

5号機 設備健全性に係る
点検・評価に関する報告書の
概要について

平成22年5月13日



東京電力

本資料の説明内容について

- 1. 本報告書の位置づけ
- 2. 機器レベルの点検・評価
 - 機器レベルの点検・評価の概要
 - 機器レベルの点検・評価結果
- 3. 系統レベルの点検・評価
 - 系統レベルの点検・評価の概要
 - 系統レベルの健全性確認の結果
- 4. 他号機と共用する設備の点検・評価について
- 5. 新潟県中越沖地震に係る不適合について
- 6. 評価のまとめ

添付資料

- 添付資料1 原子炉補機冷却水系配管および支持構造物に係る原子力安全・保安院指示事項に対する対応について
- 添付資料2 原子炉冷却材再循環系配管および支持構造物に対する設備健全性総合評価について

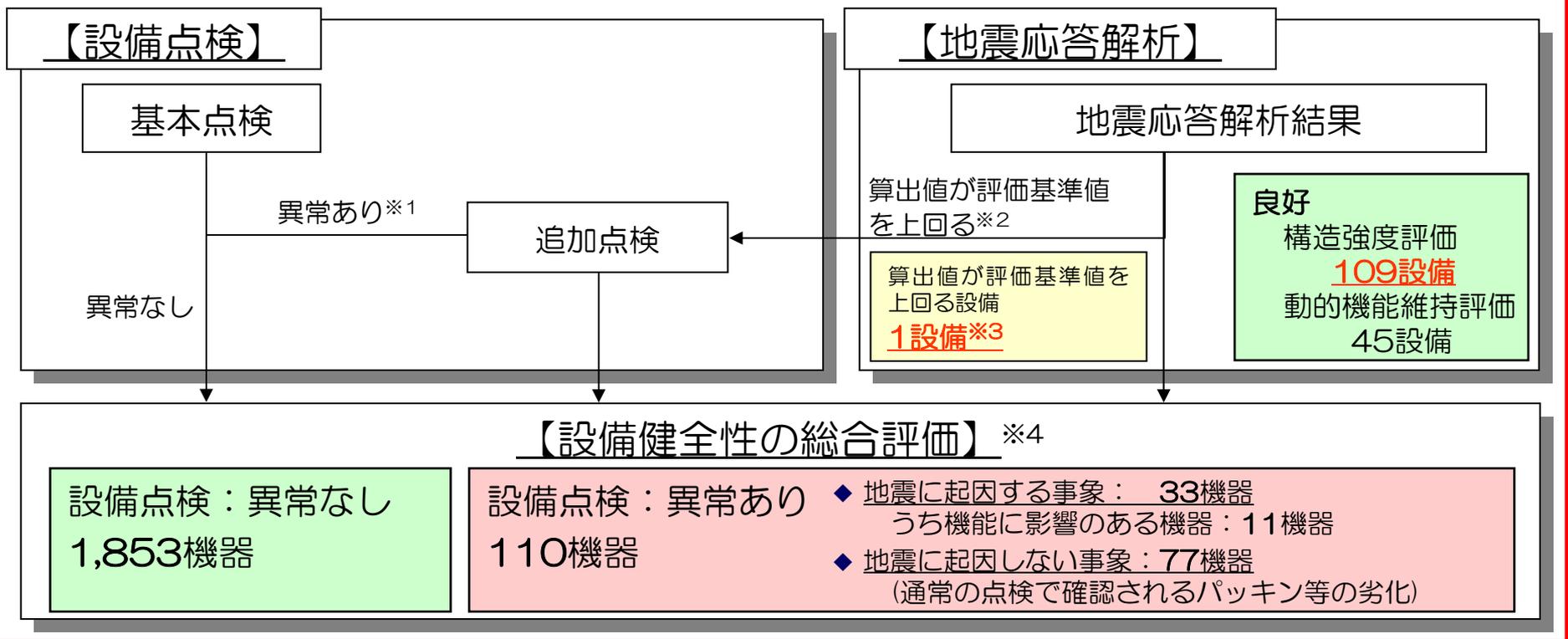
1. 本報告書の位置づけ

本報告書の位置づけ

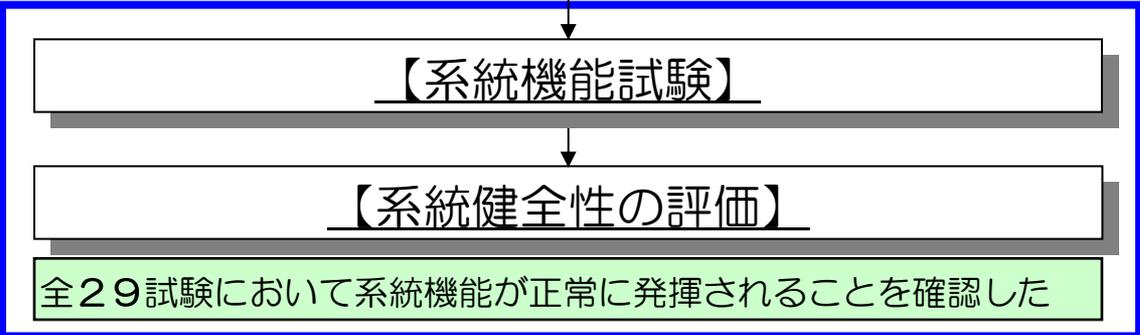
- 地震後の保全活動全般については、保安規定第107条に定める「特別な保全計画」を策定し実施した。
- このうち、工事計画書対象設備については、原子力安全・保安院からの指示※に基づき、「点検・評価計画書」を策定した。
※原子力安全・保安院指示文書：「新潟県中越沖地震を受けた柏崎刈羽原子力発電所の設備の健全性に係る点検・評価計画について」（平成19年11月9日付）
- この計画に基づき、原子炉の蒸気発生前までに健全性が確認できる設備・システムを対象に、点検、試験および評価を実施してきた。
- 本報告書は、点検・評価計画書に定められた対象設備における、設備点検およびシステム機能試験、地震応答解析がすべて終了したことから、これらの結果についてまとめたものである。

設備健全性の総合評価について (1)

機器レベルの点検・評価の範囲



系統レベルの点検・評価の範囲



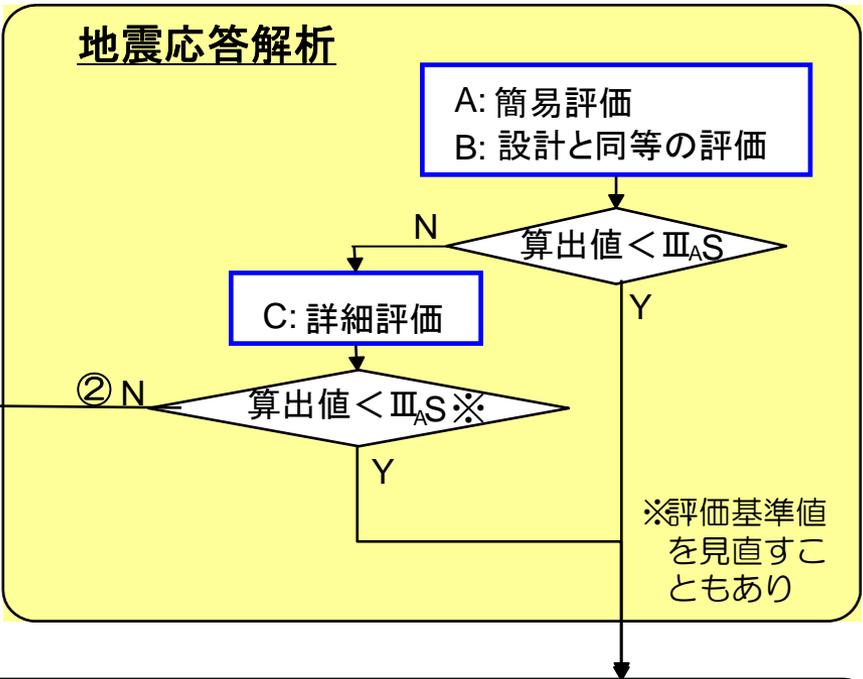
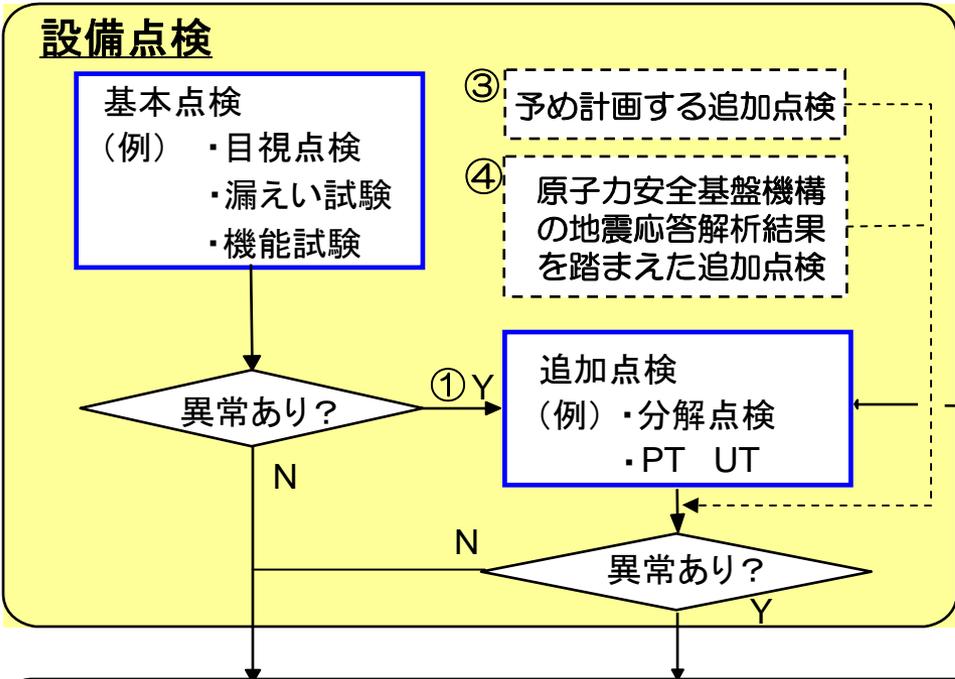
※1：設備点検の結果「異常あり（不適合）」と判断したすべてを定義しており、経年劣化等、構造強度・機能に影響の無かったものも含めて「異常」としている。

※2：算出値が評価基準値を下回る場合においても、詳細評価を実施した箇所等、地震応答解析の結果、地震の影響が比較的大きい箇所については、予め計画する追加点検を実施した。

※3：原子力安全・保安院の指示に従い、観測記録との差異の影響を考慮した地震応答解析の結果、評価基準値を上回る設備を含めると2設備。

※4：機器レベルにおいて、設備点検及び地震応答解析の結果を基に総合的に評価を実施した。

設備健全性の総合評価について (2)



総合評価

- 設備点検、地震応答解析の結果に応じて以下のような判断を行う

解析	点検	異常なし	異常あり
	良好		評価終了
評価基準を満足しない		<ul style="list-style-type: none"> ・ モックアップ試験 ・ 追加評価 (規格基準の範疇に対し、より現実的な計算結果を与える合理的解析の実施) 	

点検・評価の流れ (構造強度評価の例)

2. 機器レベルの点検・評価

機器レベルの点検・評価の概要

- 原子炉安全上重要な設備※については、基本点検とあわせて地震応答解析を実施し、さらに、基本点検において異常が確認された設備については追加点検を実施した。
- 地震応答解析において、算出値が評価基準値を上回る場合には追加点検を実施し、また下回る場合においても詳細評価を実施した箇所等、地震応答解析の結果、地震の影響が比較的大きい箇所について、予め計画する追加点検を実施した。
- その他の設備については、設備点検を主体に実施し、基本点検において異常が確認された設備に対し追加点検を実施した。
- 異常が確認されなかった設備に対しても、さらなる設備の健全性の確保および知見拡充の観点から念のために、予め計画する追加点検を実施した。
- 設備点検および地震応答解析による評価の両者の結果を踏まえ、設備健全性の総合評価を実施した。

