

1号機 設備健全性に係る  
委員ご質問への回答

平成21年12月21日  
東京電力株式会社

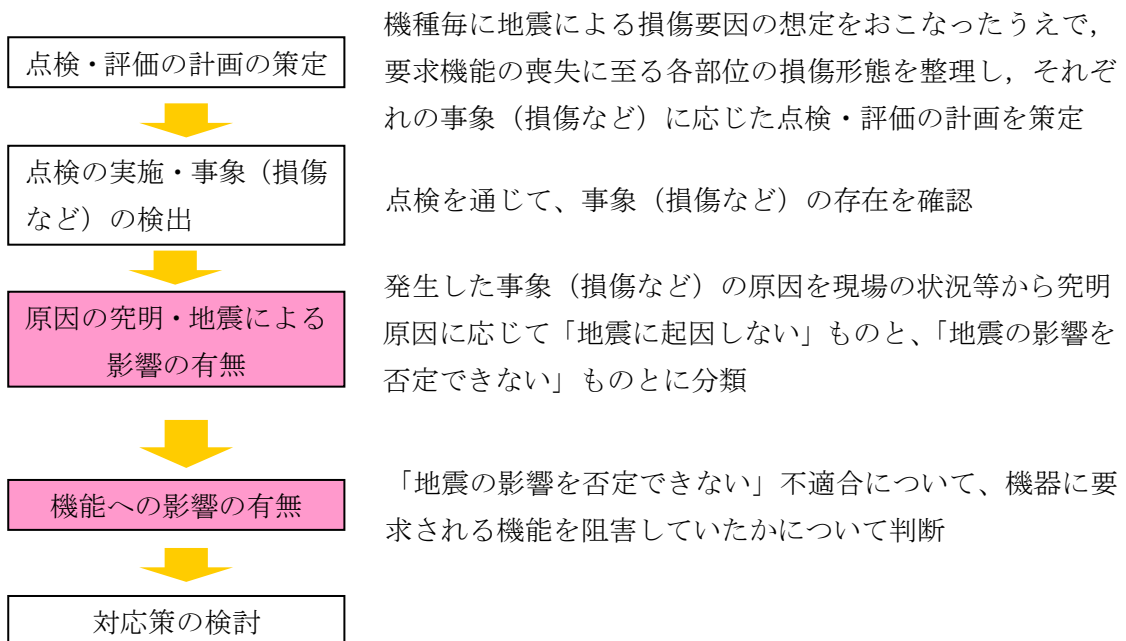
(質問)

・「確認された事象の分類」で、例えば、ある事象は「地震に起因しない事象」、あるものは「機能に影響のある事象」として分類されている。これは（地震に）関係しません等の判断基準は（どうなっているのか）、そのバックグラウンドを明確にしてほしい。  
(第29回 設備小委)

(回答)

## 1. 点検・評価の流れ

中越沖地震に対する施設の点検・評価については、号機ごとに予め定めた計画に基づき実施している。点検を通じて検出された事象（損傷など）に対する評価として、原因の究明（地震による影響の有無）および設備に要求される機能に対する影響について検討し、必要な対応策を検討することになっている。以下に点検・評価の流れを図に示す。



## 2. 点検・評価の計画の策定

新潟県中越沖地震後の設備点検として、地震の影響が及ぶ可能性のある部位に着目した点検を行っている。点検実施前に、各機種ごとに要求機能の整理と、各部位への地震による損傷要因の想定をおこなったうえで、要求機能の喪失に至る各部位の損傷形態を整理し、それぞれの損傷形態に応じた点検内容を検討した。

損傷箇所及びその形態の検討にあたっては、過去の加振試験、評価結果等を参考に、地震による影響と損傷が想定される部位、形態を整理した。過去の知見が得られない設備については、機器の設計者により、地震の影響を受ける部位等を想定するなどして整理を行った。

下記にいくつかの機種に関する検討結果の例を示す。（第2回設備小委 参考資料－2より抜粋）

対 象	要 因	想定現象	損傷箇所及び形態
タンク ・流体保持機能	本体応答過大	基礎ボルトの応力過大 → 基礎ボルトの損傷 本体応答過大 → 本体の損傷	基礎ボルトの損傷 本体の損傷
支持構造物 ・機器支持機能の維持	配管応答過大	損傷（ロッド変形，内部部品変形，球面軸受け損傷，ピン折損）	ハンガ ロッド変形
原子炉建屋 クレーン ・燃料およびキャスクの移送機能 ・落下防止機能	本体応答過大	走行，横行車輪周り応力過大 → 走行，横行車輪周りの損傷	走行，横行駆動機器周りの損傷

