクル)</td> <td>非常用海水系配管 (二重管) 下部の地盤の改良</td> </tr> <tr> <td>屋外開閉所耐震補強工事 (第 24 回定検)</td> <td>屋内開閉所の鉄骨ブレース, 柱脚の補強</td> </tr> <tr> <td>排気筒補強工事 (第 24 回定検)</td> <td>主排気筒鉄塔の一部撤去, 制震ダンパ, 弾塑性ダンパ取付け, 鉄塔補強</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋屋根トラス耐震裕度向上工事 (第 25 サイクル)</td> <td>原子炉建屋 6 F の屋根トラスの鉄骨補強, 原子炉建屋 6 F 天井走行クレーンのクレーンガータの振れ止め敷設</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系配管対策工事</td> <td>非常用ガス処理系屋外配管のルート変更, 変更後配管用高架陸橋 (架構) 設置</td> </tr> </tbody> </table>	種別	工事項目	工事内容	配管類	配管等サポート類耐震補強工事 (第 24 回定検)	サポート追設・撤去, サポート取替 (容量変更), 架構補強, ラグ改造, 拘束方向変更 (16 系統, 約 350 箇所)	電路類	ケーブルトレイ補強工事 (第 23, 24 回定検)	ケーブルトレイのサポート改造 (約 260 箇所)	電線管サポート補強工事 (第 25 回定検)	電線管のサポート改造 (約 70 箇所)	変圧器	変圧器耐震補強工事 (第 25 回定検)	所内変圧器, 起動変圧器, 予備変圧器の基礎ボルト取替 (材質変更)	154kV 開閉所耐震補強工事 (第 25 回定検)	154kV (予備電源) 系 OF ケーブルヘッド支持碍子・サポート取替, 基礎部の補強	機器類	中央制御室換気空調系ダクトサポート耐震補強対策工事 (第 24 回定検)	中央制御室換気空調系ダクトサポートの追設, 補強	残留熱除去系熱交換器耐震補強工事 (第 24 回定検)	残留熱除去系熱交換器架台のサポート追設	建物・構築物, 屋外土木構造物	海水ポンプ室耐震裕度向上工事 (第 24 サイクル)	取水口護岸部 (南北) 兩岸の地盤の改良	非常用海水系配管耐震裕度向上工事 (第 24 サイクル)	非常用海水系配管 (二重管) 下部の地盤の改良	屋外開閉所耐震補強工事 (第 24 回定検)	屋内開閉所の鉄骨ブレース, 柱脚の補強	排気筒補強工事 (第 24 回定検)	主排気筒鉄塔の一部撤去, 制震ダンパ, 弾塑性ダンパ取付け, 鉄塔補強	原子炉建屋屋根トラス耐震裕度向上工事 (第 25 サイクル)	原子炉建屋 6 F の屋根トラスの鉄骨補強, 原子炉建屋 6 F 天井走行クレーンのクレーンガータの振れ止め敷設	非常用ガス処理系配管対策工事	非常用ガス処理系屋外配管のルート変更, 変更後配管用高架陸橋 (架構) 設置
種別	工事項目	工事内容																																	
配管類	配管等サポート類耐震補強工事 (第 24 回定検)	サポート追設・撤去, サポート取替 (容量変更), 架構補強, ラグ改造, 拘束方向変更 (16 系統, 約 350 箇所)																																	
電路類	ケーブルトレイ補強工事 (第 23, 24 回定検)	ケーブルトレイのサポート改造 (約 260 箇所)																																	
	電線管サポート補強工事 (第 25 回定検)	電線管のサポート改造 (約 70 箇所)																																	
変圧器	変圧器耐震補強工事 (第 25 回定検)	所内変圧器, 起動変圧器, 予備変圧器の基礎ボルト取替 (材質変更)																																	
	154kV 開閉所耐震補強工事 (第 25 回定検)	154kV (予備電源) 系 OF ケーブルヘッド支持碍子・サポート取替, 基礎部の補強																																	
機器類	中央制御室換気空調系ダクトサポート耐震補強対策工事 (第 24 回定検)	中央制御室換気空調系ダクトサポートの追設, 補強																																	
	残留熱除去系熱交換器耐震補強工事 (第 24 回定検)	残留熱除去系熱交換器架台のサポート追設																																	
建物・構築物, 屋外土木構造物	海水ポンプ室耐震裕度向上工事 (第 24 サイクル)	取水口護岸部 (南北) 兩岸の地盤の改良																																	
	非常用海水系配管耐震裕度向上工事 (第 24 サイクル)	非常用海水系配管 (二重管) 下部の地盤の改良																																	
	屋外開閉所耐震補強工事 (第 24 回定検)	屋内開閉所の鉄骨ブレース, 柱脚の補強																																	
	排気筒補強工事 (第 24 回定検)	主排気筒鉄塔の一部撤去, 制震ダンパ, 弾塑性ダンパ取付け, 鉄塔補強																																	
	原子炉建屋屋根トラス耐震裕度向上工事 (第 25 サイクル)	原子炉建屋 6 F の屋根トラスの鉄骨補強, 原子炉建屋 6 F 天井走行クレーンのクレーンガータの振れ止め敷設																																	
	非常用ガス処理系配管対策工事	非常用ガス処理系屋外配管のルート変更, 変更後配管用高架陸橋 (架構) 設置																																	

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	<p>(1) 評価対象機器の選定</p> <p>東海第二発電所 運転期間延長認可申請（共通事項）補足説明資料にて東北地方太平洋沖地震（以下、TPO 地震という）における東海第二発電所への影響（震災影響）のうち耐震安全性評価に関する事象について検討する。</p> <p>地震による影響としては、以下の経年劣化事象と組み合わせて耐震安全性評価を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・疲労割れ ・中性子照射脆化 ・照射誘起型応力腐食割れ ・腐食（流れ加速型腐食を含む） ・応力腐食割れ <p>このうち、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。</p> <p>(2) 評価内容</p> <p>疲労割れを考慮して耐震評価を実施した機器のうち、「基準地震動 S_s による累積疲労係数」が最大である原子炉系（蒸気部）の評価結果に TPO 地震による累積疲労累積係数を足し合わせた合計値が、許容値 1 以下であることを確認する。</p> <p>① 原子炉系（蒸気部）の運転実績回数に基づく疲労累積係数並びに基準地震動 S_s による疲労累積係数（表 1 参照）</p> <p>表 1 原子炉系（蒸気部）の疲労累積係数</p> <table border="1" data-bbox="472 1615 1273 1796"> <thead> <tr> <th>系統</th> <th>運転実績回数に基づく疲労累積係数</th> <th>地震動による疲労累積係数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉系（蒸気部）</td> <td>0.0853*</td> <td>0.4509</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：環境を考慮</p>	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	原子炉系（蒸気部）	0.0853*	0.4509
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					
原子炉系（蒸気部）	0.0853*	0.4509					

② 解析条件の設定

a) 設計疲労線図

発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005年 (2007年追補版含む)) MANDATORY APPENDIX 添付 4-2 設計疲労線図「図 添付 4-2-1」の炭素鋼に対する設計疲労線図を引用

b) 最大ピーク応力

「耐震設計の標準化に関する調査報告書」(昭和55年)より 1471N/mm^2 を使用

c) 原子炉建屋—大型機器・炉内構造物連成モデル (図 1, 2 参照), 地震, 地震応答解析から得られた以下の各評価点の応答加速度時刻歴 (図 3-1~3 参照) を用いて 1 質点系の応答に対する繰り返し回数を算出する。

