

柏崎刈羽原子力発電所 6号機
新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る
点検・評価に関する報告書（概要版）
（機器レベルの点検・評価報告）

平成20年12月 3日



東京電力

はじめに

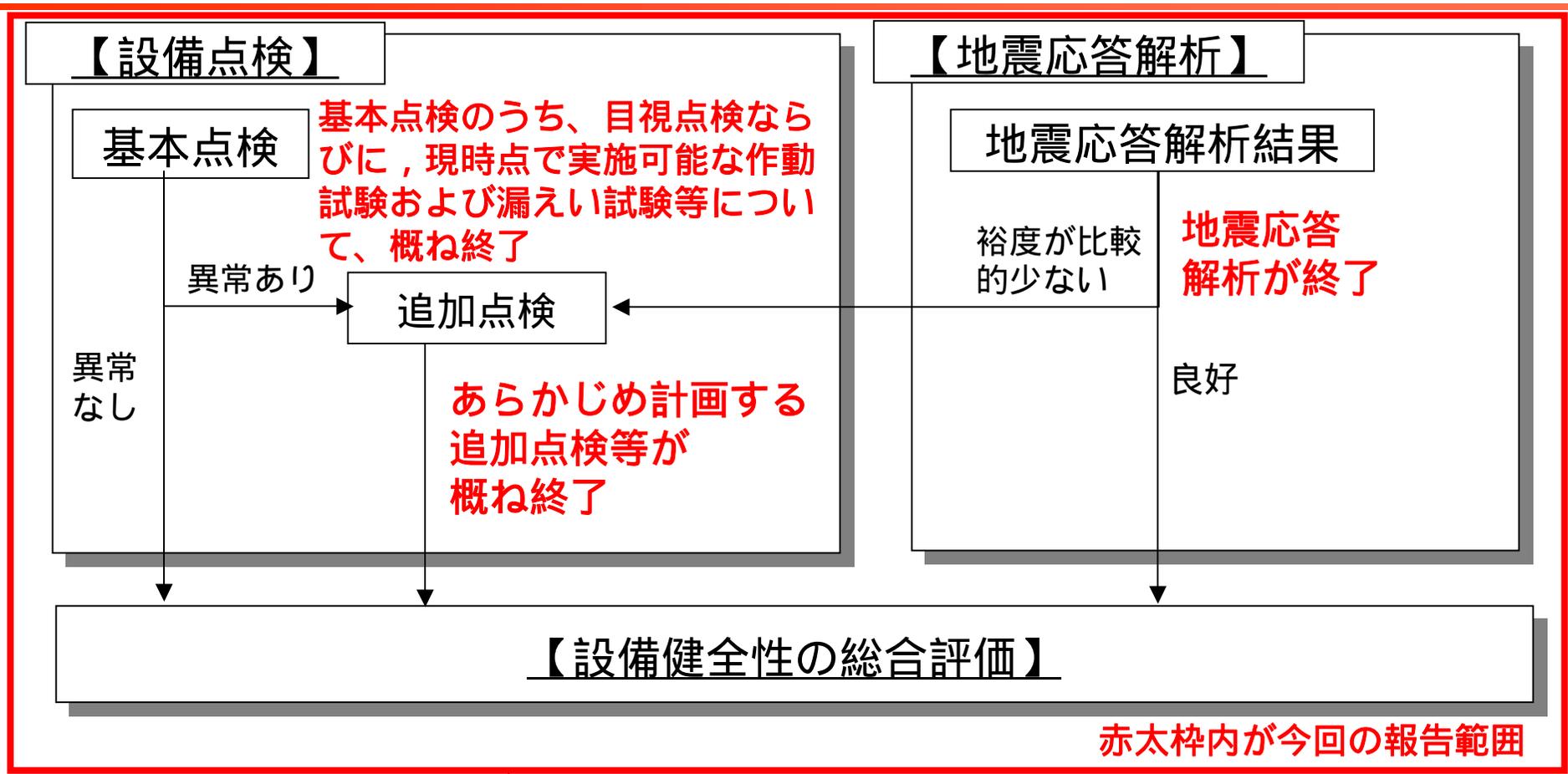
- 地震後の保全活動全般については、保安規定第107条に定める「特別な保全計画」を策定し実施
- このうち、工事計画書対象設備については、原子力安全・保安院からの指示に基づき、「点検・評価計画書」を策定
原子力安全・保安院指示文書：「新潟県中越沖地震を受けた柏崎刈羽原子力発電所の設備の健全性に係る点検・評価計画について」（平成19年11月9日付）
- この計画に基づき，機器レベルの点検・評価が概ね終了した。

本報告書の位置づけ

- 「点検・評価計画書」対象設備の基本点検のうち，目視点検ならびに，現時点で実施可能な作動試験および漏えい試験等について，概ね終了したこと
- あらかじめ計画する追加点検等が概ね終了したこと
- 地震応答解析がすべて終了したこと

から，設備の健全性について機器レベルの評価を行うもの

本報告書の報告範囲



基本点検の状況

H20.12.2 現在

基本点検 機器	目 視	約 1,540/1,540	(100%)
	作動試験・機能試験	約 1070/1,150	(93%) *1
	漏えい試験	約 580/720	(80%) *1
	基本点検完了	約 1,380/1,540	(90%) *1
うち 原子炉安全上 重要な機器	目 視	約 620/620	(100%)
	作動試験・機能試験	約 410/430	(95%) *1
	漏えい確認	約 270/350	(77%) *1 *2
	基本点検完了	約 540/620	(87%) *1
追加点検	-	約 160/190	(84%)

*1：作動試験および漏えい試験等終了していない機器があるが、これらは原子炉圧力容器漏えい試験，主タービン復旧後のタービン設備の作動試験，核計装設備の機能確認試験等である。