これらを踏まえ、地震後の点検では、機種毎の損傷形態に対する検知性を考慮した点検を実施している。

### 3. 地震による影響の有無の判断について

確認された事象については、機種ごとに整理を実施した地震の影響が及ぶ可能性のある部位の整理表（上記参照）、設備の状況、運転および保全の経験、地震応答解析の結果等に基づく判断により下記のとおり分類をしている。

#### ① 「地震に起因しない」事象について

通常の定期点検において確認される事象であり、かつ地震による影響により発生しないと考えられる損傷形態のものを「地震に起因しない」事象として整理をしている。また、評価の際に以下の観点についても考慮をした。

- ・事象が地震後相当時間経過したのちに発見されている
- ・事象が、過去の点検記録等により地震以前から確認されている

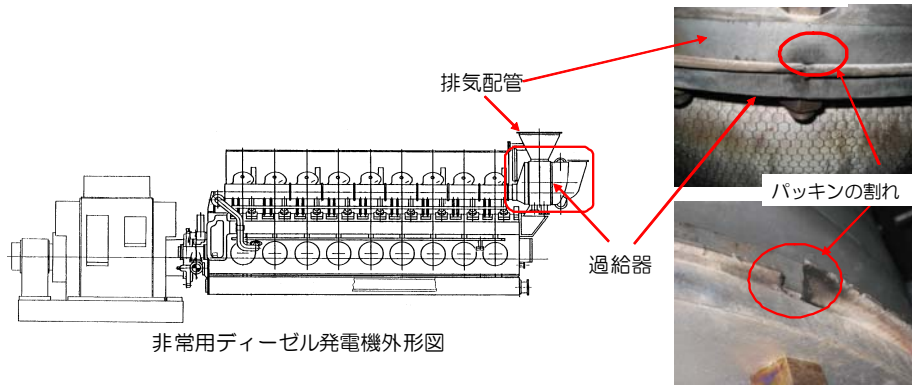
#### 「地震に起因しない」事象の例

- ・経年劣化によるもの

熱膨張収縮による緩み，通常運転で確認される摩耗，グリース劣化による固着，各部に変形・損傷が認められないパッキンのみの異常，破面観察に基づく高サイクル疲労，点検時の取付け取り外しに伴う変形・損傷，円形指示模様，腐食割れ，乾燥収縮 等