※ 原子炉安全上重要な設備

重要度分類クラス1の設備および重要度分類クラス2の設備であって、耐震安全上重要度が高い設備（耐震クラスがAs、Aのもの、および、その他動的地震動による耐震評価の対象としているもの）を指す。

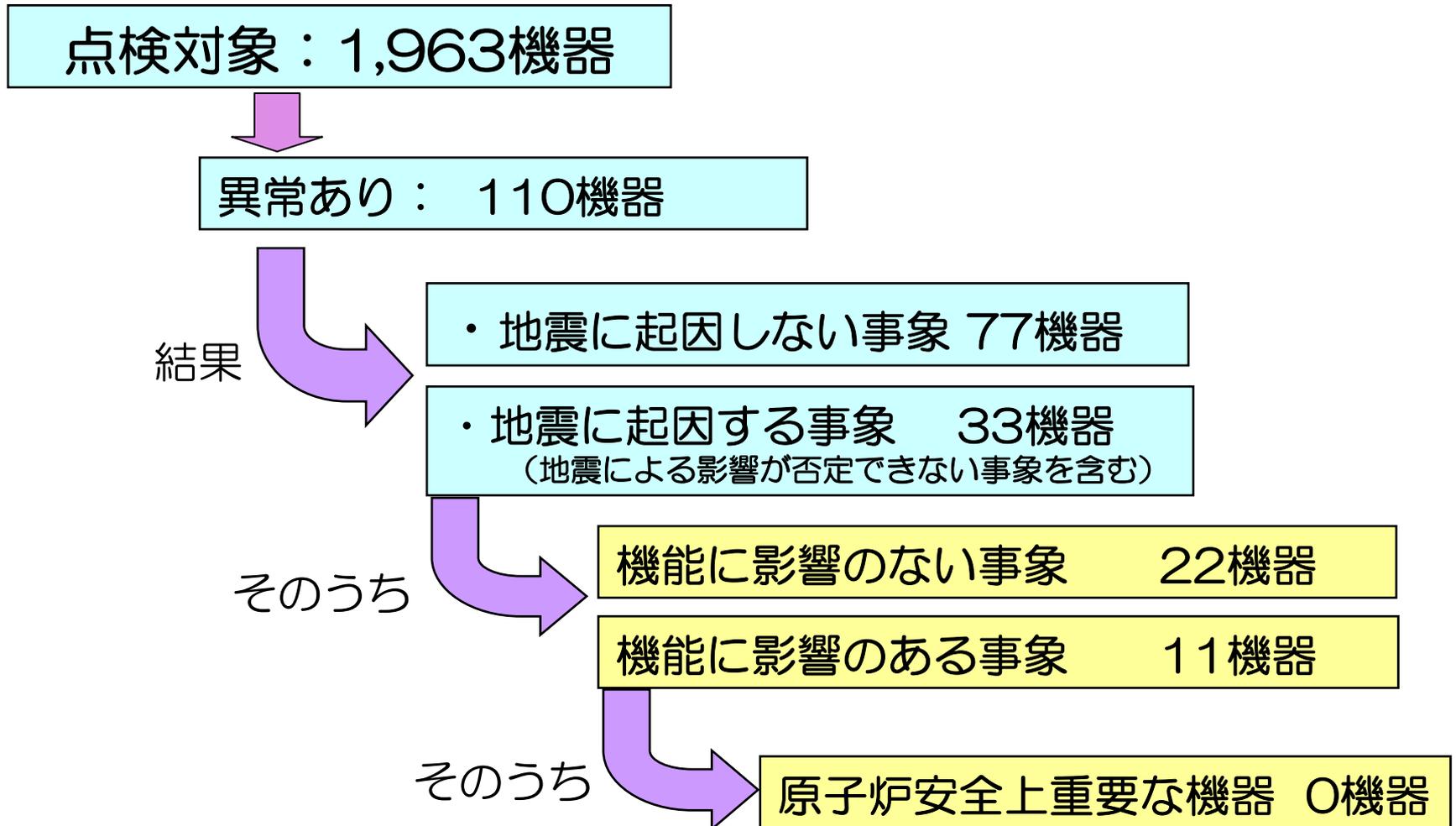
機器レベルの点検・評価結果（1）

- 設備点検では、対象設備全1,963機器のうち、110機器に異常（不適合）を確認した。
- 地震応答解析では、原子炉冷却材再循環系配管および同配管支持構造物を除き、構造強度評価（109／110設備）および動的機能維持評価（45／45設備）については、評価基準値を満足することを確認した。
- また、原子力安全・保安院の指示に従い、原子炉補機冷却水系配管について、観測記録との差異を考慮した地震応答解析を実施した結果、算出値が評価基準値を上回ることから、設備健全性の評価を実施し、設備の健全性を確認した（添付資料-1参照）。

機器レベルの点検・評価結果（2）

- 原子炉冷却材再循環系配管および同配管支持構造物については、上記の原子炉補機冷却水系配管における検討結果を踏まえ、再解析を実施した結果、算出値が評価基準値を上回ることから、地震応答解析の結果を踏まえた追加点検及び総合評価を実施し、設備の健全性を確認した（添付資料-2参照）。
- 設備点検と地震応答解析の結果から、総合評価を実施し、設備点検で異常が確認された110機器について、地震に起因する事象（33機器）、地震に起因しない事象（77機器）と評価した。
- 設備点検で異常が確認された機器については、いずれも原子炉安全を阻害する可能性はなく、原形復旧を基本として、取替、補修、手入れを実施した。

確認された異常（不適合）事象の分類について



地震の影響による事象で健全性に影響を与えると考えられる事象

- 以下の事象については健全性評価の結果、構造強度又は機器の機能に影響を及ぼすものと判断した(11機器)。
 - 地震力による部品のずれ、こすれ、損傷等の事象 (9機器)
 - ◆ 主タービン (高圧および低圧タービン(A,B,C)) の内部構造物のずれ等 (4機器)
 - ◆ 変圧器 (主変圧器, 所内変圧器(A,B)) の内部構造物等のずれ (3機器)
 - ◆ 焼却装置の耐火レンガの転倒および、耐火ボードの損傷 (1機器)
 - ◆ 補助ボイラー(A)の給電部と電極部をつなぐボルトの折損 (1機器)
 - 地盤沈下による変形、損傷事象 (2機器)
 - ◆ 配管および支持構造物 (不活性ガス系主配管 2・3) の変形 (2機器)

上記の事象については、点検手入れ、補修、取替を実施することで原形に復旧を実施した。

3. 系統レベルの点検評価

系統レベルの健全性確認の概要

- 系統レベルの健全性確認においては、機器レベルの健全性が確認された後、系統内の機器を作動させることによって、インターロック、警報の作動、弁の作動、系統流量等を確認し、系統全体の機能（「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」等の機能）が正常に発揮されることを評価する。
- 「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（省令62号）に要求される系統機能を確認するため、系統レベルの健全性確認として29試験を抽出している。
- 技術基準への適合性確認の方法として、**定期事業者検査の判定基準**を用いる。

実施する系統機能試験一覧（5号機：全29試験）

対象系統	系統機能試験
原子炉本体	原子炉停止余裕試験
原子炉冷却系統設備	主蒸気隔離弁機能試験
	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，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，原子炉補機冷却系機能試験
	自動減圧系機能試験
	タービンバイパス弁機能試験
	給水ポンプ機能試験
計測制御系統設備	制御棒駆動系機能試験
	ほう酸水注入系機能試験
	原子炉保護系インターロック機能試験
	計装用圧縮空気系機能試験
	制御棒駆動機構機能試験
	選択制御棒挿入機能試験
燃料設備	原子炉建屋天井クーン機能試験
放射線管理設備	非常用ガス処理系機能試験
	中央制御室非常用循環系機能試験
蒸気タービン	蒸気タービン性能試験（その2）※1

対象系統	系統機能試験
廃棄設備	液体廃棄物処理系機能試験
	液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能試験（その1）
	液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能試験（その2）
	固体廃棄物処理系焼却炉機能試験※2
原子炉格納施設	原子炉格納容器漏えい率試験
	原子炉格納容器隔離弁機能試験
	可燃性ガス濃度制御系機能試験
	原子炉格納容器スプレイ系機能試験
	原子炉建屋気密性能試験
非常用予備発電装置	主蒸気隔離弁機能試験
	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，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，原子炉補機冷却系機能試験
	非常用ディーゼル発電機定格容量確認試験
	直流電源系機能試験
補助ボイラー	補助ボイラー試運転試験（その1）
	補助ボイラー試運転試験（その2）※2

※1：蒸気を発生させた後に行う試験を除く ※2：共用設備に係る試験

5号機 系統機能試験進捗状況（1）

対象系統	系統機能試験名	検査実施状況	評価結果	実施時期	
原子炉本体	原子炉停止余裕試験	実施済 (平成22年1月25日)	良	燃料装荷状態	
原子炉冷却系統設備	主蒸気隔離弁機能試験	実施済 (平成21年12月11日)	良	特に制約なし	
	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、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心 スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験	実施済 (平成21年11月26日、27日)	良	燃料装荷前	
	自動減圧系機能試験	実施済 (平成21年11月18日)	良	特に制約なし	
	タービンバイパス弁機能試験	実施済 (平成22年1月13日)	良	蒸気タービン復旧後	
	給水ポンプ機能試験	実施済 (平成21年12月24日)	良	給・復水系の 水張り後	
計測制御系統設備	制御棒駆動系機能試験	実施済 (平成22年2月5日)	良	燃料装荷状態	
	ほう酸水注入系機能試験	実施済 (平成21年11月13日)	良	特に制約なし	
	原子炉保護系 インターロック機能試験	原子炉設備に関わる インターロック ※1	実施済 (平成21年11月16日、12月15日)	良	燃料装荷前※1
		タービン設備に関わる インターロック	実施済 (平成22年2月13日)	良	主蒸気止め弁、主蒸気 加減弁復旧後
	計装用圧縮空気系機能試験	実施済 (平成21年11月19日)	良	特に制約なし	
	制御棒駆動機構機能試験	実施済 (平成22年2月3日)	良	燃料装荷状態	
選択制御棒挿入機能試験	実施済 (平成22年2月10日)	良	燃料装荷状態		

※1：一部の試験項目は燃料装荷後に実施。

※2：H21.11.13以降系統機能試験としての評価を実施。H21.11.12以前の検査は暦年管理等に基づき定期事業者検査を実施。

5号機 系統機能試験進捗状況（2）

対象系統	系統機能試験名	検査実施状況	評価結果	実施時期
燃料設備	原子炉建屋天井クレーン機能試験	実施済 (平成21年9月19日) ※2	良	特に制約なし
放射線管理設備	非常用ガス処理系機能試験	実施済 (平成21年11月19日)	良	燃料装荷前
	中央制御室非常用循環系機能試験	実施済 (平成21年11月30日)	良	燃料装荷前
廃棄設備	液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインター ロック機能試験（その1）	実施済 (平成21年10月6日～29日、 11月19日、27日、 12月15日、22日) ※2	良	特に制約なし
	液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインター ロック機能試験（その2）	実施済 (平成21年9月17日、10月1日、 11月12日) ※2	良	特に制約なし
	液体廃棄物処理系機能試験	実施済 (平成21年10月30日、 11月5日) ※2	良	特に制約なし
	固体廃棄物処理系焼却炉機能試験	実施済 (平成21年11月2日) ※2	良	特に制約なし