*2：原子炉圧力容器漏えい試験は，別途実施する規定圧力（運転時圧力）による漏えい確認に先立ち，地震の影響による不適合の早期発見の観点から，規定圧力の半分の圧力にて漏えい確認を実施し，異常のないことを確認した。

報告書：P.4-11

設備点検の結果

■設備点検（基本点検及び追加点検）の結果から、「異常あり（不適合）」と判定された事象について整理（報告書 表-4.4.2参照）

■「異常あり（不適合）」と判定された機器は83機器であるが、原子炉安全上重要な機器については、構造強度や機能を阻害するような重大な損傷は確認されていない。

設備点検において異常が確認された設備について、総合評価を実施

■回転機器の振動診断評価について

地震前後の振動診断において、地震影響と見られる異常兆候も含めて、現状異常はみられていない。また、定期的に振動測定をしている結果からも、本地震後において振動値が上昇傾向を示す等の異常兆候もみられていない。

1ポンプ、ファン等の回転機器については、作動試験時の振動データ（ポンプ、ファンの軸受等の温度がほぼ安定した状態で採取した振動値）の状態変化を確実に検出するため、地震前過去5回程度の測定値の履歴を確認し、バラツキを考慮しつつ異常の有無の確認を行った結果、異常は見られていない。（添付資料2、4参照）

6号機設備 地震応答解析結果まとめ

■ 解析の状況

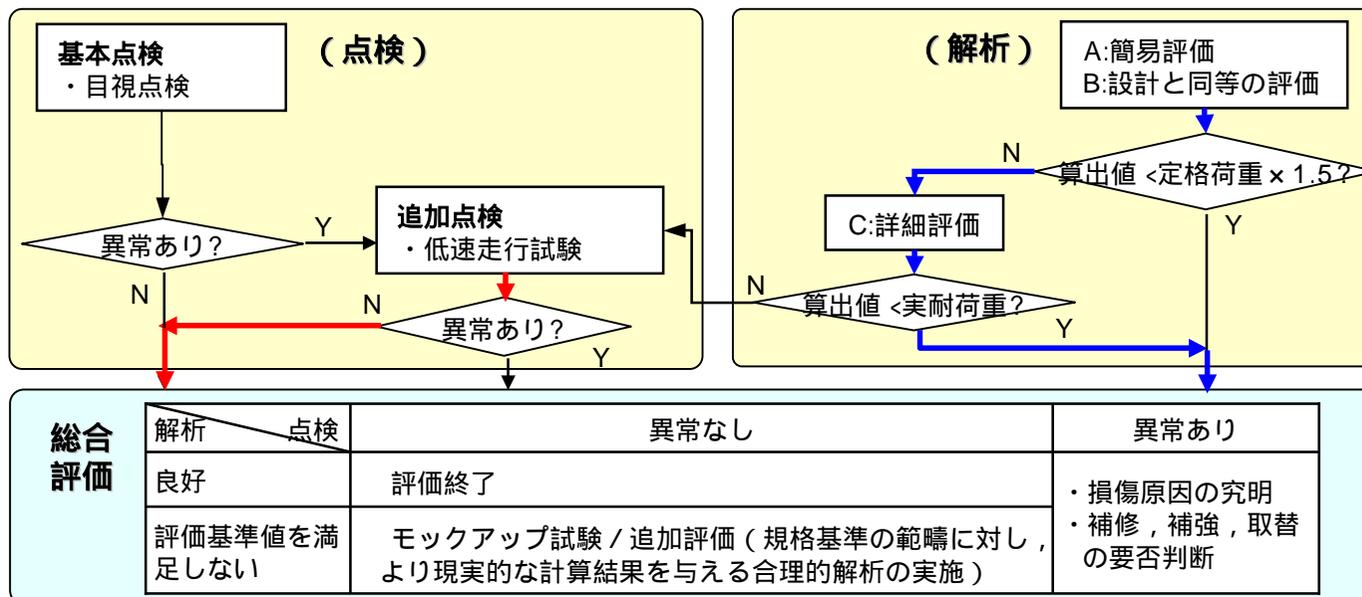
- 解析対象設備のすべてについて評価を終了（疲労評価は追而報告）
 - ✓ 構造強度評価 : 97設備
 - ✓ 動的機能維持評価 : 37設備

■ 6号機設備解析結果の概要

- 全ての設備について算出値が評価基準値を満足することを確認した
- 特記事項
 - ✓ 原子炉隔離時冷却系配管の支持構造物（メカニカルスナッパ）の算出値は、設計荷重（定格荷重×1.5）を超えるが、詳細評価により、試験にて確認された実耐荷重を評価基準値とすることで、評価基準値を満足する