**経年劣化事象の例**

「5号機非常用ディーゼル発電機(B)過給器のフランジパッキンの経年劣化事象」



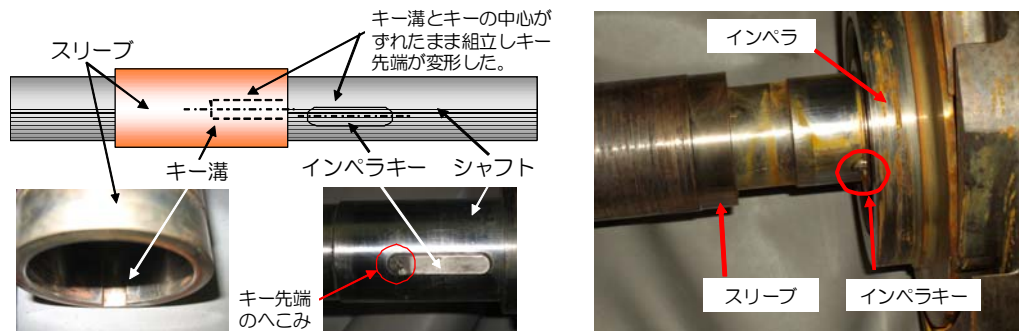
フランジパッキンが排気ガスの熱により経年的に劣化して割れに至ったもの

・ **施工不良によるもの**

締めすぎによる変形，グリースの塗布不良，パッキン・Oリングの装着不良，制御棒駆動系のアンカップリング（損傷跡なし） 等

**施工不良事象の例**

「5号機原子炉隔離時冷却系ポンプ インペラキーの損傷（施工不良）について」



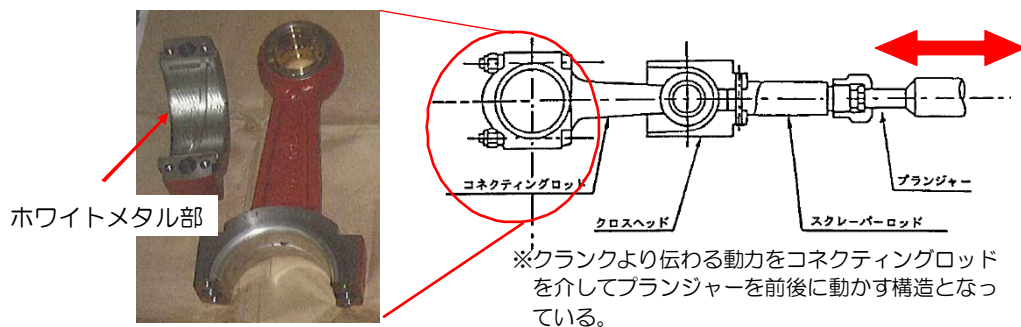
前回（H12）の分解点検終了後に組立復旧をした際に、インペラキーとスリーブのキー溝がずれたまま組立を行い、先端が変形したものと判断した。なお、組立以降の運転に際し、支障をきたすものではなかった。

・ **偶発事象によるもの**

異物の咬み込み 再現性のない一過性の事象 等

**偶発事象の例**

「5号機ほう酸水系ポンプ(A)コネクティングロッドの異物の咬み込み（偶発事象）」



クランクとホワイトメタルの間に異物が入り、ホワイトメタル部に傷が発生したものと判断した。指示は軽微なものであり、プランジャーの動きを妨げるものではなく、運転に支障を与えるものではなかった。

② 「地震に起因する（地震による影響を否定できない事象）」事象

- ・確認された損傷形態を検証し、「地震に起因する」事象として整理。
- ・地震による影響か否か判断に迷う事象については、「地震による影響を否定できない」事象として（「地震に起因する」事象での分類で）整理をしている。
- ・地震による二次的な損傷事象（例：1号機で見られた建屋内への流入による水没等）についても、地震に起因する事象として整理している。

「地震に起因する」事象の例（その1）

「No. 4 ろ過水タンク底部の変形とタンク基礎部の基礎ボルトとブラケット破損」



基礎ボルト，ブラケット破損

タンク底部の広い範囲で変形が確認された。また、タンク基礎部において、基礎ボルトおよびブラケットの損傷が確認されている。

「地震に起因する」事象の例（その2）

「6号機給水加熱器ドレンベント系配管支持構造物の

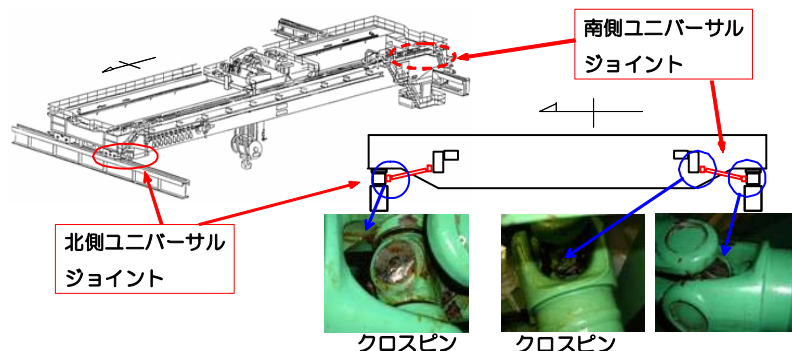
オイルスナバのターンバックルロッド部の曲がり」



軸圧縮方向に過大な荷重が作用し座屈したオイルスナバ

### 「地震に起因する」事象の例（その3）

「6号機原子炉建屋クレーンの走行伝動用継手（ユニバーサルジョイント）の破損」



地震動による過大な荷重により、ユニバーサルジョイントのクロスピンが損傷した。

#### 4. 機能への影響の有無の判断について

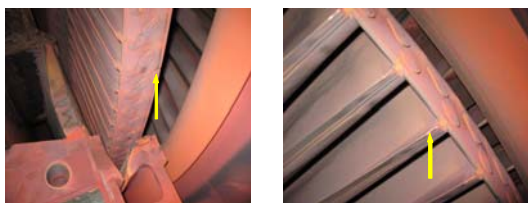
確認された事象のうち「地震の影響による事象（地震による影響を否定できない事象）」ものについて、以下の観点で影響を評価し、該当するものについて、機能の影響を「有」としている。