※2： H21.11.13以降系統機能試験としての評価を実施。H21.11.12以前の検査は暦年管理等に基づき定期事業者検査を実施。

5号機 系統機能試験進捗状況（3）

対象系統	系統機能試験名	検査実施状況	評価結果	実施時期
原子炉格納施設	原子炉格納容器漏えい率試験	実施済 (平成22年2月15～17日)	良	燃料装荷状態
	原子炉格納容器隔離弁機能試験	実施済 (平成22年2月2日)	良	特に制約なし
	可燃性ガス濃度制御系機能試験	実施済 (平成21年11月20日)	良	特に制約なし
	原子炉格納容器スプレイ系機能試験	実施済 (平成21年11月23日)	良	特に制約なし
	原子炉建屋気密性能試験※3	実施済 (平成22年2月19日)	良	燃料装荷前※3
	主蒸気隔離弁機能試験※4	実施済 (平成21年12月11日)	良	特に制約なし
非常用予備発電装置	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、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心 スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験※4	実施済 (平成21年11月26日、27日)	良	燃料装荷前
	非常用ディーゼル発電機定格容量確認試験	実施済 (平成21年11月23日)	良	燃料装荷前
	直流電源系機能試験	実施済 (平成21年11月13日)	良	燃料装荷前
蒸気タービン	蒸気タービン性能試験（その2）※5	実施済 (平成22年2月9日)	良	特に制約なし
補助ボイラー	補助ボイラー試運転試験（その1）	実施済 (平成20年6月20日) ※2	良	特に制約なし
	補助ボイラー試運転試験（その2）	実施済 (平成19年10月23日) ※2	良	特に制約なし

※2：H21.11.13以降系統機能試験としての評価を実施。H21.11.12以前の検査は暦年管理等に基づき定期事業者検査を実施。

※3：燃料装荷前の確認としては、原子炉建屋気密性能検査（停止後）および非常用ガス処理系機能検査により確認。

原子炉格納容器漏えい率試験後に再度実施。

※4：原子炉冷却系統設備の検査と重複する試験項目。

※5：設備健全性に係る点検・評価計画書の見直し（平成22年2月2日改訂）により追加。

系統レベルの健全性確認の結果

- 全29試験の系統機能試験を実施済みである。
- これまでに実施した試験は、全て判定基準を満足しており、系統機能が正常に発揮されていることを確認した。
重点的に確認する項目※¹についても、異常がないことを確認した。
- 実施済の29試験のうち、2試験において不適合事象を確認した。
 - 原子炉保護系インターロック機能試験 → 設備の不具合による不適合
「原子炉モードスイッチの内部機構部品の劣化」※²
 - 非常用ディーゼル発電機定格容量確認試験 → 要領書の誤記等、
設備の不具合ではない不適合

※¹ 系統機能試験において重点的に確認する項目（点検・評価計画書より）

- 試験実施前の前提条件の確認
- インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認
- 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認
- 地震前の試験結果との比較

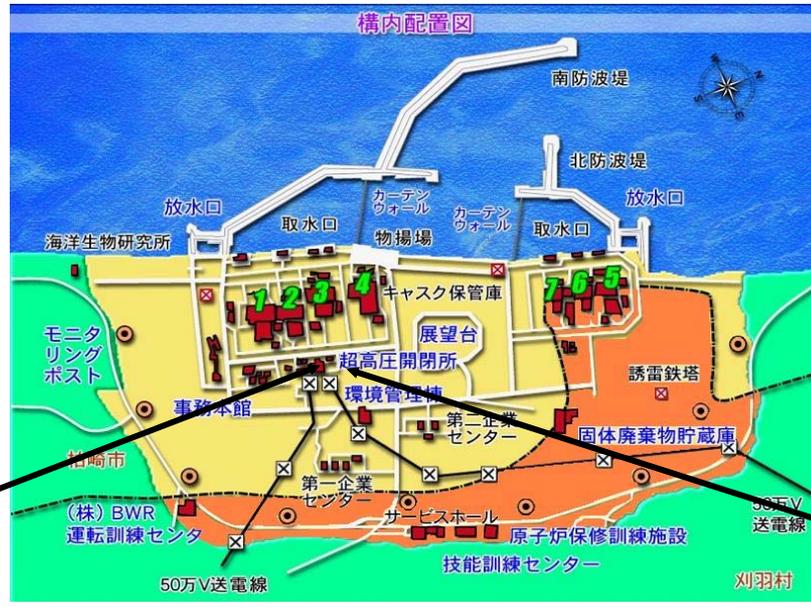
※² 第28回 設備健全性評価サブワーキンググループ（平成22年3月24日） 資料3参照

4. 他号機と共用する 設備の点検・評価について

他号機と共用する設備の点検・評価について



3号高起動変圧器



3号高起動変圧器
中性点接地装置

主な共用設備の機器の例

以下の内容により対象機器の抽出を行い、点検・評価報告を行った。

- ① 5号機で工認記載している共用設備の健全性評価については、5号機の点検・評価報告書において記載する。
- ② 工認記載が1、6、7号機の共用設備の健全性評価については、既にその報告を実施していることから、記載対象から外した。
- ③ 工認記載が2～4号機の共用設備については、1、6、7号機の共用設備として報告している設備についても再掲した。

報告対象の機器は別号機の報告で以前報告したものであり、新たな機器はない。

他号機と共用する設備の点検・評価について

▶ 共用設備の点検状況

	基本点検対象機器の数	原子炉安全上重要な機器※の数
目視点検	44 / 44 (完了)	0
作動試験・機能試験	43 / 43 (完了)	0
漏えい試験	0 / 0 (完了)	0
基本点検完了	44 / 44 (完了)	0

※：原子炉安全上重要な機器：重要度分類クラス1および2の設備で耐震クラスがAs、Aのものおよびその他動的地震動による耐震評価の対象としているもの

▶ 共用設備の点検結果について

他号機と5号機が共用する設備（44機器）の点検・評価についても健全性評価を行い、2機器に不適合が確認されている。

いずれも原子炉安全を阻害するものではなく、部品の取替、補修、手入れ等により原形に復旧した。

他号機と共用する設備の点検・評価について

➤確認した不適合事象について

機器名（工認記載号機）	確認された不適合	復旧対応の内容（全て復旧を完了済）
3号高起動変圧器※ 1～7号共用設備（4号機）	・巻線、絶縁物のずれを確認した。 （機能影響あり）	・巻線、絶縁物のずれを修復し、ずれ防止のため固縛を実施した。 （地震影響）
3号高起動変圧器 中性点接地装置※ 1～7号共用設備（4号機）	・地震により絶縁油が脈動し、継電器が動作した。 （機能影響なし）	・継電器の点検結果に異常は無かったが、念のため継電器を交換した。 （地震影響）

※上記2機器とも、柏崎刈羽原子力発電所1号機、6号機及び7号機「新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価報告書」において不適合内容を報告済

5. 新潟県中越沖地震に係る 不適合管理について

■ 不適合管理グレードを従来の5区分から3区分に変更

参考：変更の背景

当社全体の不適合発生数が減少傾向が見られたが、一方で以下の処理手続き上の課題が確認されたため事象の重要度と実施すべき処置を明確に分けた3つのグレード区分へ変更し、改善をはかった。

（処理手続き上の課題）

- ・ 不適合グレードとその後の処置（是正処置や予防処置）に直接的な関連がない
- ・ 不適合グレードが5区分に細分化されており、区分間の境界が曖昧で判断に迷う
- ・ 更なる不適合低減のためには、重要な不適合に対して重点的な管理が必要 等

尚、平成22年3月31日審議分までの中越沖地震不適合案件については従来通り

新潟県中越沖地震による不適合（平成22年3月末まで）

■新潟県中越沖地震による3,759件の不適合を確認

（平成22年3月末までに審議した不適合事象について集計）

区分※	定義	地震による主な不適合	発生件数
I	法令、安全協定に基づく報告事象 性能に重大な影響を与える事象 等	3号機所内変圧器の火災 オペレーティングフロアの水漏れ 等	10
II	品質保証の要求事項に対する重大な 不具合事象 等	主排気ダクトのずれ ドラム缶の転倒 等	34
III	品質保証の要求事項に対する不具合 事象 等	展望台斜面の土砂崩れ 変圧器周辺防油堤の沈下 等	36
IV	品質保証の要求事項に対する軽微な 不具合事象 等	重要度の低い配管の変形 コンクリートの軽微なひび 等	695
V	通常のメンテナンス範囲の事象 等	作業台車が動いて蛍光灯が破損 等	2,975

上表の他に9件の対象外を確認

※不適合管理グレードAs～Dを、耐震グレードとの混同を避けるため、区分I～Vに読み替え

新潟県中越沖地震による不適合（平成22年4月1日以降）

■ 当社不適合管理グレード区分変更後の不適合

（平成22年4月30日現在）

区分	定義	地震による主な不適合	発生件数
GⅠ	是正処置※1・予防処置※2を確実に実施すべき重要な事象	—	—
GⅡ	是正処置※1を確実に実施すべき事象	—	—
GⅢ	修正処置※3などを行う事象	低圧・高圧タービン ダイヤフラムに、 ロータとの接触痕等	12*