- ・しゃへい壁 (頂部, 水平)
- ・ペDESTAL (頂部, 下部)
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉圧力容器下鏡

シミュレーション解析にて各評価点の NS, EW, 鉛直方向の繰り返し回数を算出し (表 2 参照), SRSS 法により合成された繰り返し回数の最大値に余裕を見込んだ値として, 原子炉建屋内の機器・配管系の繰り返し回数を 回とする。

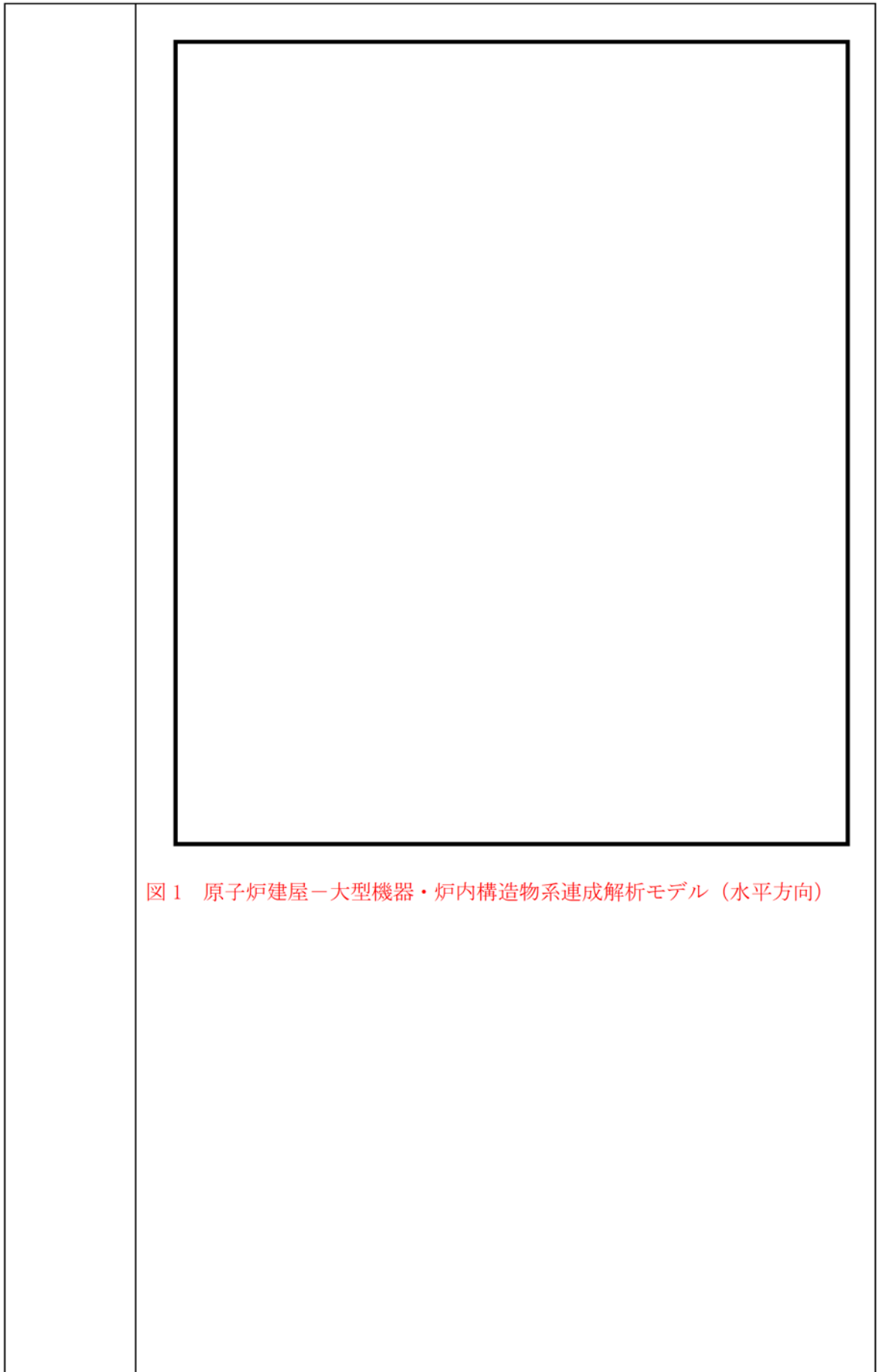


図1 原子炉建屋—大型機器・炉内構造物系連成解析モデル（水平方向）

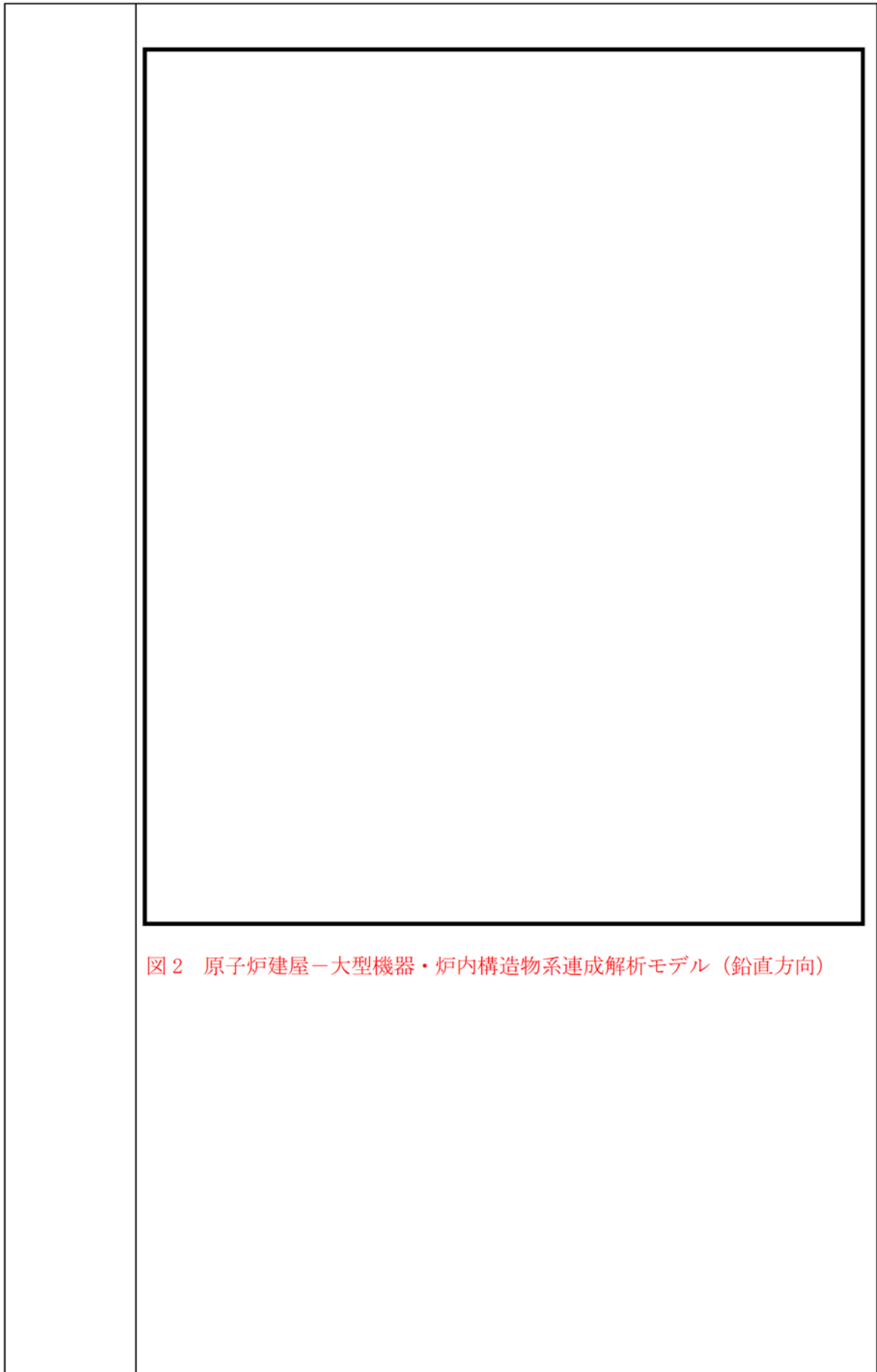


図2 原子炉建屋—大型機器・炉内構造物系連成解析モデル（鉛直方向）

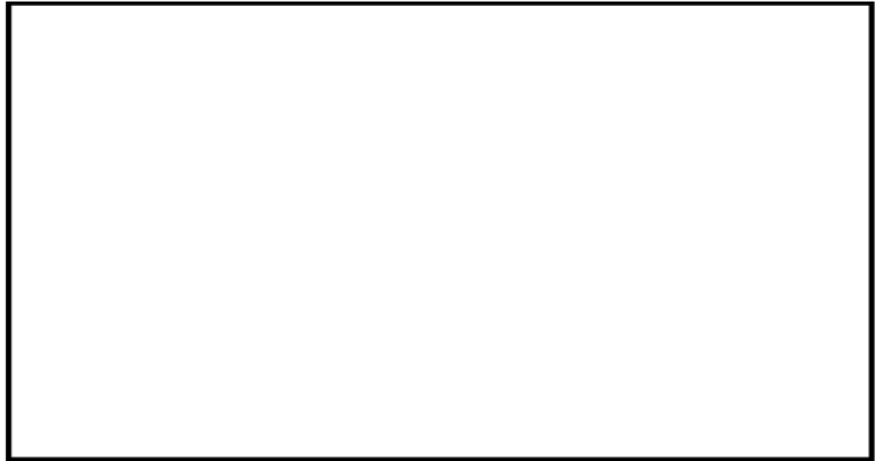


図 3-1 入力地震動（NS 方向）の加速度時刻歴波形



図 3-2 入力地震動（EW 方向）の加速度時刻歴波形



表 2 各評価点における NS, EW, 鉛直方向の繰り返し回数

--

(3) TPO 地震による疲労累積係数の算出

東海第二発電所 設置変更許可申請書（平成 29 年 11 月 8 日提出）で設定された基準地震動 S_s においては、東北地方太平洋沖地震の地震応答加速度を上回る加速度で設定されていることから、

『保守的に TPO 地震時に基準地震動 S_s が 回繰り返し作用した』と設定する。

なお、原子炉建屋内における基準地震動 S_s での繰り返し回数は 回と設定している。

したがって、上記から TPO 地震による疲労累積係数は以下のとおりと算出される。

TPO 地震による疲労累積係数

$$= \text{基準地震動 } S_s \text{ での疲労累積係数} \times \frac{\text{TPO 地震での繰り返し回数}}{\text{基準地震動での繰り返し回数}}$$

$$= 0.4509 \times \text{} = \text{}$$

上記の算出結果により、TPO 地震を加味した疲労累積係数は表 3 のとおりとなり、許容値 1 を超えないため健全性が確保され则认为される。

系統	運転実績回数に基づく疲労累積係数	基準地震動 S_s による疲労累積係数	TPO 地震による疲労累積係数	合計（許容値：1 以下）
原子炉系（蒸気部）	0.0853*	0.4509	<input type="text"/>	<input type="text"/>

*：環境を考慮

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 1220 790" style="border: 1px solid black; padding: 20px; text-align: center;">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	<p>炉心領域の円筒胴について、JEAC 4206-2007 FB-4100「原子炉压力容器に対する供用期間中の耐圧・漏えい試験及び運転条件の制限」に従い、P-T 線図を作成する。