- ・ 事象（損傷）により継続使用が不可のもの
- ・ 継続使用は可能であるが、構造強度・性能を維持しなくなる恐れのあるもの

#### 機能の影響評価の例

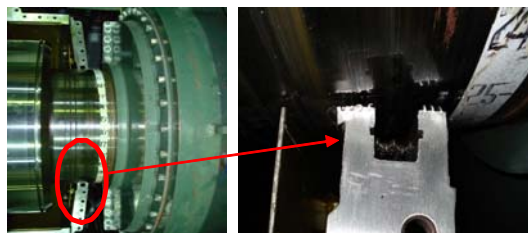
##### 機能の影響が「無」の例

- ・ 目視点検・機能確認で部材に損傷のないことを確認
- ・ 強度上考慮していない部材の軽微な損傷
- ・ タービンの動翼，静翼，車軸，軸受等における軽微な接触跡 等



##### 機能の影響が「有」の例

- ・ 原子炉建屋天井クレーンの走行伝動用継手の損傷
- ・ タービン各部の油切り、中間軸受け台の損傷 等



以上

(質問)

・スナッパ反力が 28、29、30 (ページ) にあるが、B の評価方法で発生応力と評価基準値が非常に近接しているものがあり、それについてはC評価をなぜしなかったのか？つまりC評価をすると、あるいはB評価で済ますというところの何か仕分け基準があるのか？ (第29回 設備小委)

(回答)

地震応答解析のうち構造強度評価は、設計時と同等の評価 (B 評価) を実施することを基本とし、余裕度の大きな設備については簡易評価 (A 評価) の結果を算出値としている。

B 評価では設計時と同等の評価を行い算出値を求め、評価基準値と比較する。配管系は、スペクトルモーダル解析法、あるいは時刻歴応答解析法により算出値を求め、評価基準値と比較する。

解析モデルへの有限要素法の適用、構造強度評価による部材強度の評価基準値への採用等の詳細評価 (C 評価) をおこない、算出値を評価基準値と比較する。

今回の資料では、B 評価と C 評価の結果を併記している。

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 III <sub>A</sub> S (MPa)	評価方法
原子炉冷却材再循環系	配管	一次	151	360	B
	支持構造物	スナッパ反力	533kN	367kN	B
			533kN	607kN	C
残留熱除去系	配管	一次	74	308	B
	支持構造物	スナッパ反力	53kN	44kN	B
			53kN	67kN	C

応答倍率法による評価

地震観測記録にもとづく地震力による算出値は、以下の方法で求める。

- ① 地震観測記録にもとづく地震力による算出値 = 設計時の応力 (地震および地震以外による応力) × 応答比
- ② 地震観測記録にもとづく地震力による算出値 = 設計時の応力 + 設計時の応力 × 応答比 (地震以外による応力) (地震による応力)