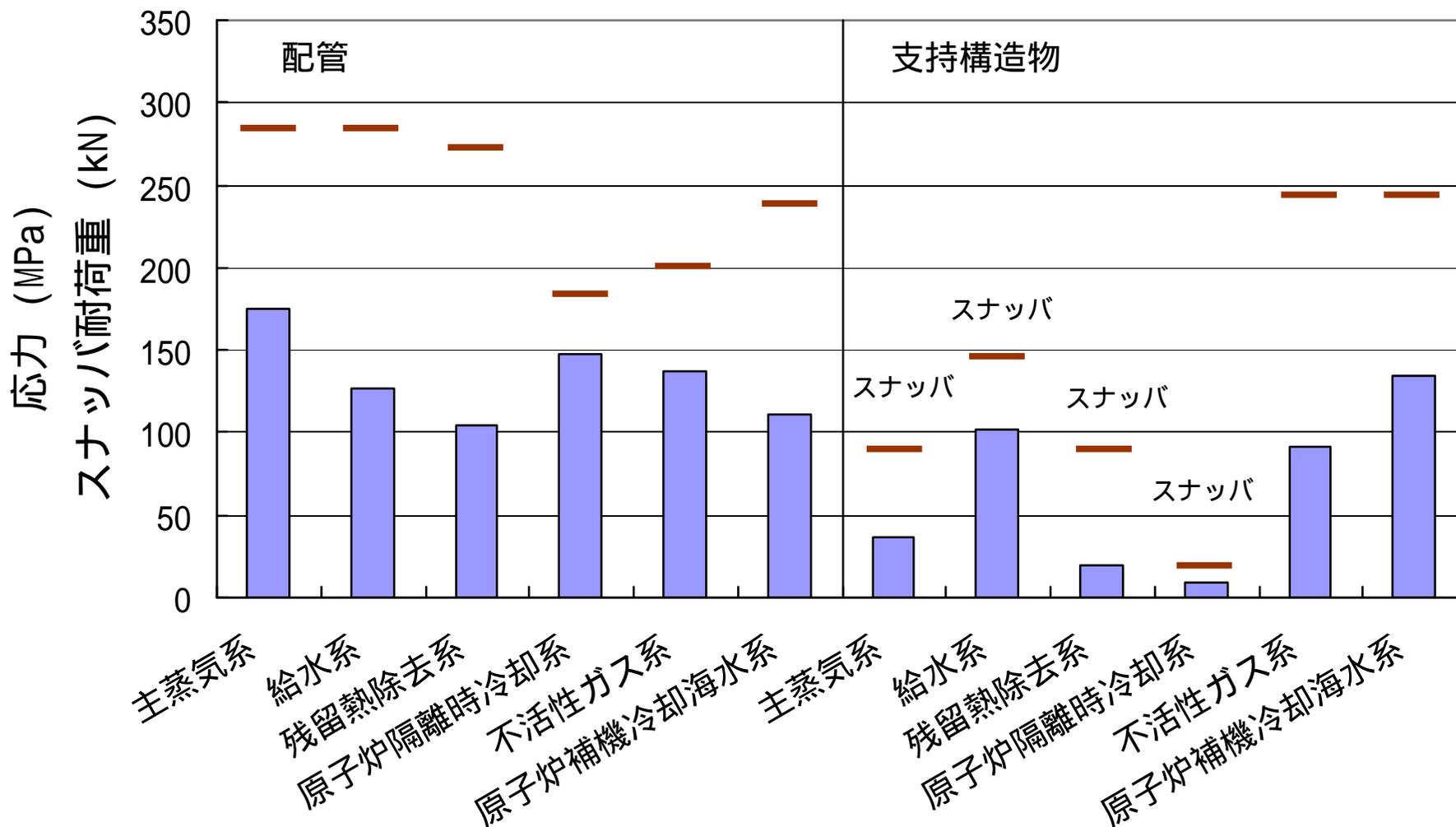
6号機設備 地震応答解析結果まとめ

- 原子炉隔離時冷却系支持構造物（メカニカルスナッパ）の評価の流れ
 - ✓ 算出値（9 kN）は設計荷重（定格荷重 × 1.5 = 4 kN）を超えるが，詳細評価により評価基準値を試験による実耐荷重（20 kN）とすることで，評価基準値を満足（青線）
 - ✓ 地震応答解析の結果，評価基準値を超えるため追加点検実施（赤線）
 - 追加点検として低速走行試験を実施し，異常のないことを確認
- ↓
- ✓ 点検・解析において問題なく評価終了