</p> <p>P-T 線図は、供用中耐圧試験温度の設定において、厳しい評価となった母材に対して作成する。</p> <p>1. 材料データ</p> <p>① 円筒胴（炉心領域の材料）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RT_{NDT} 初期値：-25 °C ・ 2016 年 11 月時点での△RT_{NDT} 予測値：30 °C ・ 運転開始後 60 年時点での△RT_{NDT} 予測値：36 °C <p>② 胴体フランジ（ボルト締付荷重が作用する部分の材料）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RT_{NDT} 初期値：-16 °C <p>2. 寸法</p> <p>① 円筒胴内径 Di： <input type="text"/> mm</p> <p>② 円筒胴の最小肉厚 t： <input type="text"/> mm</p> <p>3. 仮想欠陥及び荷重の想定</p> <p>① 欠陥方向：軸方向／円周方向の 2 ケース</p> <p>② 荷重：地震荷重なし／ありの 2 ケース</p> <p>③ 欠陥寸法：深さ a = t/4, 長さ l = 1.5×t</p> <p>4. 応力値</p> <p>① 円筒胴の応力（計算においては、外面腐食代 0.8 mm を考慮した寸法を用いる。）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 円筒胴の板厚 Tt-0.8= <input type="text"/> mm ・ 円筒胴の内半径 Ri=Di/2= <input type="text"/> mm ・ 円筒胴の外半径 Ro=Ri+T= <input type="text"/> mm ・ 円筒胴の断面積 A=π(Ro²-Ri²)= <input type="text"/> ×10⁶ mm² ・ 円筒胴の断面係数 Zo=π/4×(Ro⁴-Ri⁴)/Ro= <input type="text"/> ×10⁹ mm² <p>② 円筒胴の最高使用圧力 (Pd = 8.62 MPa) に対する応力</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 円周方向応力 σ_{t1m}=Pd×Ri/T= <input type="text"/> MPa （一次膜応力） ・ 軸方向応力 σ_{l1m}= Pd×Ri²/(Ro²-Ri²)= <input type="text"/> MPa （一次膜応力） ・ 円周方向応力 σ_{t2s}=Pd×(1+(Ro/Ri)²)/(Ro/Ri)²-1)-σ_{t1m} = <input type="text"/> MPa （二次曲げ応力）

③ 円筒胴の供用状態 A 及び B+地震荷重による応力

• 鉛直荷重 $V = -$ N (供用状態 A 及び B+ kN (地震荷重 S_s))
= kN

• モーメント $M =$ kN・m (保守的にスカート下端での荷重を使用)

• 軸方向応力 $\sigma_{1ms} = (V/A) + (M/Z_o) =$ MPa (一次膜応力)