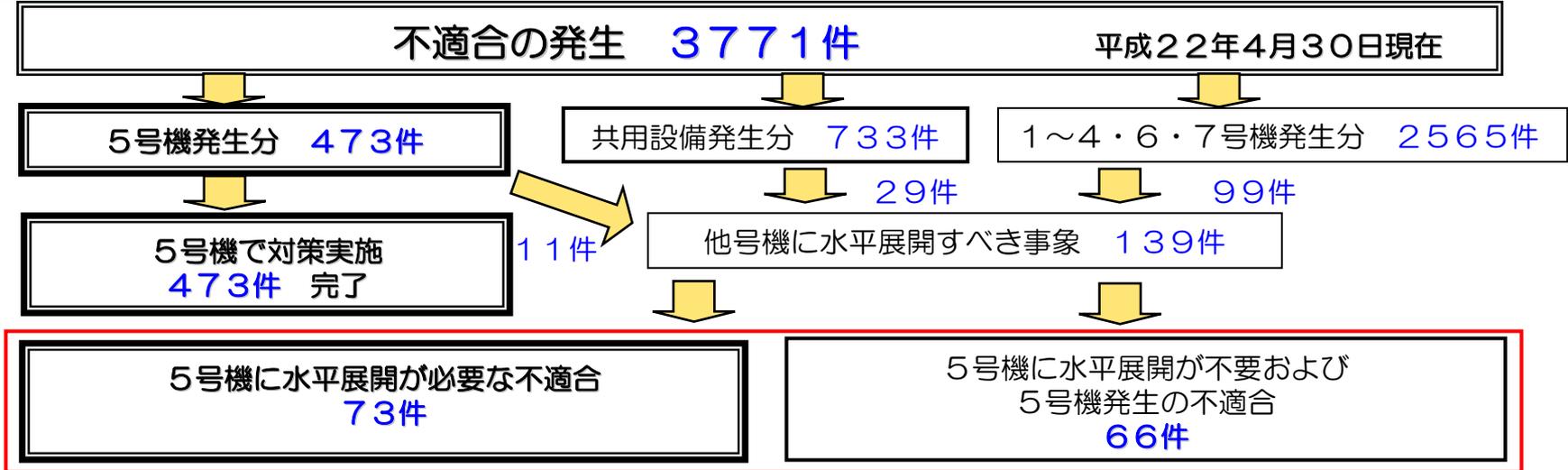
* 2号機及び4号機にて発生した案件であり、5号機では発生していない

※1 是正処置：不適合の原因を除去するための処置（＝再発防止対策）

※2 予防処置：是正処置を他発電所へ展開する処置（＝水平展開）

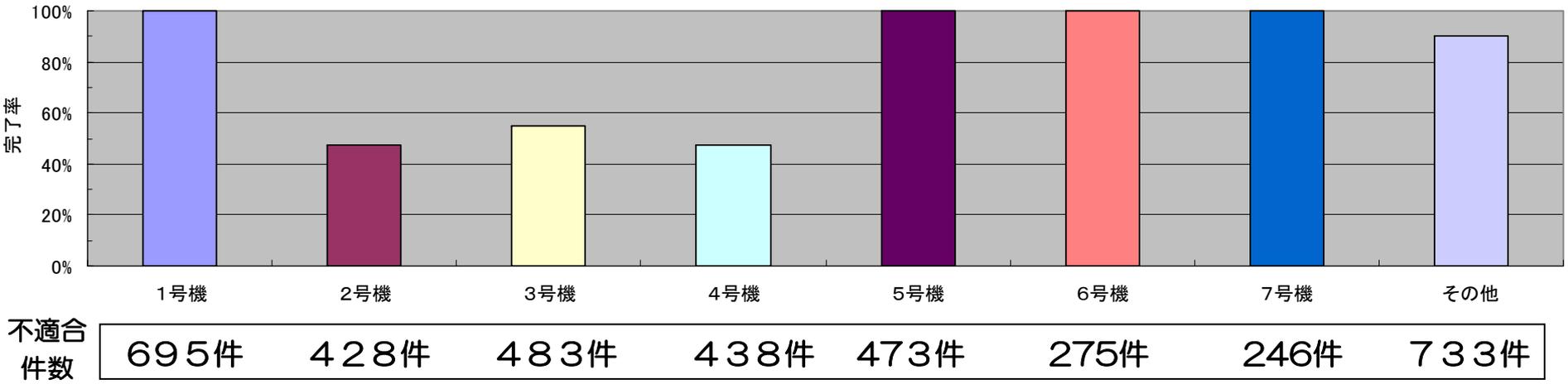
※3 修正処置：当該不適合を除去するための処置（＝修理・修正）

新潟県中越沖地震に係る不適合 号機別処理状況



各号機で発生している**3771件**の不適合のうち、5号機発生分の**473件**について処理が完了[※]。また、共用設備並びに他号機で発生し5号機に水平展開が必要なもの**73件**について処理が完了[※]。

新潟県中越沖地震に係る不適合 号機別処理状況



[※]不適合処理を完了又はプラント運転に影響がないことの評価を完了

地震以外の不適合事象について

- 地震によるもの以外の不適合事象についても、5号機で発見した不適合事象、共用設備で発見した不適合事象、他号機で発見し5号機に水平展開が必要な不適合事象について、適切に処理を実施中。
- 今後発見した不適合事象についても、適切に処理を実施していく。

6. 評価のまとめ

全体の評価まとめ

■機器健全性の評価

- 原子炉安全上重要な設備について、構造強度や要求機能に影響を及ぼす異常は確認されなかった。
- 地震応答解析の結果、原子炉冷却材再循環系配管および配管支持構造物を除き、構造強度評価（109／110設備）および動的機能維持評価（45／45設備）について、評価基準値を満足することを確認した。
- また、原子力安全・保安院の指示に従い、原子炉補機冷却水系配管について、観測記録との差異を考慮した地震応答解析を実施した結果、算出値が評価基準値を上回ることから、設備健全性の評価を実施し、設備の健全性を確認した。
- 原子炉冷却材再循環系配管および配管支持構造物については、上記の原子炉補機冷却水系配管における検討結果を踏まえ、再解析を実施した結果、算出値が評価基準値を上回ることから、総合評価を実施し、設備健全性を満足するものと評価した。

■系統健全性の評価

- 系統レベルの点検・評価については、全29試験が終了し、地震による影響と考えられる異常は確認されず系統機能が正常に発揮されることを確認した。

■不適合対策

- 5号機設備ならびに共用設備については、地震による不適合の処理と必要な水平展開について、すべての対策を完了している。

添付資料 1 原子炉補機冷却水系配管および支持構造物に係る原子力安全・保安院指示事項に対する対応について

添付資料 2 原子炉冷却材再循環系配管および支持構造物に対する設備健全性総合評価について

柏崎刈羽原子力発電所5号機

原子炉補機冷却水系配管及び支持構造物に係る
原子力安全・保安院指示事項に対する対応について

平成22年5月13日



はじめに

■本報告の内容について

原子力安全・保安院からの指示を踏まえた評価を実施中であった、原子炉補機冷却水系（以下、「RCW」という）配管及び支持構造物について、指示事項に対する対応および評価結果を報告する。

原子力安全・保安院からの指示事項（第27回設備健全性評価サブワーキンググループ（平成22年2月19日）資料7）

原子力安全基盤機構（以下、「JNESという」）が実施した地震応答解析において、RCW配管及び支持構造物について、評価基準値を上回ると報告がなされたことに鑑み、原子力安全・保安院より以下の指示を受けた。

- （1）東京電力が作成した床応答スペクトルは、RCW配管の固有周期近傍において観測記録を下回っていることが確認されたことから、観測記録との差異を考慮したRCW配管に係る地震応答解析を実施して評価を行うこと。
- （2）JNESのクロスチェック解析の結果、RCW配管については、ミルシート値を満足するものの、評価基準値（Ⅲ_AS）を超える結果となったことから、追加点検を実施し、健全性を確認すること。
- （3）また、RCW配管の支持構造物についても評価基準値を超えていることから、配管と同様の健全性確認を行うこと。

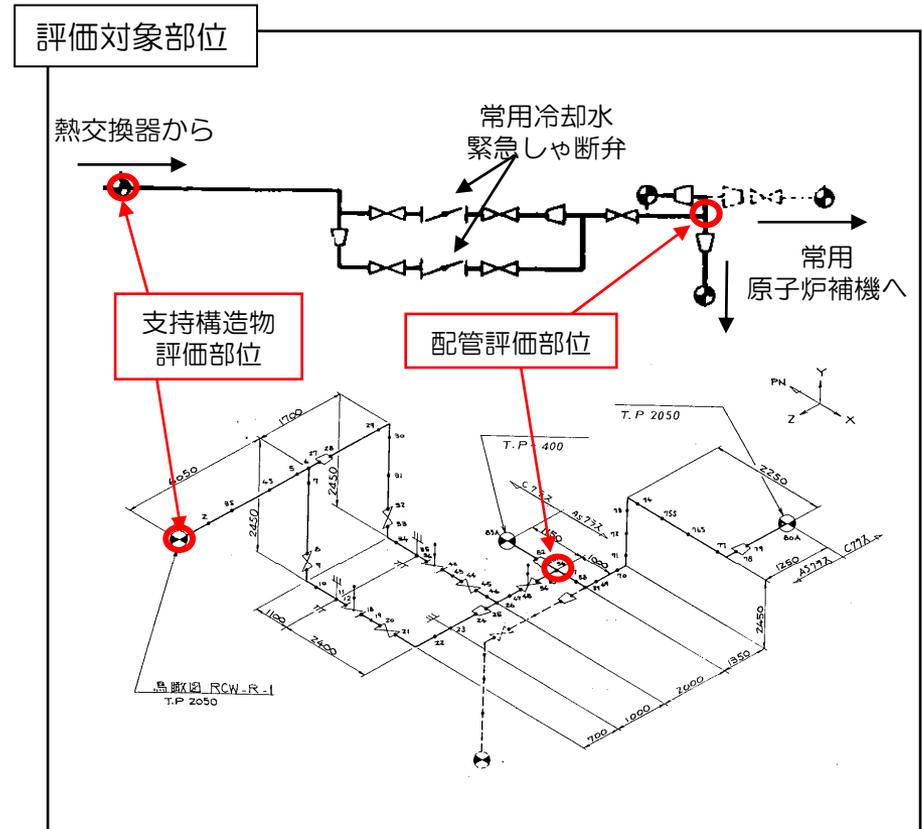
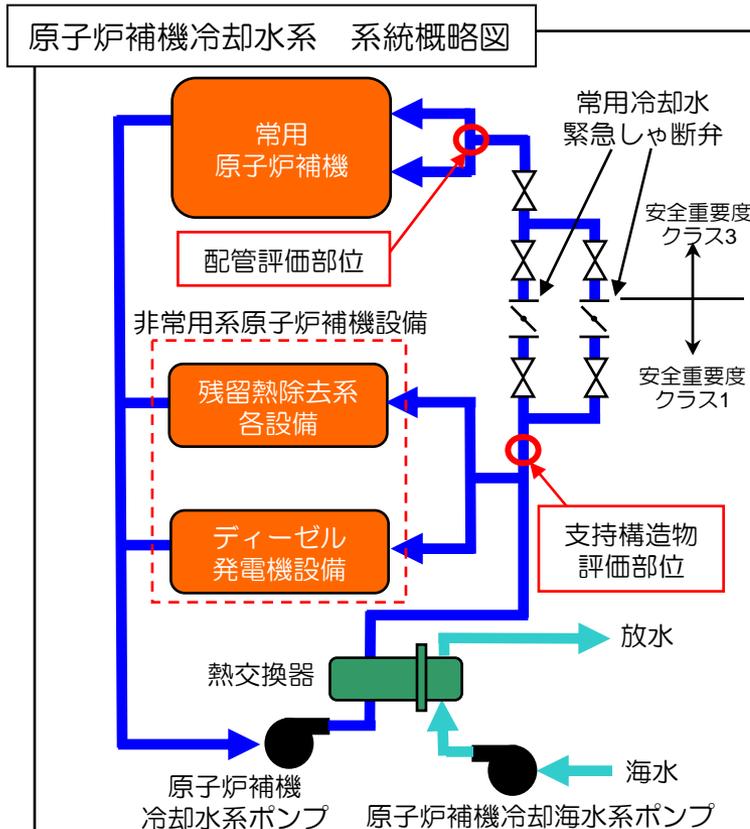
評価対象部位

■地震応答解析の結果、当社、JNESともに最も余裕度が小さい部位は以下のとおり。

●配管：常用原子炉補機へ冷却水を供給するラインの分岐部

➡当該部位は安全重要度クラス3配管であり、仮に当該部位が損傷した場合においても、緊急しゃ断弁を閉することにより、非常用系原子炉補機設備に係る機能は確保される。

●支持構造物：緊急しゃ断弁上流のアンカー部



観測記録との差異を考慮した

RCW配管及び支持構造物に係る地震応答解析について

JNES解析結果との差異に関する考察

- 保安院指示の評価を実施するにあたって、過去に当社が報告したRCW配管の時刻歴解析結果と、JNESによる解析結果との間に比較的大きな差が生じていることから、その要因について検討を行った。
- この結果、建屋応答解析モデルの相違（保安院より報告済み（補足参照））とは別に、当社の時刻歴応答解析において、算出値の妥当性に係る確認が不十分であったことが分かった。
- これを踏まえた再解析の結果、過去の報告値よりも大きな値となったが、評価基準値を満足することを確認した。

	RCW配管		RCW配管支持構造物	
	算出値	評価基準値	算出値	評価基準値
過去の報告値（スペクトルモーダル解析）	209 MPa ※1	245 MPa※3	0.84 ※1	1.0
過去の報告値（時刻歴応答解析）	150 MPa ※1		—	
再解析の結果（時刻歴応答解析）	231 MPa ※2		0.72	