上記の応答比は以下による。

- (a) 原子炉圧力容器や炉内構造物等、算出値を求めるにあたり、加速度、せん断力、モーメント、軸力を用いる機器

**応答比 1** : 地震観測記録にもとづく地震力と設計時の地震力との比 (加速度、せん断力、モーメント、軸力ごとに応答比を算定)

- (b) ポンプの基礎ボルト等、算出値を求めるにあたり、水平加速度、上下加速度を用いる機器

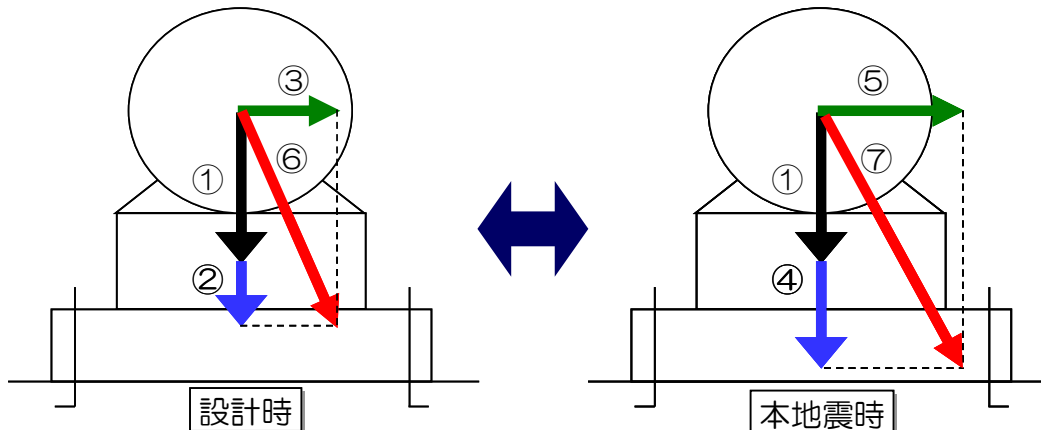
**応答比 2** : 地震観測記録にもとづく水平加速度と上下加速度の二乗和平方根と設計時の水平加速度と上下加速度の二乗和平方根との比

■ 応答比2の算定 (床置機器の例)

- ① 重力加速度：1 (G)
- ② 上下方向の設計震度： $C_v$  (G)
- ③ 水平方向の設計震度： $C_H$  (G)
- ④ 本地震の上下方向震度： $C_v'$  (G)
- ⑤ 本地震の水平方向震度： $C_H'$  (G)
- ⑥ 設計時の合成震度
- ⑦ 本地震時の合成震度