5. K_{IT} (円筒胴の板厚方向の温度勾配による応力拡大係数)

K_{IT} は、JEAC4206 附属書 FF-3100 (3) 項より示される以下式により求められる。

$$K_{IT} = Mt^{*1} \times \Delta T w^{*2} = \text{} = \text{} \text{ MPa}$$

*1: JEAC4206 附属書図 F-3100-2 で与えられる係数 (円筒胴板厚 m)

*2: 板厚方向の温度差の最大値

6. 円筒胴の破壊力学的手法による圧力-温度曲線

円筒胴に対して、仮想欠陥の方向及び地震荷重の有無により、以下 4 ケースを想定する。

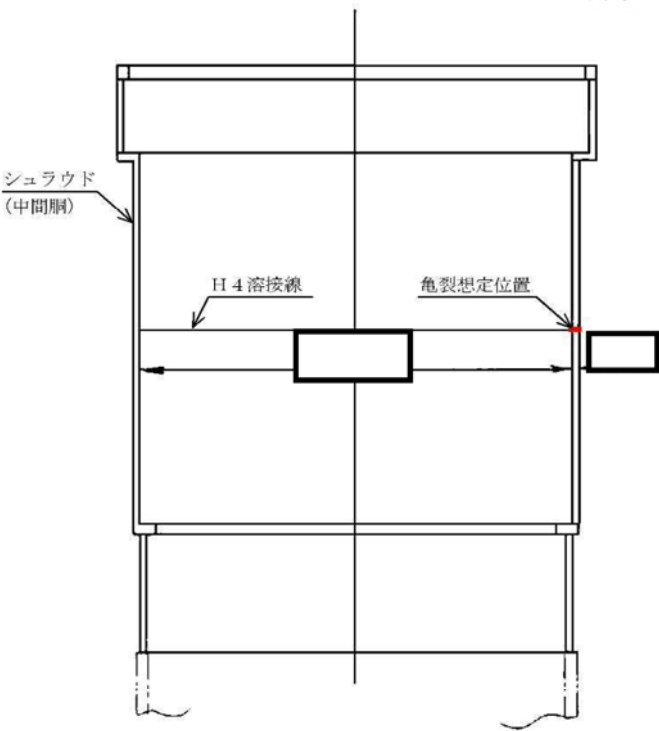
ケース 1: 軸方向欠陥+地震荷重なし (内圧+熱応力のみ)

ケース 2: 軸方向欠陥+地震荷重あり (内圧+熱応力+地震荷重)

ケース 3: 円周方向欠陥+地震荷重なし (内圧+熱応力のみ)

ケース 4: 円周方向欠陥+地震荷重あり (内圧+熱応力+地震荷重)

これらの想定ケースを JEAC 4206-2007 附属書 A の破壊力学的手法により評価する。(本文 図 4 の記載になる。)

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	<p>(1) 炉心シュラウド</p> <p>累積照射量がしきい照射量を超える炉内構造物のうち、炉心シュラウドについて亀裂進展評価及び破壊評価を実施する。</p> <p>1. 亀裂進展評価</p> <p>炉心シュラウドのうち、炉心近傍で引張応力の作用する可能性のある部位である中間胴溶接線の中から、地震時に亀裂進展しやすい周方向溶接線である H4 溶接線の評価対象部位とする。</p> <p>1.1 初期亀裂</p> <p>初期亀裂は維持規格 EJB-B-2-1 でシュラウドサポートリング“無し”の場合に欠陥が検出されていない範囲に想定する初期欠陥として、深さ $a_0=1.0$ mm、長さ $l_0=10.0$ mm の半楕円亀裂が H4 溶接線内表面にあるものとして評価する。</p> <p style="text-align: right;">(単位：mm)</p>  <p style="text-align: center;">図 1 炉心シュラウドの亀裂想定位置</p>

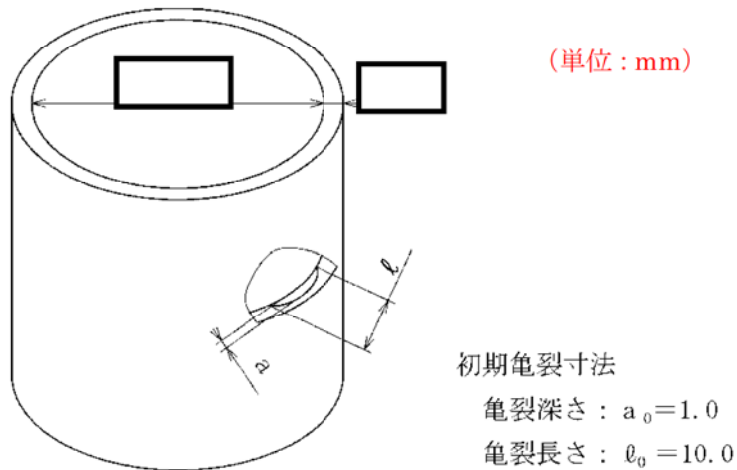


図2 炉心シュラウドの評価モデル (半楕円亀裂)

1.2 き裂進展速度

亀裂進展速度は、原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について」(別紙3) 3. (3) 亀裂進展速度に記載される、維持規格 図 添付 E-2-SA-2 に示される鋭敏化 SUS304 鋼の亀裂進展速度の上限値 ($9.2 \times 10^{-7} \text{mm/s} = 30 \text{mm/年}$) とする。

1.3 亀裂進展評価

(1) 亀裂深さ

亀裂深さ T は、次式より求める。

$$\begin{aligned}
 T &= \frac{(t - a_0) [\text{mm}]}{U [\text{mm} \cdot \text{s}^{-1}]} \times \frac{1}{3600 [\text{s}]} \times \frac{1}{24 [\text{h}]} \times \frac{1}{365 [\text{d}]} \\
 &= \frac{\boxed{} - 1.0}{9.2 \times 10^{-7}} \times \frac{1}{3600} \times \frac{1}{24} \times \frac{1}{365} \\
 &= \boxed{} [\text{EFPY}]
 \end{aligned}$$

T : 亀裂深さが板厚に達するまでの期間

t : 炉心シュラウド中間胴板厚 [mm]

a_0 : 初期亀裂深さ = 1.0 [mm]

U : 鋭敏化 SUS304 鋼の亀裂進展速度の上限値

(2) 亀裂長さ

亀裂進展評価時点における亀裂長さ ℓ は、周方向2箇所の亀裂先端より独立して進展し、亀裂両側において亀裂進展速度 U にて進展するものとして、次式より求める。

$$\ell = \ell_0 [\text{mm}] + 2 \times U [\text{mm} \cdot \text{s}^{-1}] \times Y [\text{EFPY}] \times 365 [\text{d}] \times 24 [\text{h}] \times 3600 [\text{s}]$$

ℓ_0 : 初期亀裂欠陥長さ

Y : 亀裂進展期間 (応力拡大係数が破壊靱性値を満足する亀裂進展期間)

2. 破壊評価

炉心シュラウド H4 溶接継手に想定したき裂に対して、地震時応力により求めた応力拡大係数が破壊靱性値未満であれば、破壊を生じないと判断する。

2.1 考慮する荷重

評価位置に作用する荷重を、表1に示す。

死荷重及び差圧荷重は建設時工認の設計値、地震荷重には評価用地震動を考慮した荷重を用いる。

表1 破壊評価に用いる荷重

評価部位	差圧 P [MPa]	死荷重 [N]	地震荷重	
			軸力 V [kN]	モーメント M [kN・m]
炉心シュラウド H4 溶接線	0.070	1.04×10^6		