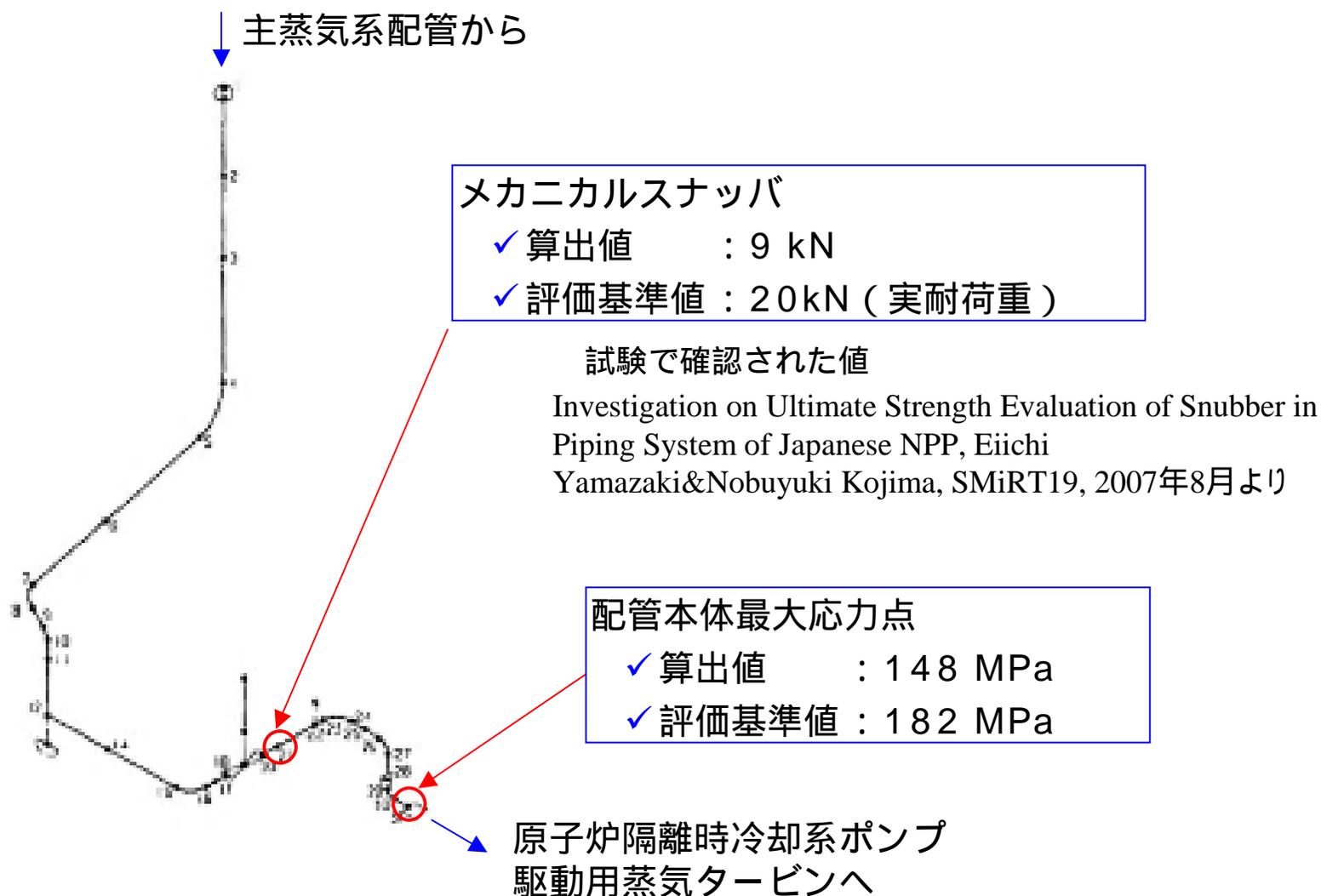
6号機 配管 & 支持構造物の評価結果

■ 配管 & 支持構造物の評価結果（比較的厳しい設備を提示）



6号機 原子炉隔離時冷却系配管

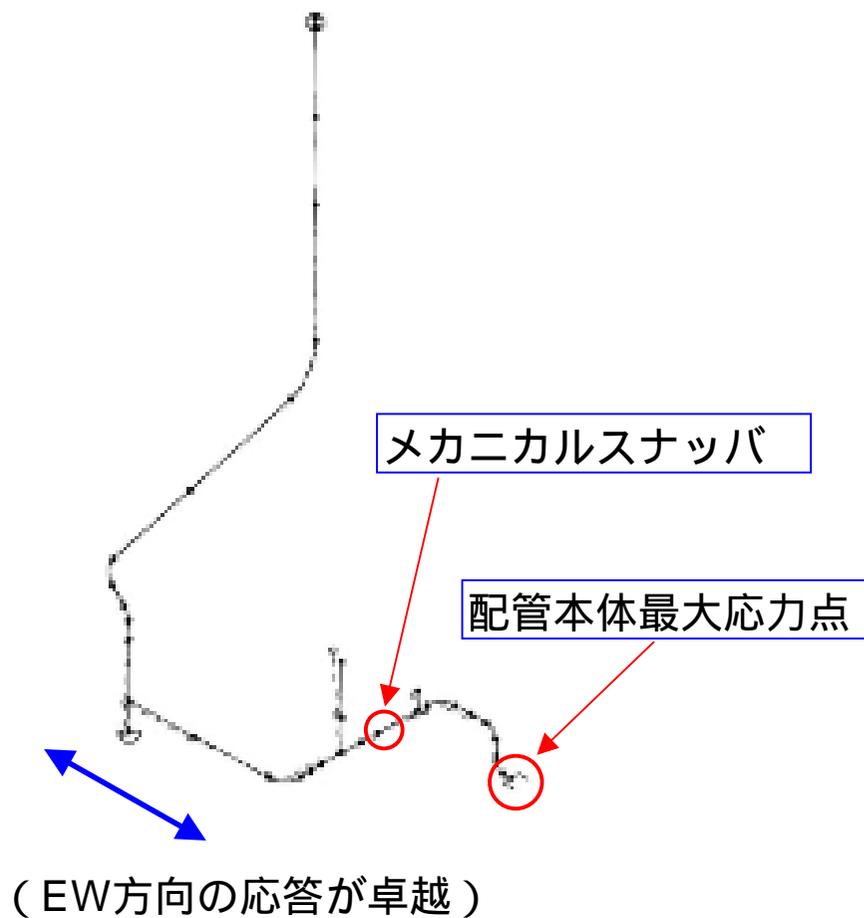
■ 原子炉隔離時冷却系配管と支持構造物（メカニカルスナッパ）