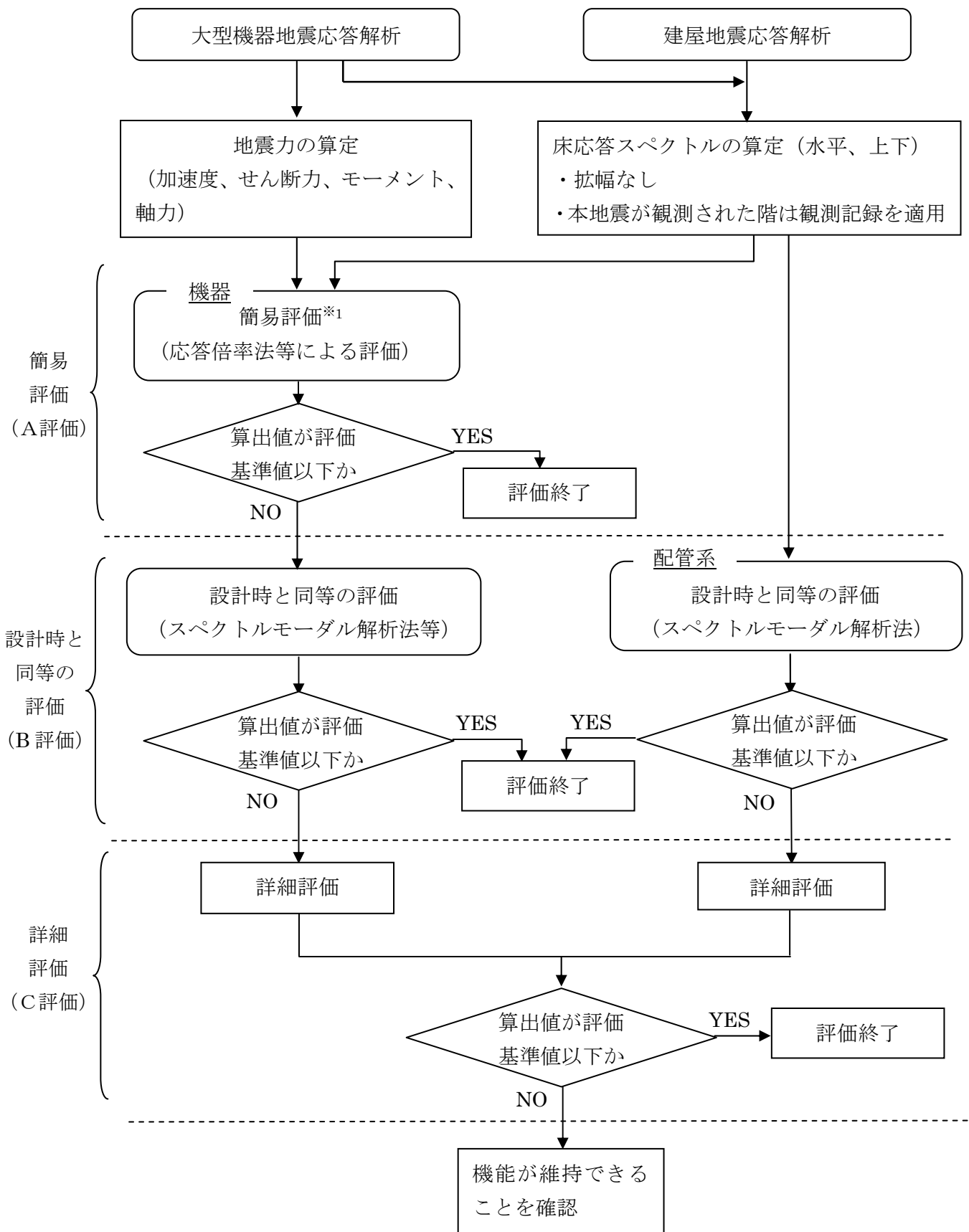
応答比  $\alpha$

$$\alpha = \frac{\text{⑦}}{\text{⑥}} = \frac{\sqrt{C_H'^2 + (1 + C_v')^2}}{\sqrt{C_H^2 + (1 + C_v)^2}}$$





# 地震応答解析の手順



※1 設備によっては、簡易評価を行わず設計時と同等の評価に移行する場合もある

【参考】

## 構造強度評価結果：配管（1／6）

配管系（スナッパが取り外された状態での解析評価結果）

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 $\text{III}_{A,S}$ (MPa)	評価方法 <sup>※1</sup>	備考	追加点検 (○：実施)
主蒸気系	配管	一次	146	245	B		○
	支持構造物	スナッパ反力	50kN	88kN	B		○
原子炉冷却材再循環系	配管	一次	151	360	B	時刻歴応答解析 PLR-001	○
	支持構造物	スナッパ反力	533kN	607kN <sup>※2</sup>	C	設計容量（定格容量×1.5）は367kN	○
原子炉冷却材浄化系	配管	一次	79	245	B	時刻歴応答解析	○
	支持構造物	スナッパ反力	13kN	14kN	B		○
残留熱除去系	配管	一次	74	308	B	時刻歴応答解析	○
	支持構造物	スナッパ反力	53kN	67kN <sup>※3</sup>	C	設計容量（定格容量×1.5）は44kN	○

※1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

※2 構造強度評価に基づき算出した評価基準値（構造強度評価式にミルシート値を適用して算出。）

※3 構造強度評価に基づき算出した評価基準値。



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

28

## 構造強度評価結果：配管（2／6）

配管系（スナッパが取り外された状態での解析評価結果）

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 $\text{III}_{A,S}$ (MPa)	評価方法 <sup>※1</sup>	備考	追加点検 (○：実施)
高圧炉心スプレイ系	配管	一次	132	308	B		○
	支持構造物	スナッパ反力	140kN	147kN	B		○
低圧炉心スプレイ系	配管	一次	42	308	B		○
	支持構造物	スナッパ反力	31kN	88kN	B		○
給水系	配管	一次	145	360	B	FDW-001	○
	支持構造物	スナッパ反力	202kN	235kN	B		○
ほう酸水注入系	配管	一次	174	265	B	SLC-003	○
	支持構造物	スナッパ反力	2kN	4kN	B		○
原子炉補機冷却中間ループ系	配管	一次	79	215	B	RIW-001	○
	支持構造物	スナッパ反力	10kN	14kN	B		○

※1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

29

## 構造強度評価結果：配管（3／6）

### 配管系（設計時の条件での解析評価結果）

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 Ⅲ <sub>A</sub> S (MPa)	評価 方法※1	備考	追加点検 (○：実施)
原子炉冷却材 再循環系	配管	一次	113	234	B	PLR-002	○
	支持構造物	スナップ 反力	364kN	367kN	B		○
原子炉隔離時 冷却系	配管	一次	82	274	B		○
	支持構造物	スナップ 反力	11kN	44kN	B		○
給水系	配管	一次	107	281	B	FDW-002	○
	支持構造物	スナップ 反力	85kN	147kN	B		○
放射性ドレン 移送系	配管	一次	111	150	B		○
	支持構造物	スナップ 反力	6kN	10kN	B		○
原子炉補機冷却 中間ループ系	配管	一次	139	185	B	RIW-002	○
	支持構造物	スナップ 反力	10kN	14kN	B		○