2.2 破壊評価に用いる応力

破壊評価に用いる応力は、表1の荷重による軸方向応力を考慮する。

熱応力は中間胴の一般部であり通常運転時の熱応力が微小であること、溶接残留応力は1.3項から評価年数時点で貫通欠陥と想定されることから、それぞれ考慮しない。

(1) 差圧による応力

H4 溶接線に作用する差圧 P による軸方向荷重は、次式より求める。

$$\sigma_p = \frac{1}{Y^2 - 1} \times P = \frac{1 \times P}{\boxed{} - 1} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

$$Y : D_o/D_i = \boxed{} = \boxed{}$$

D_o : 炉心シュラウド中間胴の外径

D_i : 炉心シュラウド中間胴の内径

(2) 死荷重による応力

H4 溶接線に作用する死荷重 W による軸方向応力 σ_w は、次式より求める。

$$\sigma_w = - \frac{W}{A} = - \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

A : 炉心シュラウド中間胴の断面積

$$= (\pi/4) \times (\boxed{} - \boxed{}) = \boxed{} \text{ [mm}^2\text{]}$$

(3) 地震荷重による応力

H4 溶接線に作用する地震荷重による軸方向荷重は、次式より求める。

$$\begin{aligned} \sigma_s &= \frac{V}{A} + \frac{M}{I} \times \frac{D_o}{2} \\ &= \frac{\boxed{}}{\boxed{}} + \frac{\boxed{}}{\boxed{}} \times \frac{\boxed{}}{2} \\ &= \boxed{} \text{ [MPa]} \end{aligned}$$

I : 炉内シュラウド中間胴の断面二次モーメント

$$= (\pi/64) \times (\boxed{} - \boxed{}) = \boxed{} \text{ [mm}^4\text{]}$$

(1)から(3)より破壊評価に用いる応力 σ は、

$$\sigma = \sigma_p + \sigma_w + \sigma_s = \boxed{} - \boxed{} + \boxed{} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

2.3 応力拡大係数の算出

「1.3 亀裂進展評価」より、評価時点の想定亀裂は貫通亀裂となることから、想定欠陥の応力拡大係数 K_I は、次式により求める。

$$K_I = F_m \times \sigma \times (\sqrt{\pi \times c}) \\ = \frac{1 - 0.025(c/b)^2 + 0.06(c/b)^4}{\sqrt{\cos((\pi \times c) / (2 \times b))}}$$

c : 亀裂長さ $l/2$

b : モデル平板の板幅/2

2.4 破壊靱性値

照射されたステンレス鋼の破壊靱性値 K_{IC} は、維持規格 E-14 3. (1) 中性子照射量 8×10^{24} [n/m²] を超える場合の値である $43.2 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ を用いる。

3. 亀裂進展及び破壊評価結果

表 2 に亀裂進展期間における想定亀裂長さ、想定亀裂に対する地震時の応力拡大係数を、破壊靱性値 K_{IC} と比較する。

亀裂進展期間 [EFPY]	想定亀裂長さ l [mm]	応力拡大係数 K_I [MPa $\sqrt{\text{m}}$]	破壊靱性値 K_{IC} [MPa $\sqrt{\text{m}}$]
5.23		43.1	43.2
5.24		43.2	

想定亀裂の応力拡大係数は、亀裂発生後 5.23 EFPY 時点までは破壊が起こらないことを確認した。

(2) 上部格子板

累積照射量がしきい照射量を超える炉内構造物のうち、上部格子板の下部グリッドプレートノッチ部について亀裂進展評価及び破壊評価を実施する。

1. 亀裂進展評価

上部格子板のうち、炉心側で地震時応力が集中する可能性のある形状と考えられる下部グリッドプレートノッチ部を評価対象部位とする。

1.1 初期亀裂

初期亀裂は長さ mm のグリッドプレート板厚貫通亀裂を想定し、ノッチ部高さを加えた mm を初期亀裂長さとして評価する。

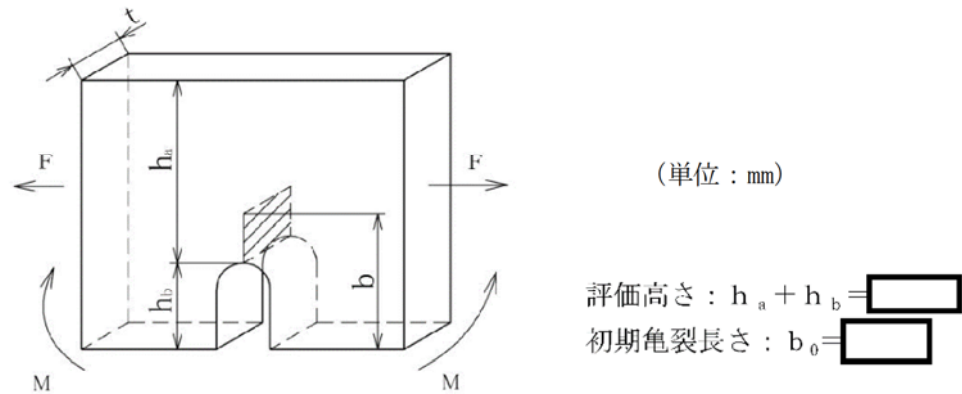


図2 上部格子板の評価モデル

1.2 き裂進展速度

(1) 亀裂深さ

亀裂進展速度は、維持規格 添付図 E-2 4.2(4)に示される照射誘起型応力腐食割れき裂進展速度線図（表 添付 E-2-SA-1）を用いる。

$$\frac{da}{dt} = 7.8 \times 10^{-5} n^{3.6} (CK^4)^n$$

また、亀裂進展速度を算出する際に用いるパラメータについて、以下の通り設定する。

a. 高速中性子束

上部格子板における高速中性子束は、中性子照射量を算出した際に求めた 2.35×10^{16} [n/m²・s] とする。

b. 亀裂先端ひずみ速度補正係数 (C 値)

C 値は、維持規格表 添付 E-2-SA-1 に記載される算出式を用いる。上部格子板の中性子照射量は 2.9×10^{25} [n/m²] であるため、

【 $5.0 \times 10^{24} < \text{中性子照射量} < 3 \times 10^{25}$ [n/m²】時に用いられる以下の式を使用する

$$1.14 \times 10^{-13} \ln(\text{中性子照射量}) - 6.03 \times 10^{-12}$$

c. 亀裂先端電流密度変化に対する定数 n

n 値は東海第二の表 1 に示す水質データにて、表 2 に抜粋した維持規格表 添付 E-2-SA-1 に記載される値から導電率 k 及び鋭敏化度 EPR との関係を用いて、線形外挿により求める。

表 1 東海第二の水質データ

項目	データ
導電率 k	8 [μS/m]
腐食電位 φ	212 [mV]
初期鋭敏化度 EPR ₀	0 [C/m ²]

表 2 導電率 k 及び鋭敏化度 EPR と n 値の関係

EPR [C/m ²]	導電率 [μS/m]	腐食電位 φ [mV]	
		100	200
0	10	0.92	0.87
	20	0.86	0.80
1.5×10^5	10	0.73	0.63
	20	0.68	0.58
3.0×10^5	10	0.61	0.54
	20	0.53	0.48