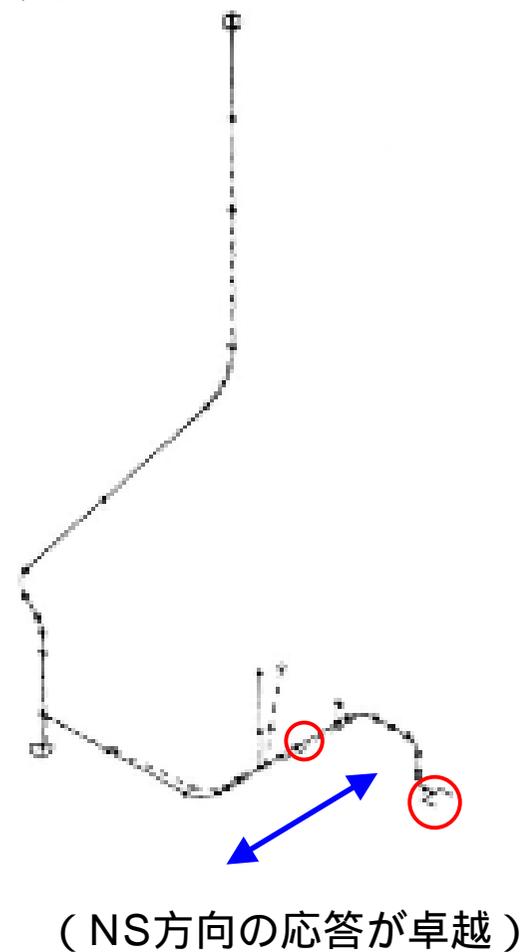
6号機 原子炉隔離時冷却系配管

■ 原子炉隔離時冷却系配管の代表的な振動モード

✓ 1次モード



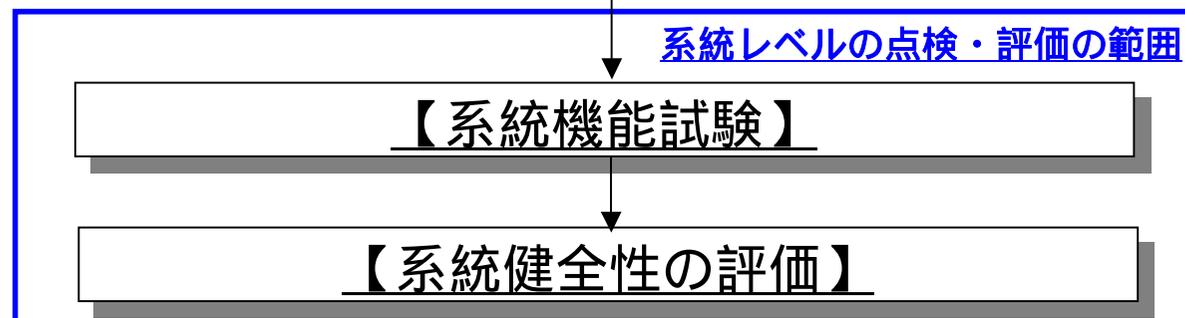
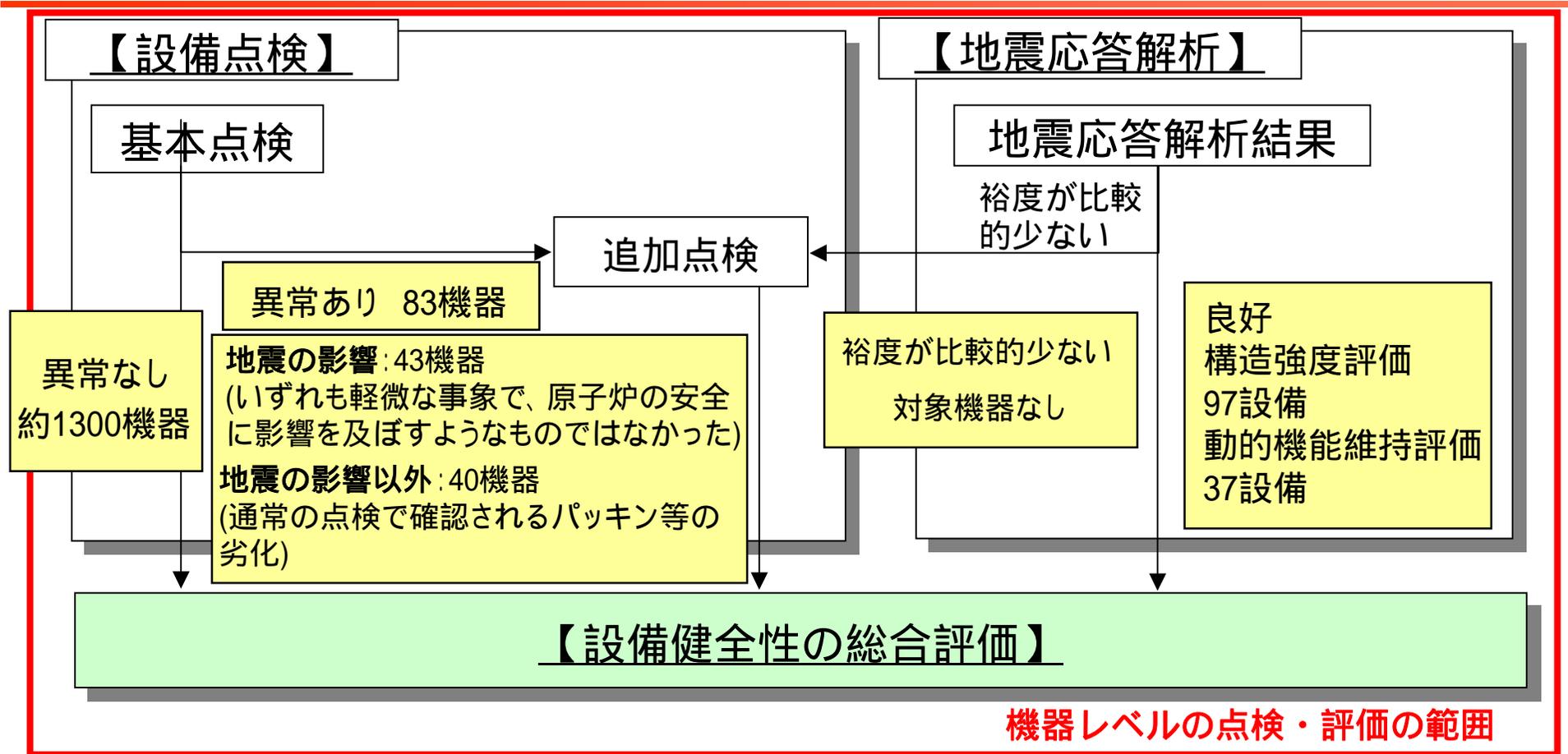
✓ 3次モード