※1 第23回 設備健全性評価サブワーキンググループ（平成21年11月12日）資料3

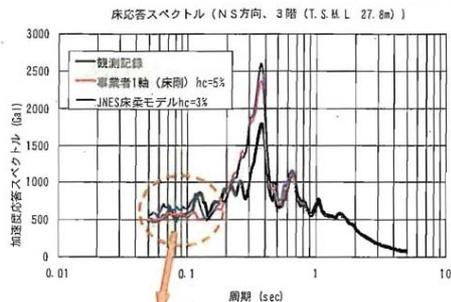
※2 時刻歴解析における解の収束性を評価し、かつ本地震時の内圧を反映した値

※3 常温での値

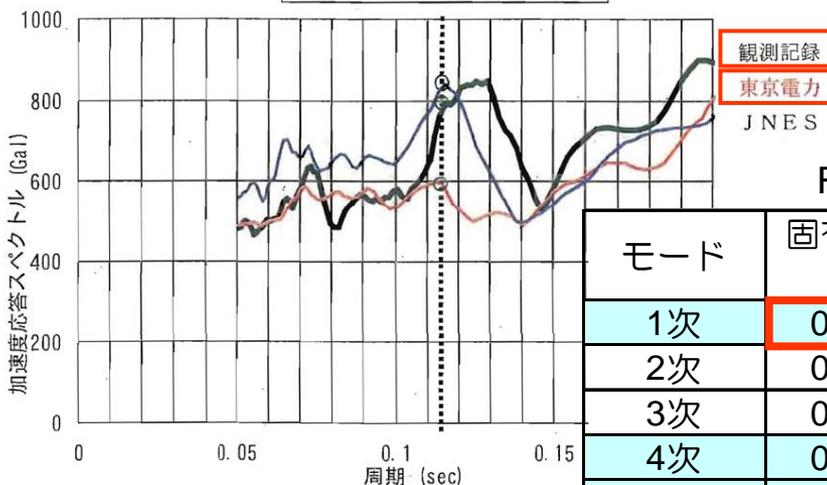
なお、これまでに時刻歴応答解析を実施した設備について、同様の問題がないかを確認したところ、K-5のPLR配管及び支持構造物以外の設備については、既報告値に問題がないことを確認した（添付資料2参照）。

観測記録との差異について

- 当社が作成した床応答スペクトルは、RCW配管の一次固有周期近傍（0.11～0.12秒付近）において観測記録を下回っていることが確認された。



配管系1次固有周期 (0.115秒)



	当社	JNES
RCW配管解析結果	231 MPa	268 MPa

RCW配管の固有値解析結果

モード	固有周期 (s)	刺激係数		
		NS方向	EW方向	上下方向
1次	0.115	0.466	0.056	0.018
2次	0.079	0.036	0.186	0.175
3次	0.076	0.233	0.183	0.097
4次	0.063	0.154	0.103	0.191
5次	0.059	0.045	0.312	0.169
...

第27回 設備健全性評価サブワーキンググループ (平成22年2月19日) 資料7より

観測記録との差異を考慮した地震応答解析

■RCW配管について、3方向同時時刻歴解析の結果をもとに、観測記録と建屋応答解析結果の差異の影響を以下のように検討する。

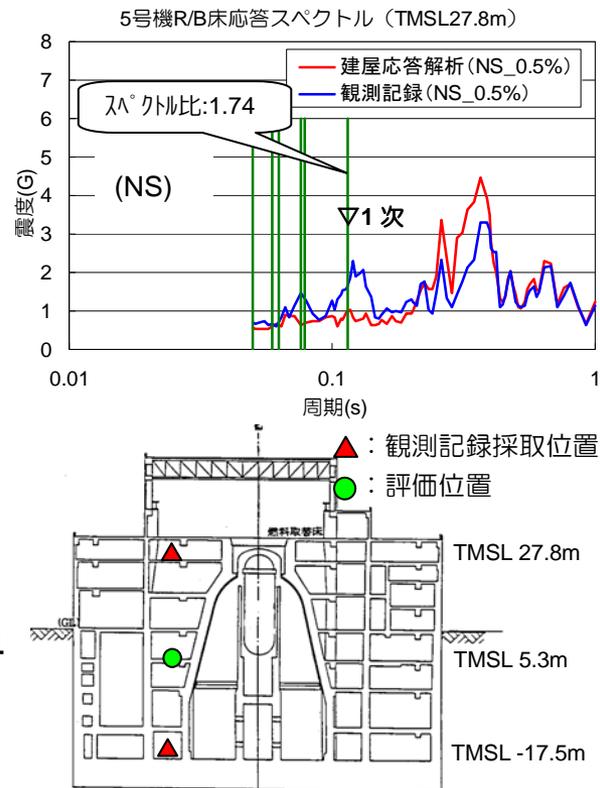
- ✓ 3方向（NS、EW、上下）の代表的振動モード（1次、5次、4次）における観測記録と建屋応答解析結果との比率をそれぞれ算定した。
- ✓ 「原子炉基礎版から中間階（観測記録が得られている階）までの高さ」と「原子炉基礎版から当該配管設置位置までの高さ」の比を用いて、上記比率の線形補間を行った。

$$\text{(例) 原子炉基礎版からの高さの比} = \frac{5.3 - (-17.5)}{27.8 - (-17.5)} = 0.504$$

$$\text{NS方向: } 1.74 \rightarrow 1 + 0.74 \times 0.504 = 1.38$$

- ✓ 3方向同時時刻歴解析により算出したNS、EW、上下の各地震により発生するモーメントに、上記で求めた比率（NS：1.38、EW：1.28、上下：0.85）を乗じたモーメントの値を用いて配管の応力を算出し、評価基準値と比較した。
- ✓ 比較においては、地震時の圧力（0.73 MPa）、温度（常温）を反映した算出値あるいは評価基準値を用いた。

■RCW配管の支持構造物については、NS方向の比率（1.38）を算出値に乗じた。



観測記録との差異を考慮した地震応答解析

■観測記録との差異を考慮した地震応答解析結果

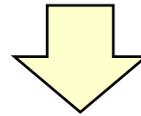
- RCW配管の算出値は278MPaとなり、常温での評価基準値（245MPa）を上回った。
- RCW配管の支持構造物の算出値は0.994となり、評価基準値（1.0※¹）を満足した。
- なお、当社とJNESの解析結果の差異は、解析コードの差ではなく、建屋応答解析モデルの相違によるものであると考えた（補足参照）。

※1 圧縮力と曲げモーメントを受ける部材の組合せ応力は次式を満足しなければならない。
(圧縮応力/許容圧縮応力) + (曲げ応力/許容曲げ応力) ≤ 1

補足：JNES解析結果との差異に関する考察

第27回 設備健全性評価サブワーキンググループ（平成22年2月19日）資料7より

- JNESの解析用コードに、当社の床応答スペクトル（以下、FRS）を入力して応力解析を実施した（210 MPa）ところ、当社のスペクトルモーダル解析の算出値（209 MPa）とほぼ同等の値が得られた



両者の解析結果の差異は、解析コードの差ではなく、FRSの作成条件（建屋応答解析手法）に起因していると考えられる

	算出値	評価基準値
当社（スペクトルモーダル解析）	209 MPa	245 MPa ※1
JNES解析結果（入力：当社作成のFRS）	210 MPa	

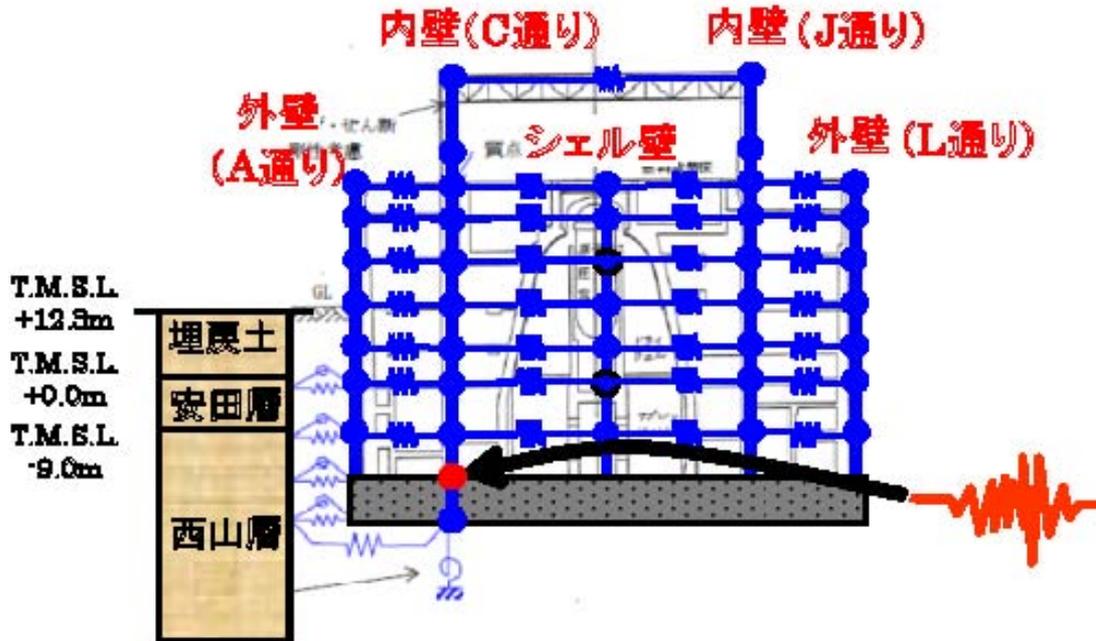
※1 常温での値

補足：JNES解析結果との差異に関する考察

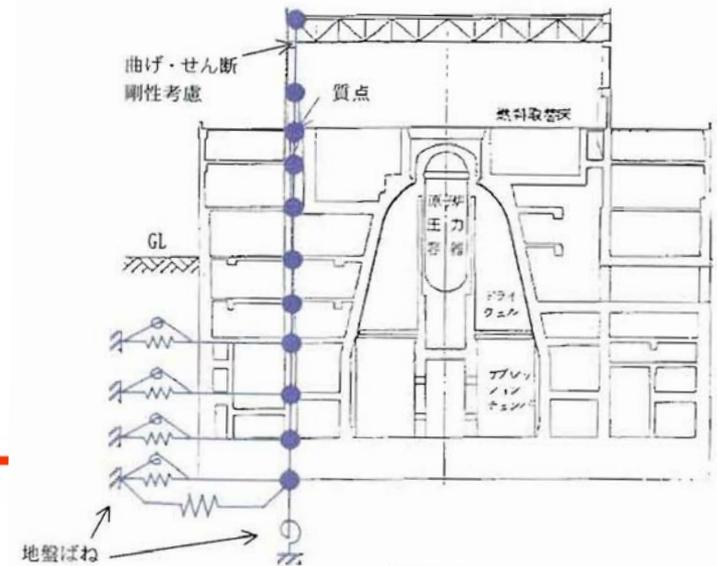
＜建屋応答解析手法＞

- 建屋応答解析において、JNESは床の柔性を考慮した多軸質点系モデルを、当社は床の柔性を考慮しないモデルを用いている。
- 原子炉建屋の減衰については、JNESは3%、当社は5%を用いている。

	JNES	当社
床の柔性	考慮する	考慮しない
コンクリート減衰定数	3%	5%



(JNES建屋応答解析モデル)



(南北方向)

(当社建屋応答解析モデル)

補足：JNES解析結果との差異に関する考察

- JNESの解析結果268MPaに対し、当社は231MPa（時刻歴応答解析）と差異が生じている。
- 当社の解析結果について、観測記録との差異を考慮した地震応答解析を行った結果、JNESの解析結果とほぼ同等の結果（278MPa）となった。
- 以上のことから、JNESの解析結果との差異は、配管応力解析コードの差ではなく、解析の入力となる床応答スペクトルの作成条件、すなわち上述した建屋応答解析モデルの相違によるものであると考える。