1.3 評価期間

評価期間は、現在までの運転時間：23.71EFPY 及び 60 年時点での運転時間：38.94EFPY とし、中性子照射量がしきい照射量を超える時点で初期亀裂が生じるものとし、次式より求める。

$$\begin{aligned} T &= \frac{\text{しきい照射量}[\text{m}^{-2}]}{\text{高速中性子束}[\text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]} \times \frac{1}{3600 [\text{s}]} \times \frac{1}{24 [\text{h}]} \times \frac{1}{365 [\text{d}]} \\ &= \frac{5.0 \times 10^{24}}{2.35 \times 10^{16}} \times \frac{1}{3600} \times \frac{1}{24} \times \frac{1}{365} \\ &= 6.74\text{EFPY} \end{aligned}$$

t : しきい照射量に到達する運転年数[EFPY]

1.4 時刻

亀裂進展評価の時刻は [EFPY] とする。

1.5 考慮する応力

評価に用いる応力は、死荷重による応力とし、差圧による応力は保守的に考慮せず、熱膨張応力は通常運転時の熱応力が微小であることから考慮しない。

また、応力発生部位は最長グリッドプレート中央部の応力とし、想定亀裂が貫通亀裂のため応力集中は考慮しない。

(1) 死荷重

評価対象部位に生じる死荷重 W は、次の式で求める。

$$\begin{aligned} W &= t \times h \times L \times \gamma \\ &= \text{} \times \text{} \times \text{} \times 7.78 \times 10^{-5} \\ &= \text{} \text{ [N]} \end{aligned}$$

t : グリッドプレート板厚

h : グリッドプレート高さ

L : 最長グリッドプレート長さ

γ : 材料の比重 [N/mm²]

最長グリッドプレート中央部の曲げモーメント M は等分布荷重を受ける両端固定張りの公式より次の式で求める。

$$M = \frac{W \times L}{24} = \frac{\boxed{} \times \boxed{}}{24}$$

$$= \boxed{} \text{ [N} \cdot \text{mm]}$$

(2) 死荷重による応力

図 1 に示すモーメント M による曲げ応力 σ_b は材料力学の公式より、次の式で求める。

$$\sigma_b = \frac{6 \times M}{t \times (h_a + h_b)^2} = \frac{6 \times \boxed{}}{13.92 \times \boxed{}^2}$$

$$= \boxed{} \text{ [MPa]}$$

h_a : ノッチ部リガメント高さ

h_b : ノッチ部高さ

1.6 応力拡大係数の算出

想定亀裂の応力拡大係数 K_{IM} を算出し、対応する亀裂進展速度で、亀裂進展計算を順次行う。貫通亀裂の応力拡大係数 K_{IM} は次の式で求める。

$$K_{IM} = \sigma_b (\sqrt{\pi b}) \times F(\xi)$$

$$F = \sqrt{\frac{2}{\pi \xi} \tan \frac{\pi \xi}{2}} \times \frac{0.923 + 0.199 \{1 - \sin(\pi \xi / 2)\}^4}{\cos(\pi \xi / 2)}$$

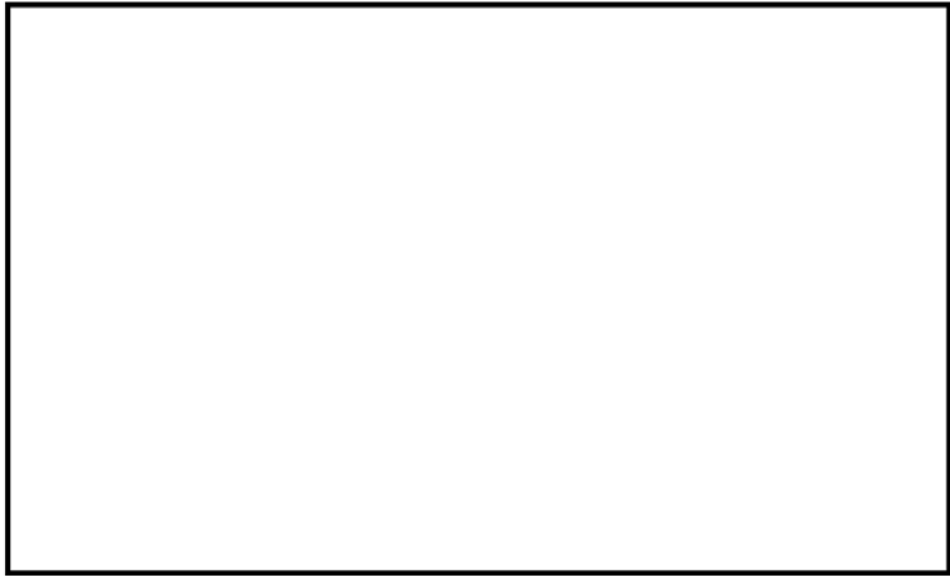
$$\xi = \frac{b}{(h_a + h_b)} \quad b : \text{亀裂長さ}$$

1.7 亀裂進展評価結果

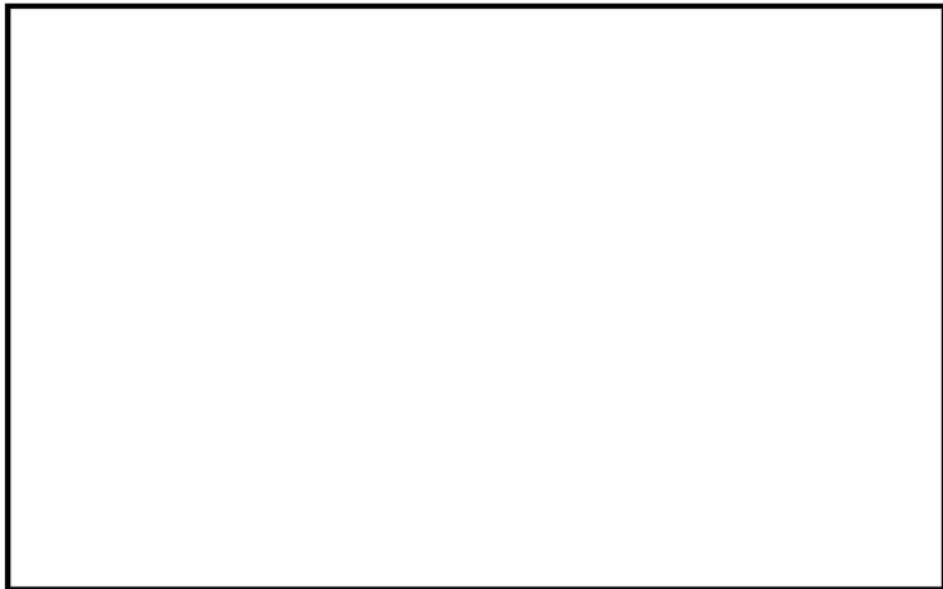
60 年時点での上部格子板グリッドプレートの亀裂進展評価結果を表 3 及び図 3 に示す。