※1 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価, C: 詳細評価

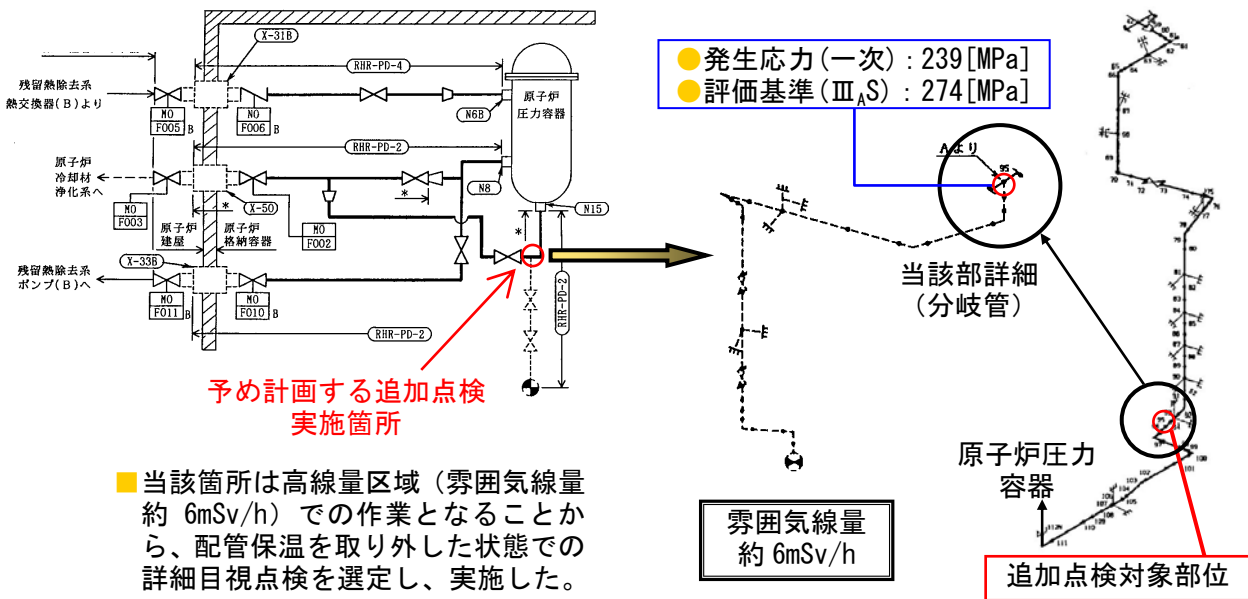
(質問)

・(設備小委 29-4) 60 ページに、7号機では線量率が大きかったから超音波もできなかった残留熱除去配管について、1号機では超音波試験をしているが、7号機との比較、あるいは違いを説明して欲しい。(第29回 設備小委)

(回答)