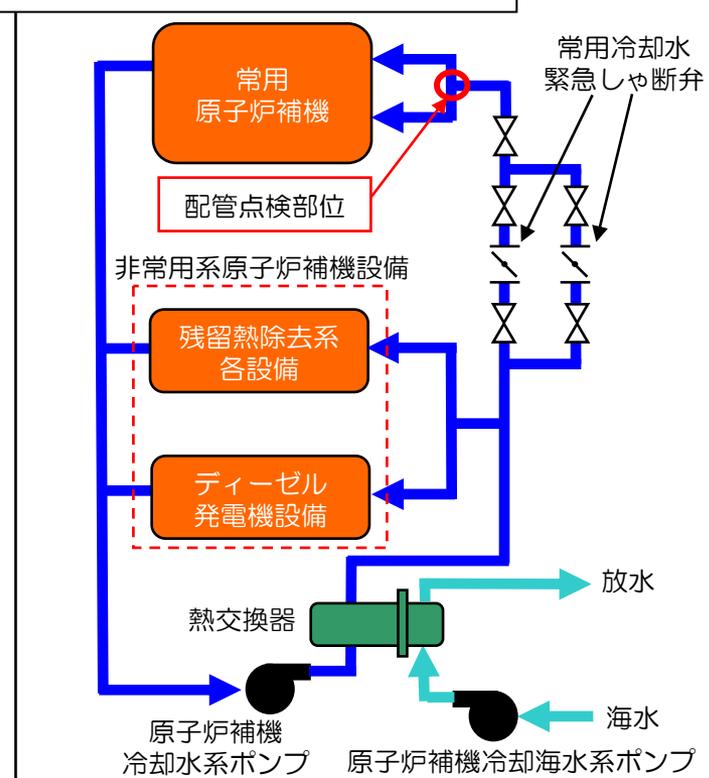
RCW配管に対する追加点検について

RCW配管本体

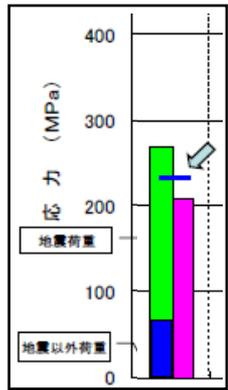
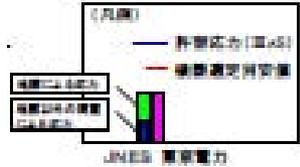
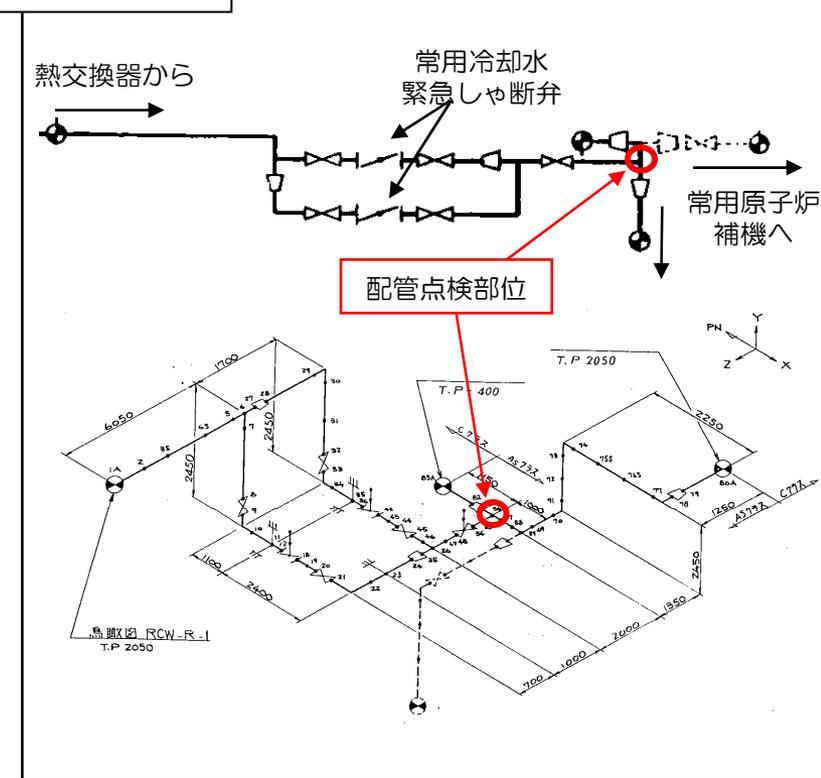
点検対象部位

地震応答解析の結果、余裕度が小さい部位は、RCW配管のうち、常用の原子炉補機へ冷却水を供給する箇所の分岐部であった。

原子炉補機冷却水系 系統概略図



点検対象部位



解析結果

RCW配管本体

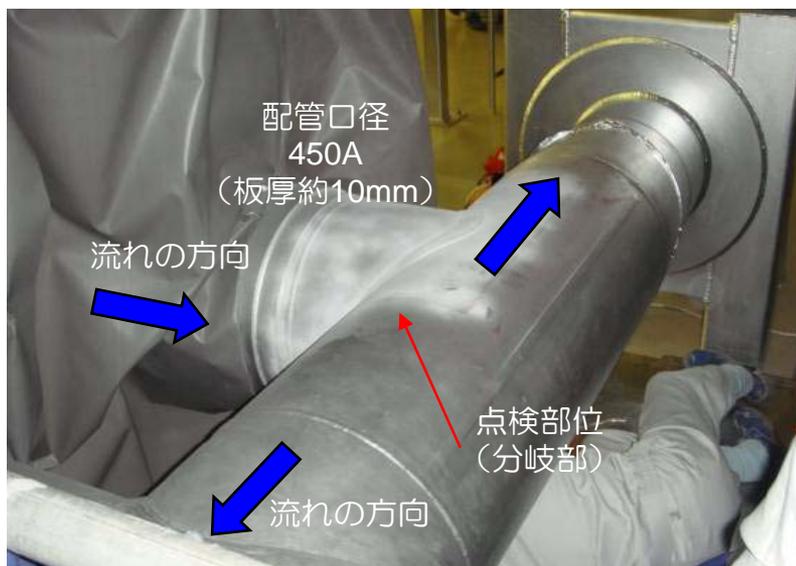
■点検方法

地震により、配管に想定される損傷である変形及び割れを確認する観点から、詳細目視点検及び浸透探傷試験を実施した。

また、地震により疲労強度に影響を与える塑性ひずみが発生していないことを確認する観点から、硬さ測定を実施した。

■点検結果：詳細目視点検及び浸透探傷試験

RCW配管では、曲げによる変形及び割れを確認する観点から、配管分岐部を点検対象範囲とした。点検の結果、配管表面に変形や割れ等の異常はないことを確認した。

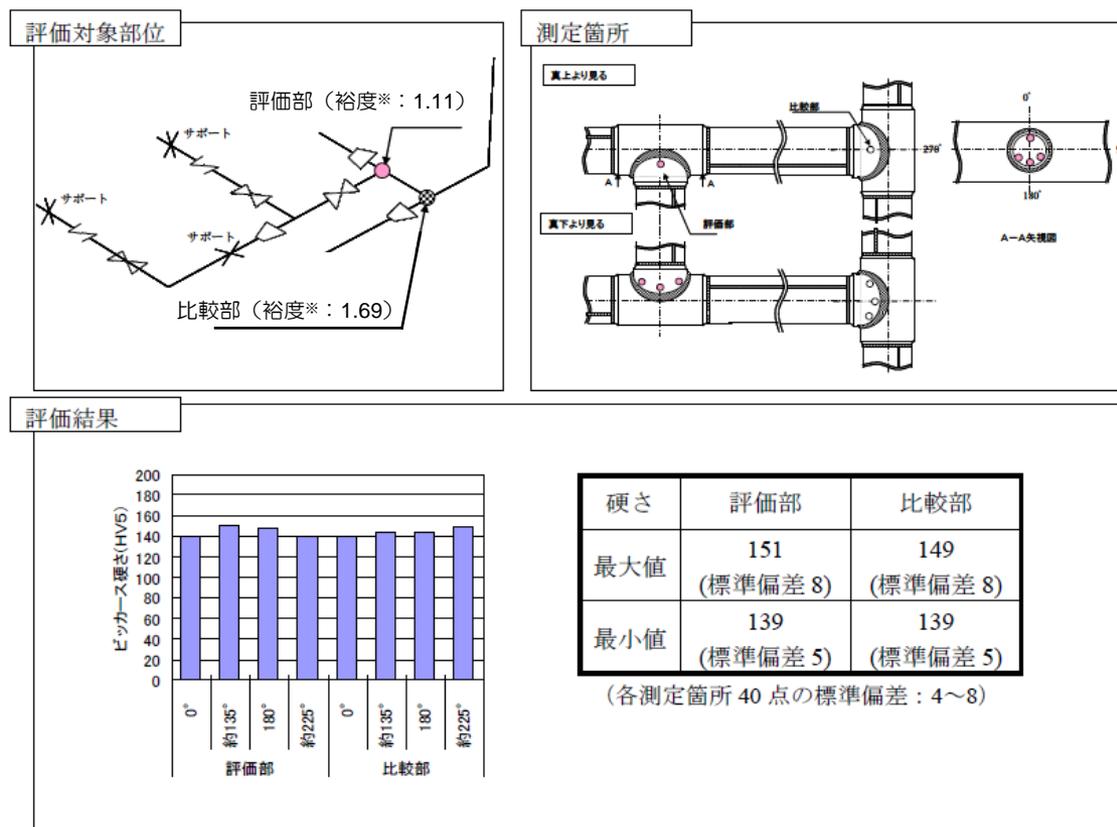


浸透探傷試験結果

RCW配管本体

点検結果：硬さ測定

硬さ測定を実施し、裕度※が小さい箇所（評価部）と裕度※が大きい箇所（比較部）の硬さの最大値、最小値を比較した結果、差分は標準偏差の範囲内であることから、ばらつきの範囲内で同等であると評価した。