表 3 上部格子板の亀裂進展評価結果

評価部位	板厚 (mm)	評価期間 [EFPY]	評価亀裂長さ
下側グリッドプレートノッチ部	$\boxed{}$	38.94	$\boxed{}$



(a) 亀裂長さと評価期間の関係



(b) 応力拡大係数と評価期間の関係

図3 亀裂進展評価結果

2. 破壊評価

亀裂進展評価から得られた60年時点での想定亀裂に対し、地震時応力により求めた応力拡大係数が破壊靱性値未満であれば、破壊を生じないと判断する。

2.1 考慮する荷重

評価位置に作用する荷重を、表4に示す死荷重及び地震荷重とし、差圧は保守的に評価しない。

表4 破壊評価に用いる地震荷重

評価部位	地震荷重	
	鉛直力 (鉛直震度)	水平力 [kN]
下部グリッド プレートノッチ部	□	□

2.2 破壊評価に用いる応力

破壊評価に用いる応力は、表4の荷重による応力を考慮する。

熱膨張応力は中間胴の一般部であり通常運転時の熱応力が微小であることから、それぞれ考慮しない。

(1) 鉛直力による応力

死荷重及び地震の鉛直力による荷重は次の式から求める。

$$\begin{aligned}
 W_v &= t \times h \times L \times \gamma \times (1 + C_v) \\
 &= \square \times \square \times \square \times \square \times (1 + \square) \\
 &= \square \text{ [N]}
 \end{aligned}$$

C_v : 鉛直震度

図1に示す最長グリッドプレートの中央部の曲げモーメント M は、等分布荷重を受ける両端固定梁の公式より次の式から求める。

$$\begin{aligned}
 M &= \frac{W_v \times L}{24} = \frac{\square \times \square}{24} \\
 &= \square \text{ [N} \cdot \text{mm]}
 \end{aligned}$$

図1に示すモーメント M による曲げ応力 σ_b は、材料力学の公式より次の式から求める。

$$\begin{aligned}
 \sigma_b &= \frac{6 \times M}{t \times (h_a + h_b)^2} = \frac{6 \times \square}{\square \times \square^2} \\
 &= \square \text{ MPa}
 \end{aligned}$$

(2) 水平力による応力

上部格子板の取付位置において、4本の燃料集合体がグリッドプレートに与える地震の水平力 F は、次の式から求める。

$$F = \frac{4 \times H}{764} = \frac{4 \times \boxed{}}{764}$$

$$= \boxed{} \text{ [N} \cdot \text{mm]}$$

H : 地震の水平力

図 1 に示す水平力 F による引張応力 σ_m は、材料力学の公式より次の式から求める。

$$\sigma_m = \frac{F}{t \times (h_a + h_b)^2} = \frac{\boxed{}}{\boxed{} \times \boxed{}^2}$$

$$= \boxed{} \text{ [MPa]}$$

2.3 応力拡大係数の算出

亀裂進展評価から得られた想定亀裂の応力拡大係数 K_I は、 σ_b による応力拡大係数 $K_{I(\sigma_b)}$ 、 σ_m による応力拡大係数 $K_{I(\sigma_m)}$ の重ね合わせにより、次の式から求める。

$$K_{I(\sigma_b)} = k_{I(\sigma_b)} + k_{I(\sigma_m)}$$

$$K_{I(\sigma_b)} = \sigma_b (\sqrt{\pi b}) \times F(\xi)$$

$$F(\xi) \doteq \sqrt{\frac{2}{\pi \xi} \tan \frac{\pi \xi}{2}}$$

$$\times \frac{0.923 + 0.199 \{1 - \sin(\pi \xi / 2)\}^4}{\cos(\pi \xi / 2)}$$

$$\xi = \frac{b}{(h_a + h_b)}$$

$$K_{I(\sigma_m)} = \sigma_m (\sqrt{\pi b}) \times F(\xi)$$

$$F(\xi) \doteq \sqrt{\frac{2}{\pi \xi} \tan \frac{\pi \xi}{2}}$$

$$\times \frac{0.752 + 2.02 \xi + 0.37 \{1 - \sin(\pi \xi / 2)\}^3}{\cos(\pi \xi / 2)}$$

$$\xi = \frac{b}{(h_a + h_b)}$$

上記より求めた 60 年時点の想定亀裂の応力拡大係数 K_I を、表 5 に示す。

表 5 想定亀裂の応力拡大係数 K_I

評価時点 [EPY]	亀裂長さ [m]	$K_{I(\sigma_b)}$ [MPa \sqrt{m}]	$K_{I(\sigma_m)}$ [MPa \sqrt{m}]	K_I [MPa \sqrt{m}]
38.94	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	7.59

2.4 破壊靱性値

照射されたステンレス鋼の破壊靱性値 K_{IC} は、維持規格 E-14 3.(1)にて中性子照射量 8×10^{24} n/m² を超える場合の値として記載のある $43.2 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ を用いる。

2.5. 亀裂進展及び破壊評価結果

表 6 に亀裂進展期間における想定亀裂長さ、想定亀裂に対する地震時の応力拡大係数を、破壊靱性値 K_{IC} と比較する。

表 6 上部格子板の破壊評価

亀裂進展期間 [EFPY]	亀裂長さ l [mm]	応力拡大係数 K_I [MPa $\sqrt{\text{m}}$]	破壊靱性値 K_{IC} [MPa $\sqrt{\text{m}}$]
38.94			43.2

表 6 に示す通り、想定亀裂の応力拡大係数が、破壊靱性値に至らないため地震時に破壊が起こらないことを確認した。

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	<p>1. 経緯</p> <p>(1) 第 21 回定検 (2005 年度)</p> <p>第 21 回定期検査時に、シュラウドサポートの縦方向溶接線 (V8 溶接線) <input type="checkbox"/> 箇所粒界型応力腐食割れと推定されるひびが確認した。</p> <p>総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会で認められた「一次一般膜応力による許容応力限界から求める必要残存面積による評価」の方法を用いて評価したところ、技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は運転年で 20.6 年後と評価され、ひび割れに対する継続検査として、計画的に目視点検を実施することとした。</p> <p>(2) 第 24 回定期検査 (2009 年度)</p> <p>第 24 回定期検査 (2009 年度) 時に、炉心シュラウドーシュラウドサポートの周方向溶接線 (H7) 及びシュラウドサポートの軸方向溶接線 (V8) に約 <input type="checkbox"/> か所の粒界型応力腐食割れと推定されるひび割れを確認した。</p> <p>シュラウドサポートに確認された応力腐食割れの進展性の評価は、日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格 (2008 年版) JSME S NA1-2008 (以下、維持規格という) 及び経済産業省原子力安全・保安院文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」(平成 21 年 2 月 27 日付け平成 21・02・18 原院第 2 号) (以下、き裂の解釈という。) に準じて評価を行った。</p> <p>H7 溶接部は全周超音波探傷検査の未完了箇所等があり周方向の割れが否定できないため、周方向のひび割れを仮定して、「維持規格」に基づき進展評価を実施した。</p> <p>構造健全性評価に際しては、V8 及び H7 で確認したひび割れ、並びに H7 上側溶接熱影響部に仮定しひび割れを評価モデルに反映し、破壊評価した結果、技術基準に適合しなくなると見込まれる期間は所定の期間 (2010 年 3 月から 30 年) を上回る 45 年と評価された。</p> <p>(3) 第 25 回定期検査 (2011 年度～)</p> <p>第 24 回定期検査時の評価の継続検査を行い、約 <input type="checkbox"/> 箇所に新規のひび割れを確認した。</p> <p>いずれのひびの発生・進展についても、予測した範囲にとどまっていること、H7 溶接金属に周方向のひび割れが発生・進展していないこと、H7 上側溶接熱影響部に進展した周方向のひびのないことを確認した。</p>