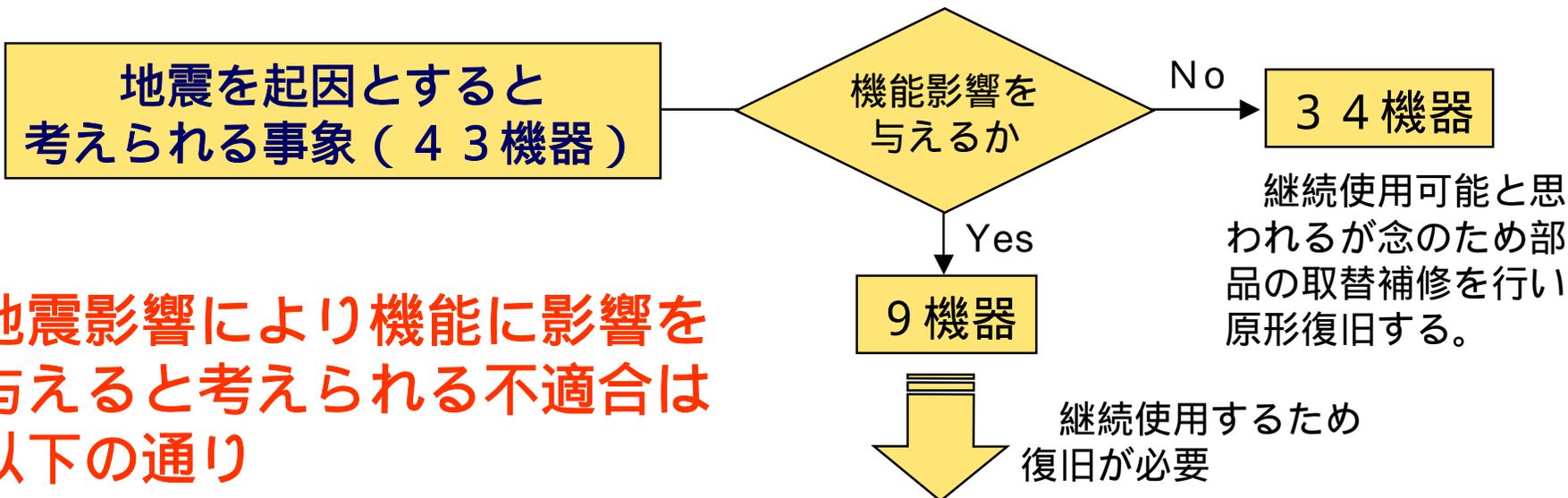
総合評価結果（概要）

- 地震応答解析の結果：全対象設備が評価基準を満足
設備点検において異常が確認された設備について、総合評価を実施
- 設備点検で異常が確認された機器について
 - 健全性評価の結果、原子炉安全上重要な設備に重要な損傷は確認されず
 - 原子炉安全上重要でない設備に確認された異常については、取替・補修・手入れ等により設備を原形復旧
- 設備の状況や地震応答解析結果等を踏まえて損傷原因を検討し、以下のとおり分類した。
 - 地震に起因すると考えられる事象（含：地震による影響が否定できない事象）
例：動的機器内部構造物の接触事象（主タービン等）
 - 地震に起因しない事象
例：通常の保全活動にて確認される劣化事象（パッキンの劣化等）や不具合
簡易な補修、手入れにより健全性を確保できることを確認。

設備健全性の総合評価について



地震を起因とすると考えられる事象の考察



地震影響により機能に影響を与えると考えられる不適合は以下の通り

機器	確認された不適合	復旧対応状況
高圧タービン	<ul style="list-style-type: none"> 軸受の油切りの損傷 中間軸受台キ - の変形 オイルシ - ルリングの割れ 	<ul style="list-style-type: none"> 軸受の油切り歯の取替えを行う。 中間軸受台キ - の修理を行う。 オイルシ - ルリングの取替えを行う。
低圧タービン(A)(B)(C) (3基)	<ul style="list-style-type: none"> 軸受の油切りにロ - タとの接触による損傷、動翼に摩耗 	<ul style="list-style-type: none"> 摩耗の著しい翼の取替えを行う。 軸受の油切り歯の取替えを行う。
原子炉建屋クレーン	<ul style="list-style-type: none"> 走行伝動用継手の破損 	<ul style="list-style-type: none"> 新製交換済み
給水加熱器ドレンベント系の管 (オイルスナップ) 4台	<ul style="list-style-type: none"> オイルスナップのターンバックルに曲がり 	<ul style="list-style-type: none"> オイルスナップの新製交換を実施済み