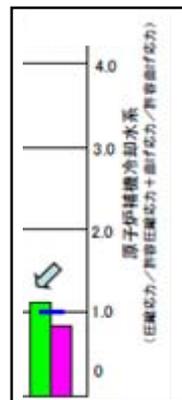
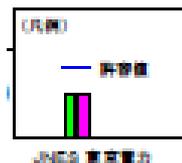
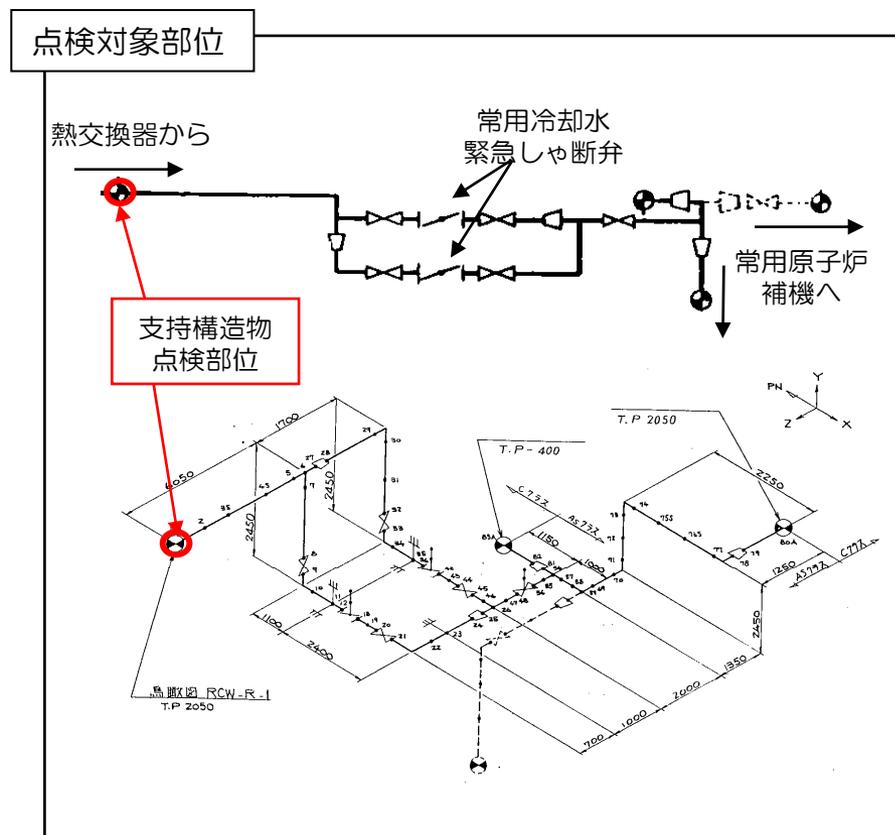
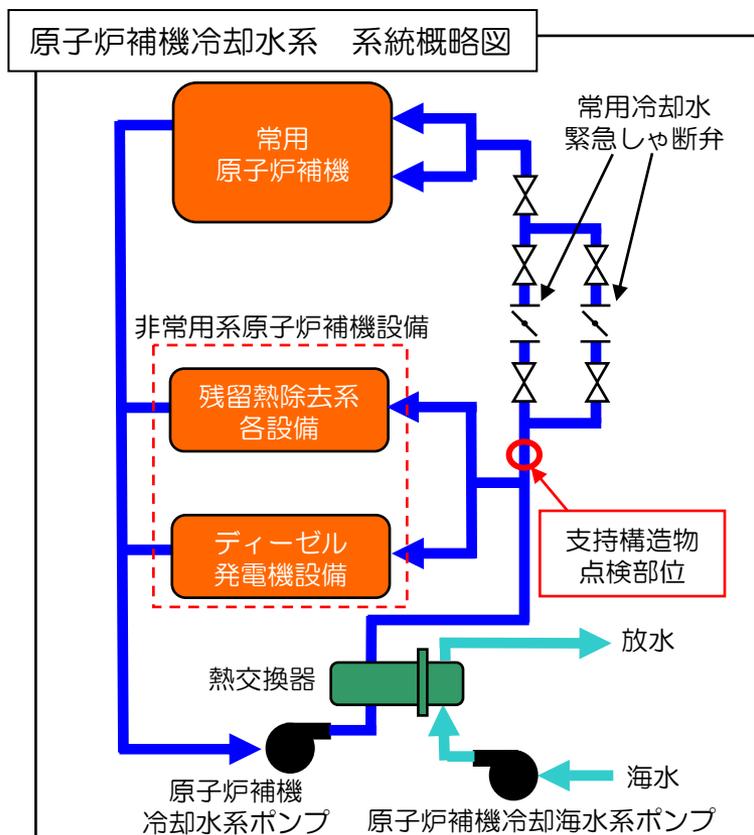
※ 本記載における裕度：評価基準値／地震応答解析による算出値

RCW配管支持構造物 に対する追加点検について

RCW配管支持構造物

■点検対象箇所状況

地震応答解析の結果、余裕度が小さい支持構造物はアンカーである。当該アンカーについては、基本点検で設備に異常がないことを確認した後、事業者の取り組みとして耐震強化工事を実施しており、既に設備の改造が行われている。



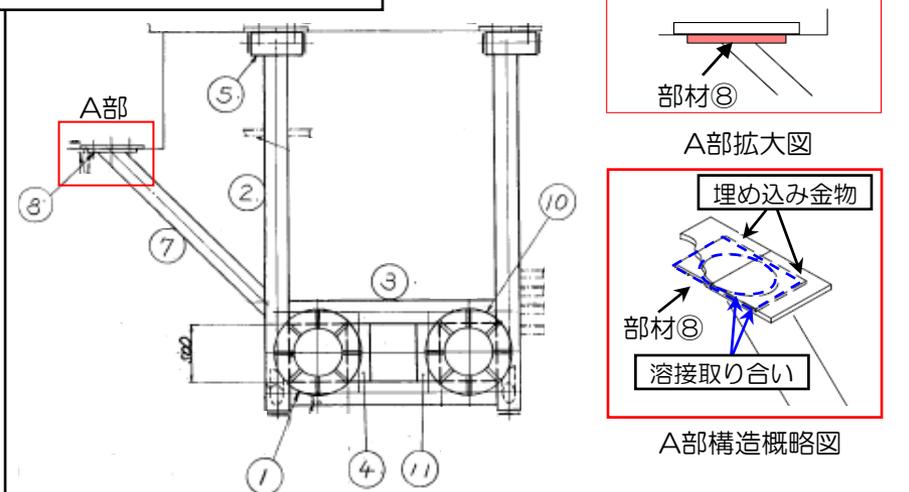
RCW配管支持構造物

■点検対象箇所状況

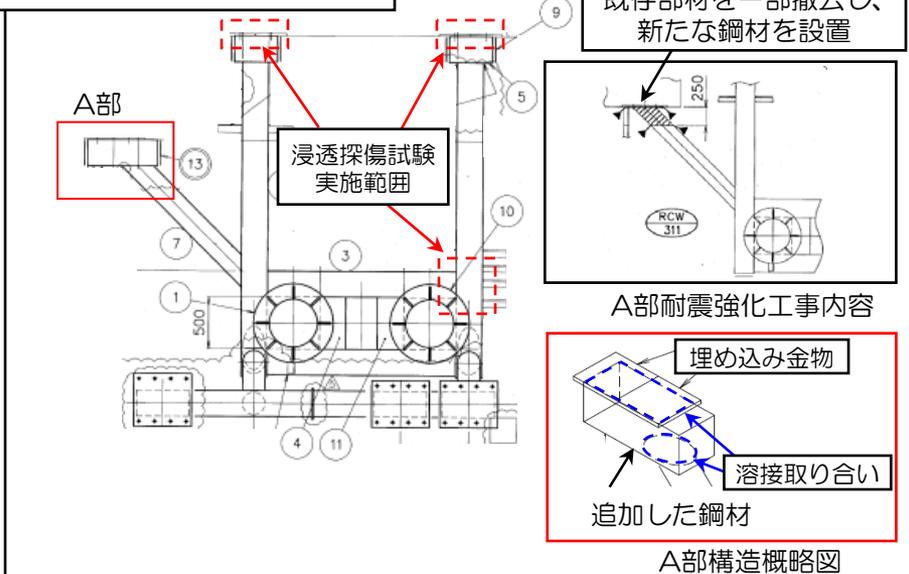
当該アンカーにおいて、最も余裕度が小さい箇所は、支持架構付け根部（部材⑧）である。この部材は、基本点検で設備に異常がないことを確認した後、耐震強化工事に伴い撤去、改造されていることから、現存している部材に対し、以下の追加点検を実施した。

- 支持構造物全体（建屋との取合部である埋込金物を含めた全ての部材）に対する詳細目視点検
- 現存部材の中で、比較的地震の影響を受けやすいと考えられる部位に対する浸透探傷試験

耐震強化工事実施前



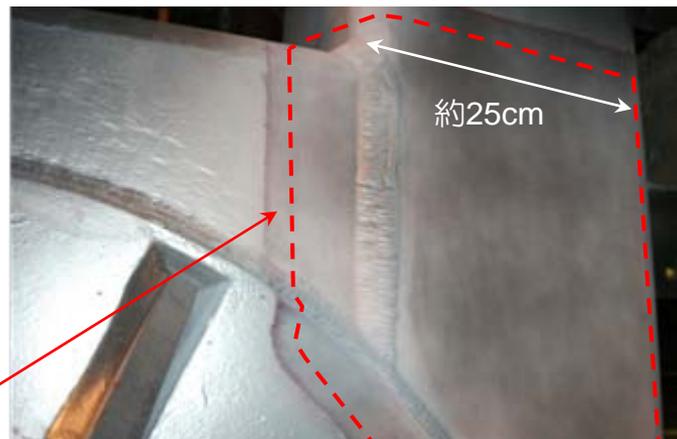
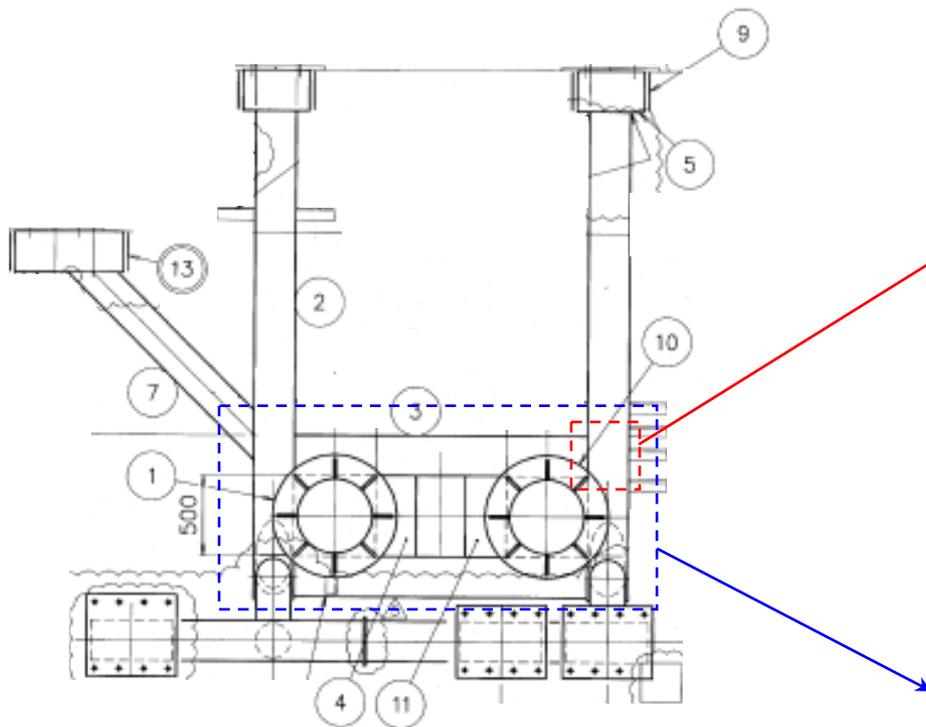
耐震強化工事実施後



RCW配管支持構造物

点検結果

詳細目視点検および浸透探傷試験の結果、支持構造物の表面に割れ等の異常がないことを確認した。



浸透探傷試験結果

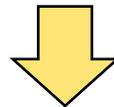


詳細目視点検実施状況

指示事項に対する対応のまとめ

原子力安全・保安院の指示事項に対する対応のまとめ

- 原子力安全・保安院からの指示事項に対する対応を以下に示す。
 - 観測記録との差異を考慮した地震応答解析
 - ◆ RCW配管については、評価基準値を上回った
 - ◆ RCW配管の支持構造物については、評価基準値を満足した
 - 追加点検
 - ◆ RCW配管について、詳細目視点検、浸透探傷試験、硬さ測定を実施し、変形、割れ等の異常は確認されなかった
 - ◆ RCW配管の支持構造物について、詳細目視点検、浸透探傷試験を実施し、変形、割れ等の異常は確認されなかった



追加点検の結果、異常が確認されなかったことから、地震応答解析に含まれる、解析手法、減衰定数、応力係数、評価基準値等の裕度を有していると考えられ、設備の健全性が確保されているものと評価した。