2. 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評価

(1) 第 24 回定検時評価

<評価条件>

・評価モデル

解析モデルは評価対象が H7 及び V8 近傍であることからシュラウドサポートから炉心シュラウド下部胴までを模擬。3 次元シェル要素による全周モデルとした。

・ひび割れの付与位置

- ① シュラウドサポートシリンダの頂部からシュラウドサポートレグ溶接部までの全長貫通ひび割れ(ひび割れ幅 m の矩形開口)を H7 溶接部—シュラウドサポートシリンダ頂部インコネル肉盛部に貫通ひび割れを 1° 間隔
- ② ほう酸主注入サポート上部に水平長さ m のスリット及び H7 上側溶接部の内表面に幅 mm, 深さ mm のリング状スリットを周方向ひび割れとして設定

・荷重条件

- ① 供用状態 A, B の荷重(死荷重及び差圧)を負荷後, 地震荷重を比例負荷し, 設計上の地震に対する負荷荷重の比率(荷重倍率)と変位の関係を求め, 2 倍勾配法により崩壊時の荷重倍率を求めた。
- ② 水平荷重の荷重方向は, 90° ピッチで同じひびがある場合に 180° 付近にある mm の周方向のひび割れ が中心)を加えているため荷重荷重方向を から の方向とした場合が, 周方向のひび割れをもっとも開口し易い地震荷重荷重方向となるため, シュラウドサポートの構造健全性評価における地震荷重荷重を から の方向に設定する。
- ③ 解析に用いた供用状態 A, B の荷重(死荷重及び差圧)及び地震荷重を表 1 に示す。解析は地震荷重 S_1^* , S_2 の両方について実施し, より厳しい結果となった方を評価結果とする。
- ④ 物性値
解析に用いた物性値を表 2 に示す。

表1 健全性評価における荷重条件

荷重		鉛直力 V (kN)	水平力 H (kN)	モーメント M(kN・m)	圧力 P (MPa)
供用状態 A 及び B の荷重	死荷重	<input type="text"/>	—	—	
	差圧	—	—	—	<input type="text"/>
地震時の 荷重	地震荷重 S ₁ *	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—
	地震荷重 S ₂	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—
	基準地震 動 S _s	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—

S₁* : 水平地震力は動的解析結果から得られた地震力と静的震度から得られた地震力のうちいずれか大きい方の値を、鉛直地震力は鉛直地震動により定まる値を示す。圧の鉛直方向力を含まない値。

表2 解析に用いた物性値

材質	温度 (°C)	S _m (MPa)	弾完全塑性体の降伏 点 (MPa)	縦弾性係数 (MPa)	加工硬化係 数 (MPa)
SUS304L (下部シュ ラウド)	302	96.8	S ₁ * : 1.5S _m =145	<input type="text"/>	<input type="text"/> (注2)
			S ₂ : 2.3S _m =222(注1) 0.7S _u =253		
NCF600-P (シュラウ ドサポート)	302	164	S ₁ * : 1.5S _m =246	<input type="text"/>	<input type="text"/> (注2)
			S ₂ : 2.3S _m =222(注1) 0.7S _u =350		

(注1) : 2.3m と 0.7S_u のいずれか小さい方を用いる。

(注2) : 加工硬化係数は、応力-塑性ひずみ曲線の傾きとして定義される係数である。弾完全塑性体を用いる極限解析において、解析応力が降伏応力を超えると、荷重とひずみのバランスが不安定となり解析の収束が難しくなるため、極めて小さな加工硬化係数 (=E/1000) を与えることにより、降伏後の解析の収束性を上げている。

<評価結果>

解析の結果、崩壊時の荷重倍率は S_1^* に対して 2.326, S_2 に対して 2.252 となり裕度を見込んだ許容値 1.5 に対して裕度が確保されている。

ひび割れ深さ 6mm, 28mm, 35mm, 45.8mm の 4 ケースで極限解析した結果、健全性を維持できなくなるひび割れ深さが mm と評価される。

運転年数とひび割れ深さの関係を図 1 に示す。ひび割れ深さ mm は運転年数 45 年に相当すると評価した。

したがって、技術基準に適合しなくなる時期は 45 年後と評価された。



図 3 運転年数とひび割れ深さの関係

また、 S_8 地震に対しても技術基準に適合しなくなる時期を算出する。

地震荷重のうち H7 塑性崩壊に影響を与える主要荷重はモーメント荷重である。炉心シュラウド下部胴は外径約 板厚 mm であり、外径に対する板厚の比率が小さく、モーメント荷重に対して板厚断面に発生する軸方向応力は、板厚内でほぼ一定、すなわち膜応力として扱える。

塑性崩壊時に H7 断面に発生する軸方向応力を σ_{cr} とすると、評価断面の断面係数 Z とモーメント荷重 M により、近似的に以下のとおり表すことができる。

$$\sigma_{cr} = M/Z \quad \dots \dots \dots \textcircled{1}$$

ここで、炉心シュラウド下部胴は、外径に対する板厚の比率が小さく、このような円筒構造物の断面係数は近似的に以下のように表すことができる。

$$Z = 0.8 \times dm^2 \times t \quad \dots \dots \dots \textcircled{2}$$

Z : 断面係数

dm : 板厚中心直径

t : 板厚

維持規格 EJG-B-1-2 にて、地震荷重 S_s が地震荷重 S_d^* の 1.5 倍以下となる場合は、地震荷重 S_d^* についても評価を実施する必要があるものの、表 3 に示す通り、 S_s が S_d^* の 1.5 倍以上であるため、地震荷重 S_s のみで評価する。

<評価結果>

(1) 健全性評価

許容荷重と基準地震動 S_s による鉛直力、せん断力、曲げモーメントを比較した結果、最小でも 1.23 であり、健全性が確保されていると考える。

表 4 許容荷重と基準地震動 S_s 地震荷重の比較

荷重	鉛直力 (kN)	せん断力 (kN)	曲げモーメント (kN・m)
許容荷重	□	□	□
新 S_s 地震荷重	□	□	□
裕度	1.98	1.64	1.23

<技術基準適合しなくなる時期の算出>

技術基準に適合しなくなる時期は

$$\begin{aligned}
 t_{SS} &= (M_{SS}/M_S) \times t_s \\
 &= (\square / \square) \times \square \\
 &= \square \text{ mm}
 \end{aligned}$$

t_{SS} : 新 S_s 地震荷重における必要最小板厚

t_s : 旧 S_s 地震における必要最小板厚 (6.2mm)

M_{SS} : 新 S_s 地震荷重のモーメント荷重

M_S : 旧 S_s 地震のモーメント荷重

板厚が □ mm に至るのは亀裂深さが □ mm の時であり、図 3 より所定の時期から 43 年 (運転開始から約 73 年) と推定される。このため、60 年に対し十分余裕があると判断する。

タイトル	流れ加速型腐食に対する耐震安全評価について
説明	流れ加速型腐食に対する耐震安全評価は追而とする。

説 明	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
	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は追而とする。

タイトル	後打ちアンカの耐震安全性評価について
説明	後打ちアンカの耐震安全性評価については追而とする。

タイトル	浸水防護施設の耐震安全性評価について
説明	浸水防護施設の耐震安全性評価については追而とする。