地震の影響による事象で健全性が確認できたもの

以下はいずれも軽微な事象であり，機器の構造強度や機能に影響を与えるものではないものの，一部を除いて念のため手入れ，補修，取替を実施することで，原形に復旧

■動的機器内部構造物の接触事象

- 横形ポンプの軸封部に確認された漏えい跡
- 主発電機本体の内部構造物等に確認された接触痕

■地震力による部品等のずれ，こすれ，損傷等

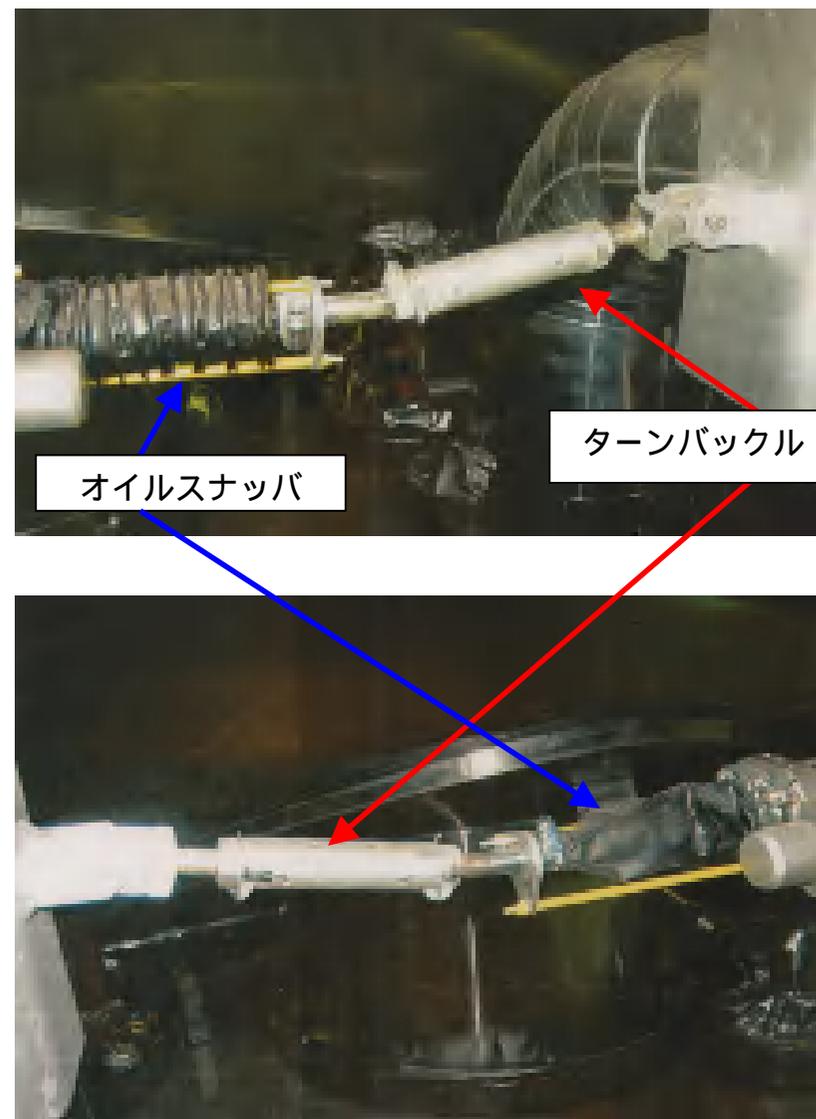
- 主変圧器の絶縁体のずれ
- 燃料取替機給電レールの変形
- 復水器の整流板の浮上がり
- 制御盤内扉ストッパーの変形等
- 電動機，ファン，基礎部の損傷

■グラウト部の微小なひび

不適合事象の事例紹介（地震に起因する（機能影響あり））

●給水加熱器ドレンベント系オイルスナッパの曲がり

- ・事象：給水加熱器ドレンベント系のオイルスナッパ4台にターンバックル部の曲がりを確認した。
- ・評価：オイルスナッパ本体にはオイル漏れ等は確認されておらず，水平方向の地震力は拘束されていたと考えられるが，鉛直方向の地震力により，ターンバックルに曲がりを生じさせた。当該配管は，耐震Bクラスの設計であり，設計の地震条件において鉛直地震動を考慮していないため，変形に至ったものとする。
- ・対策：新製交換を実施した。



地震を起因としないと考えられる事象（40機器）

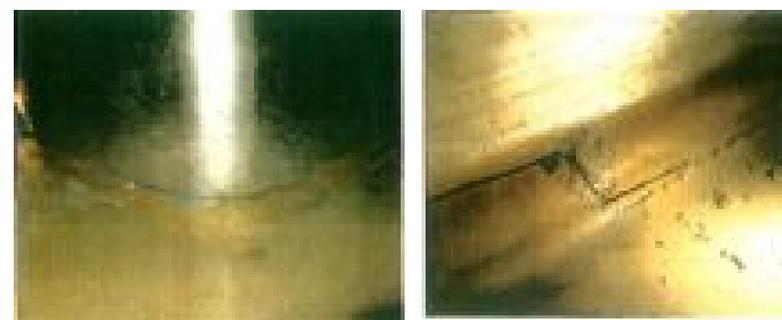
- 通常の保全活動にて確認される劣化事象
 - パッキンの劣化（D/G空気だめ），腐食（所内蒸気系）
 - メカニカルスナッパの固着 等
- 異物の噛み込みなど，偶発的な事象
 - スラッジの付着（原子炉隔離時冷却系 弁） 等
- 施工不良に起因する事象
 - 締め過ぎによるサポートの軽微な変形（RIP-MGセットサポート）
- 今回の点検前から同一の事象が確認されているもの
 - 溶接部の円形指示模様（湿分分離加熱器）
- コンクリートの微細なひび
 - 基礎部のひび割れ（D/G）
- 支持構造物の異常
 - レストレイント脚部溶接割れ（主蒸気系）

不適合事象の事例紹介（地震に起因しない）

主蒸気配管系レストレイントの脚部溶接部のひび

- ・ 事象：主蒸気系配管のレストレイントの脚部溶接部にひびを確認した。
なお，レストレイント自体の変形は確認されていない。
- ・ 評価：破面観察（SEM観察等）を実施した結果，疲労破壊を示すストライエーション模様を確認した。また破面には，腐食生成物の付着が確認されていることから，**地震前からひびが生じていた**と判断される。
- ・ 対策：補修を行うこととする。