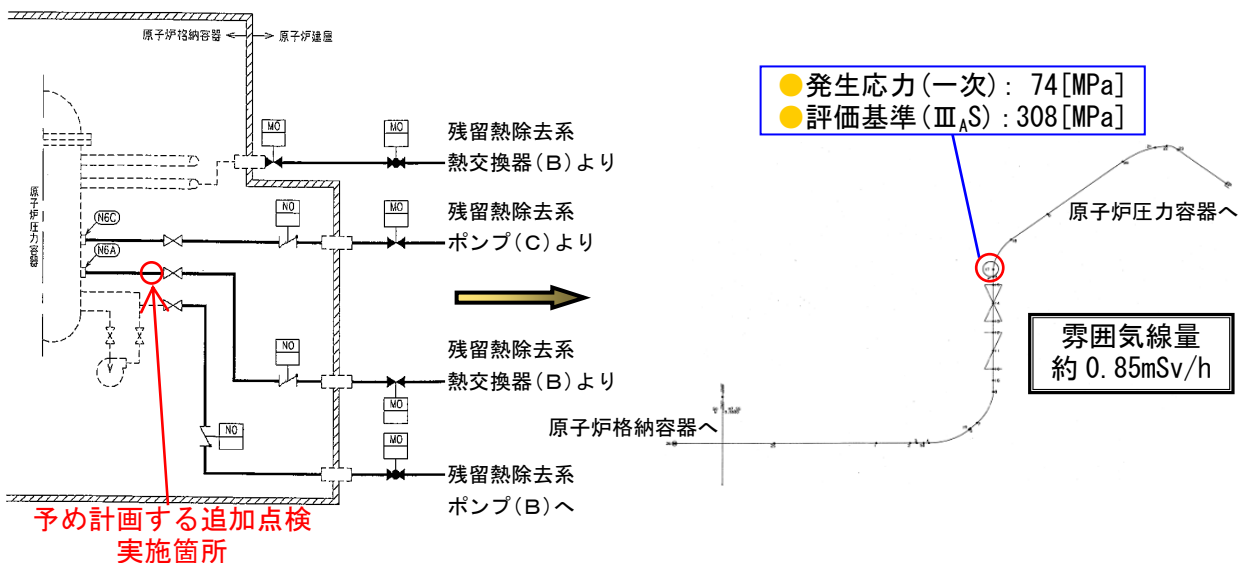
1. 7号機残留熱除去系配管について

7号機残留熱除去系(以下「RHR系」)配管評価で裕度が小さかったのは、「RPVボトムドレンライン」の分岐部である。



2. 1号機残留熱除去系配管について

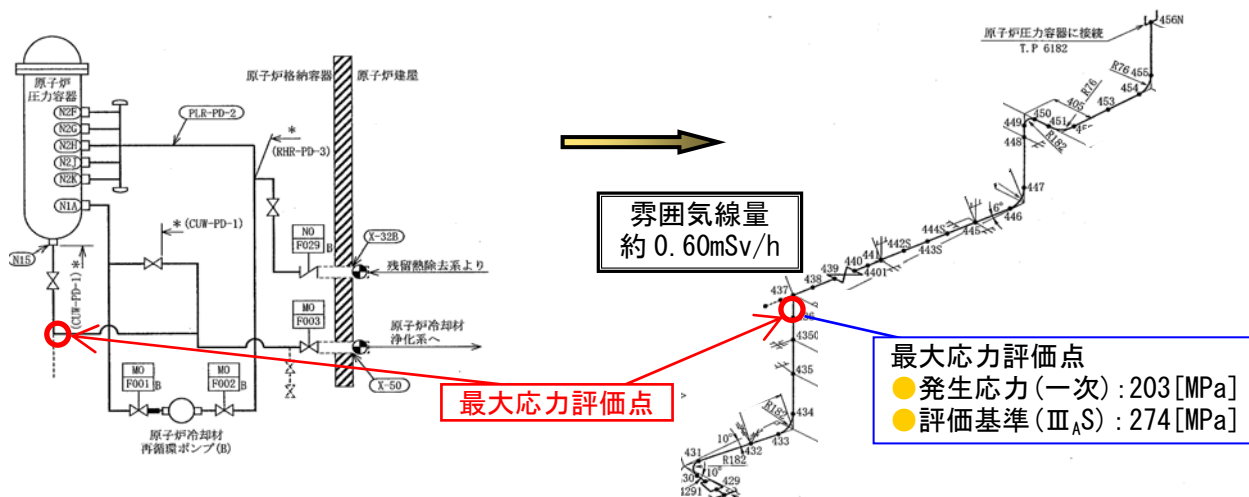
1号機残留熱除去系(以下「RHR系」)配管で評価上裕度が小さかったのは、「低圧炉心注水ライン」であり、7号機と異なる場所である。



### 3. (参考) 5号機RPVボトムドレンラインについて

5号機RPVボトムラインについては、原子炉冷却材再循環系の一部として解析が実施されており、最大応力評価点であったため、詳細目視点検、浸透探傷試験、超音波探傷試験及び硬さ測定を実施し、異常のないことを確認している。

- 5号機は、地震発生時前より定期検査を実施中であったことから、継続的な原子炉冷却材浄化系の運転等により雰囲気線量が低減されていた。



最大応力点における比較

	7号機	5号機
外径	76.3mm	60.5mm
公称肉厚	9.5mm	8.7mm
材料	STS42	STS42
最高使用圧力	8.62MPa	8.62MPa
最高使用温度	302℃	302℃
設備点検	詳細目視点検：異常なし	浸透探傷試験、超音波探傷試験
	耐圧漏えい試験：異常なし	硬さ測定：異常なし 耐圧漏えい試験：今後実施予定

以上より、7号機の残留熱除去系配管部は、同等の箇所である5号機RPVボトムラインの点検結果からも、健全性は確保されているものとする。