ひび確認箇所

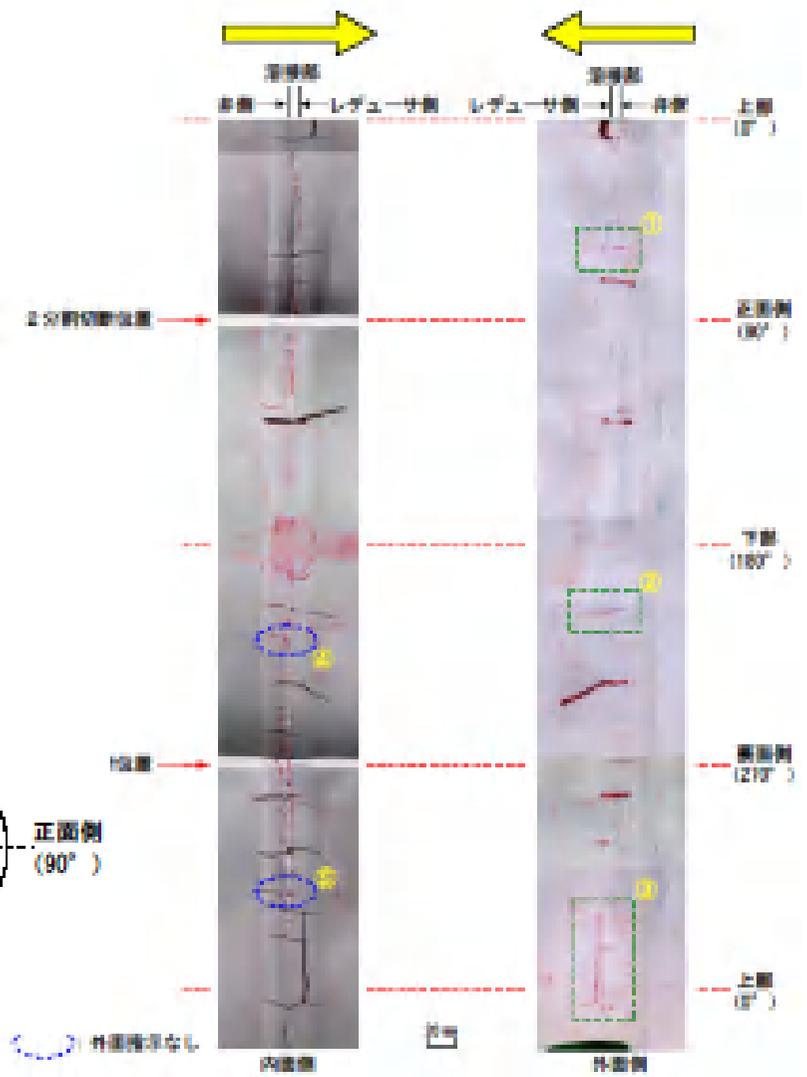
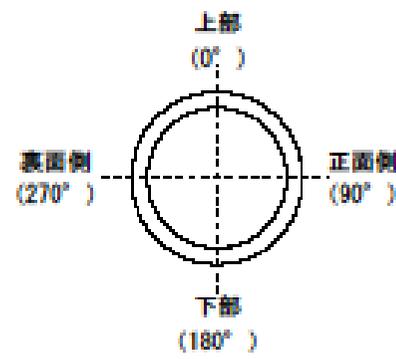


: 添付6-1-3

不適合事象の事例紹介（地震に起因しない）（1 / 2）

● 所内蒸気系配管蒸気漏えい

- 事象：漏えい試験を実施するため蒸気を通気したところバックアップ熱交換器入口温度調節弁付近から蒸気漏えいを確認した。追加点検として、当該配管部の外面並びに内面からの詳細目視点検及び浸透探傷検査を実施した。その結果、当該弁の出口側レデューサ溶接部付近に指示模様が確認された。



不適合事象の事例紹介（地震に起因しない）（2 / 2）

● 所内蒸気系配管蒸気漏えい

- ・ 評価：今回発生した所内蒸気配管割れは，下記の観点からアルカリ腐食割れが原因であり、**地震による影響ではない**と判断した。
 - ・ 材料調査の結果，PT指示箇所が粒界割れの様相を呈していることが確認された。
 - ・ 過去に5号機においてもH S配管の割れ事象が発生し，同様の粒界割れが確認されている。その原因は弁シート漏洩により，弁下流側配管で蒸気に添加されている苛性ソーダ（NaOH）が濃縮され、残留応力が高い溶接部でアルカリ腐食割れ¹が発生した。
 - ・ 本事象においても，当該弁は調節弁であり微開運用を繰り返されることから、5号機の事象と同様の状態となっていたと想定される。
- ・ 対策：配管取替を実施し、アルカリ腐食対策として溶接後に溶接部に熱処理（焼鈍）²を実施する。
なお，5号機の類似箇所については水平展開として計画的に熱処理を実施してきたが，今回の事象で得られた類似箇所についても，同様に対策を実施していくものとする。

1 アルカリ腐食割れは、温度・アルカリ濃度・応力がそれぞれ割れ発生条件を満たすことにより発生する。

2 溶接部を熱処理し、残留応力を低減する処置。アルカリ腐食割れの割れ条件の一つである応力を低減し、アルカリ腐食割れの発生を防止するもの。

評価のまとめ

- 点検・評価を通じて、原子炉安全上重要な設備に地震による影響と考えられる重大な異常は確認されなかった
- モックアップ試験や追加評価、取替・補修・手入れ等の要否判断の実施等の対応を伴わず設備の健全性が確認できた
- 7号機に比べて、上下方向の最大応答加速度が1.5倍程度大きい為に地震影響として、原子炉建屋天井クレーンのユニバーサルジョイントの破損とオイルスナッパのターンバックルに曲がりが生じる損傷が6号機で確認された。
- 得られた知見等については、必要に応じて通常の保全プログラムへの反映等の措置をとっていく

7 . 今後の予定について

■ 機器レベルの設備点検（設備点検の着実な実施）

- 今回の報告までに実施していない点検項目については，準備等ができ次第，点検を実施
- また，得られた知見等については他号機の点検にも反映

■ 系統レベルの点検・評価

- 技術基準で機器の組み合わせによって系統機能を要求される機器については，点検・評価計画書に基づき，系統レベルでの点検・評価を実施し，系統健全性を評価していく。

また，系統試験前に必要な基本点検と追加点検及びその評価を実施し，設備の健全性を確認するものとする。