<参考>

点検と解析結果の差に対する追加検討

<参考>追加検討

- RCW配管について、保安院指示により観測記録との差異を考慮した地震応答解析を行った結果、算出値は278MPaとなり、評価基準値である原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）の許容応力状態Ⅲ_{AS}を超えるが、追加点検の結果、設備に異常は確認されなかった。
- このため、参考として、点検結果と解析結果の差に対する検討を行った。
- 地震応答解析は、一般的に解析手法、減衰定数、応力係数、評価基準値等に裕度を有している。
- 当該配管において、追加点検で異常が確認されなかった要因として、設備が実際に有する物性値に着目し、材料証明書との値と、観測記録との差異を考慮した地震応答解析結果との比較を行った。
- その結果、観測記録との差異を考慮した地震応答解析の結果は、材料証明書の値を下回ることを確認した。
- この検討から、解析の結果は裕度を有しているものとする。

観測記録との差異を考慮した解析結果	材料証明書の値
278 MPa	282 MPa

柏崎刈羽原子力発電所5号機

原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物 に対する設備健全性総合評価について

平成22年5月13日



東京電力

はじめに

- 過去に当社が報告した原子炉補機冷却水系配管の時刻歴解析結果と、JNESによる解析結果との間に比較的大きな差が生じていることから、その要因について検討を行った結果、当社の時刻歴応答解析において、算出値の妥当性に係る確認が不十分であったことが分かった。
- これまでに時刻歴解析を実施した設備について、同様の問題がないかを確認したところ、原子炉冷却材再循環系（以下、「PLR」という）配管の算出値についても、過去の報告値と異なる値となり、評価基準値を超える結果となった。

	PLR配管		PLR配管支持構造物	
	算出値	評価基準値	算出値	評価基準値
過去の報告値（時刻歴応答解析）	203 MPa ※1,※2	308 MPa ※5	69 kN ※1,※3	75 kN ※6
再解析の結果（時刻歴応答解析）	452 MPa ※2,※4		94 kN ※2	

※1 第23回 設備健全性評価サブワーキンググループ（平成21年11月12日）資料3
 ※2 減衰定数2.5%で算出
 ※3 減衰定数8%で算出
 ※4 時刻歴解析における解の収束性を評価し、かつ本地震時の内圧を反映した値
 ※5 常温での値
 ※6 構造強度評価による値

本資料にて報告する内容

■追加点検

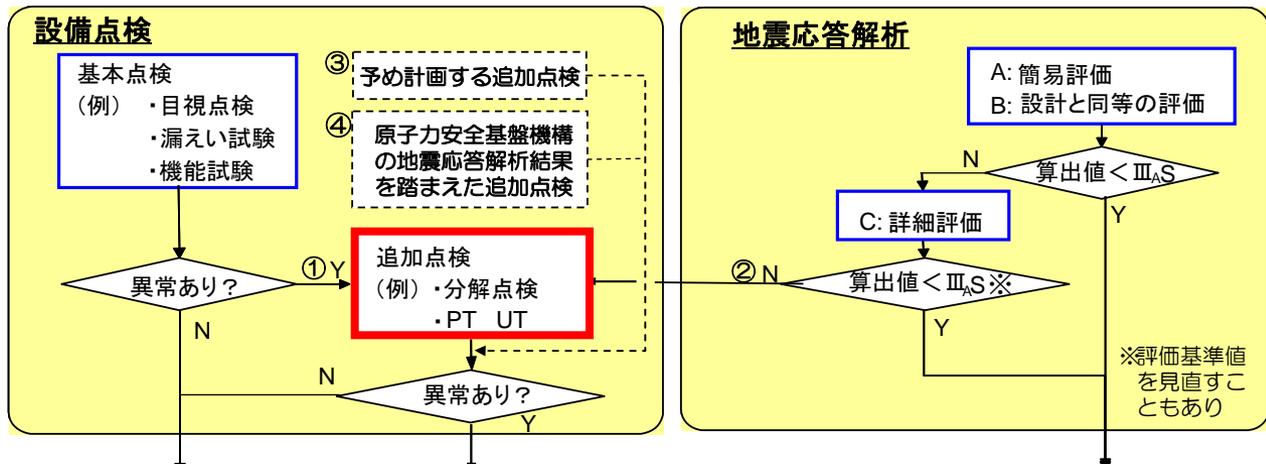
点検・記載されている点検・評価フローに従い、PLR配管及び支持構造物について追加点検を実施したところ、変形、割れ等の異常は確認されなかった。



点検・評価計画書の「設備点検結果が良好にもかかわらず、地震応答解析において評価基準値を満足しない結果が得られた設備」に該当する。

■総合評価

追加点検の結果、異常は確認されなかったことから、PLR配管及び支持構造物の健全性に係る総合評価を行った。さらに、参考として点検と解析結果の差に対する追加検討を行った。



総合評価

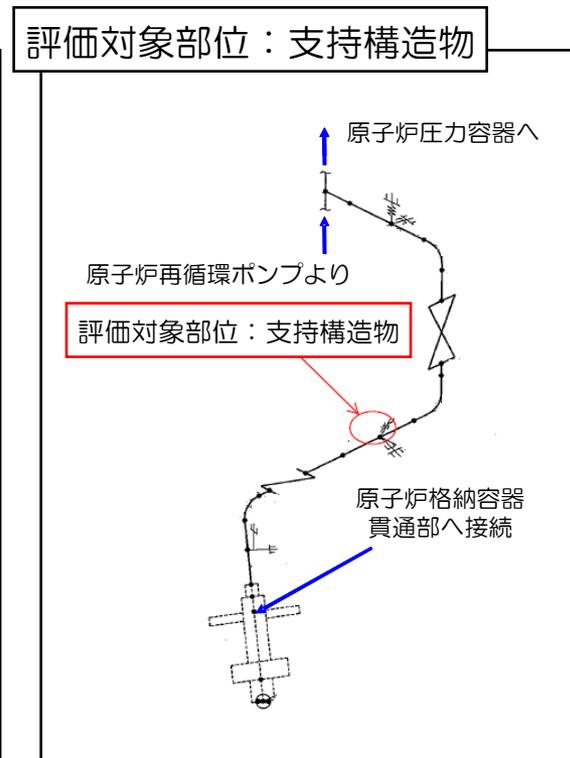
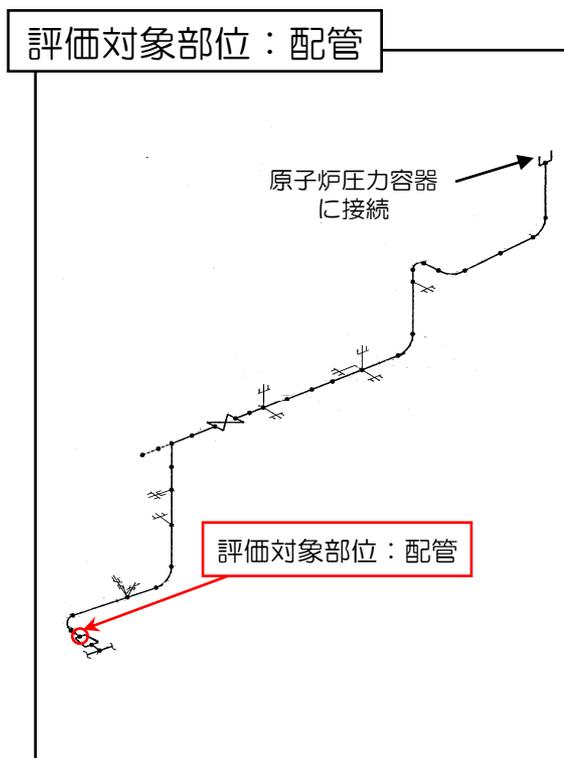
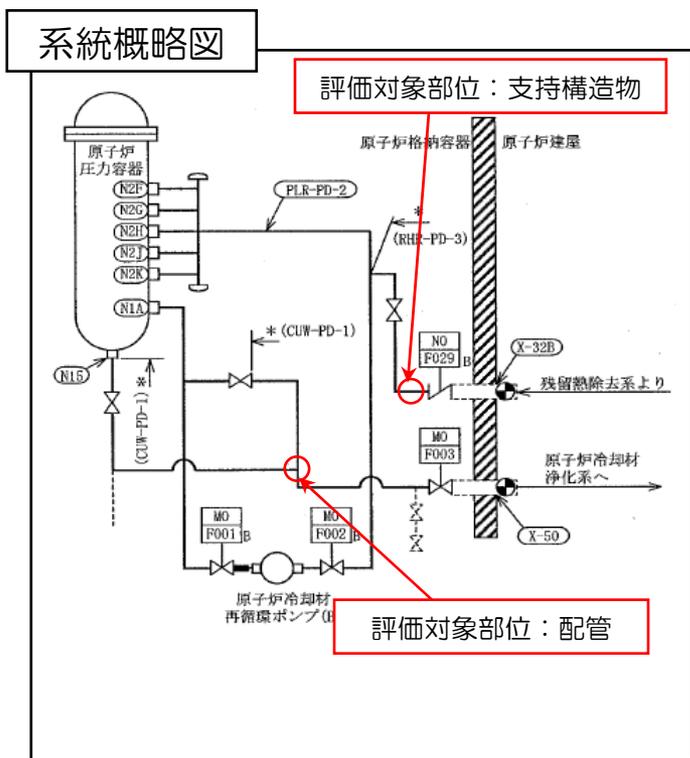
- 設備点検、地震応答解析の結果に応じて以下のような判断を行う

解析 良好	点検	異常なし	異常あり
	評価基準を満足しない	評価終了	・ 損傷原因の究明 ・ 補修、補強、取替の要否判断
		・ モックアップ試験 ・ 追加評価（規格基準の範疇に対し、より現実的な計算結果を与える合理的解析の実施）	

点検・評価の流れ（構造強度評価の例）

評価対象部位

- 地震応答解析の結果、余裕度が小さい部位は以下のとおり。
 - 配管：原子炉圧力容器ドレンラインのレデューサ部
 - 支持構造物：残留熱除去系（停止時冷却ライン）のスナッパ



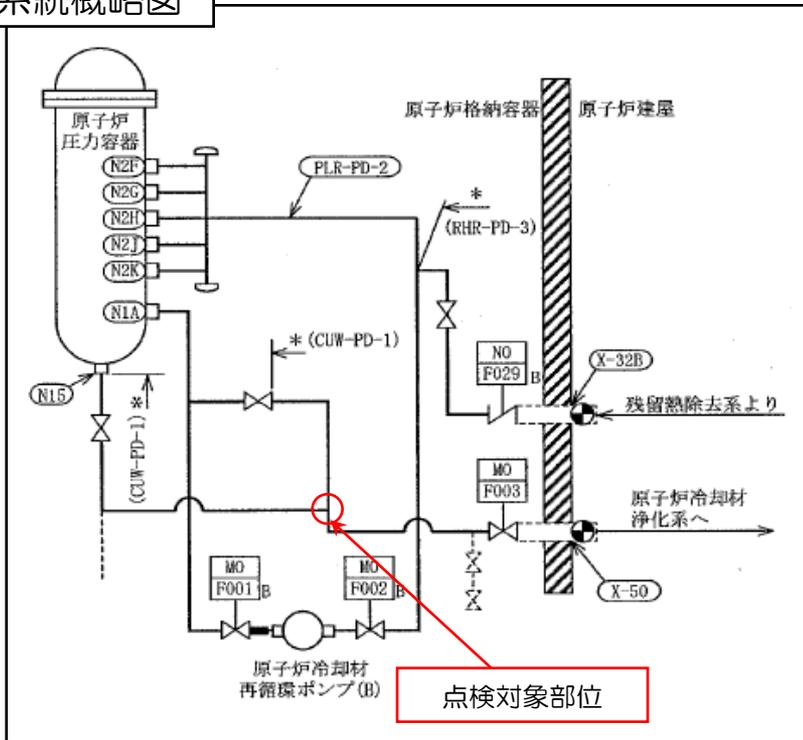
PLR配管に対する追加点検について

PLR配管に対する追加点検

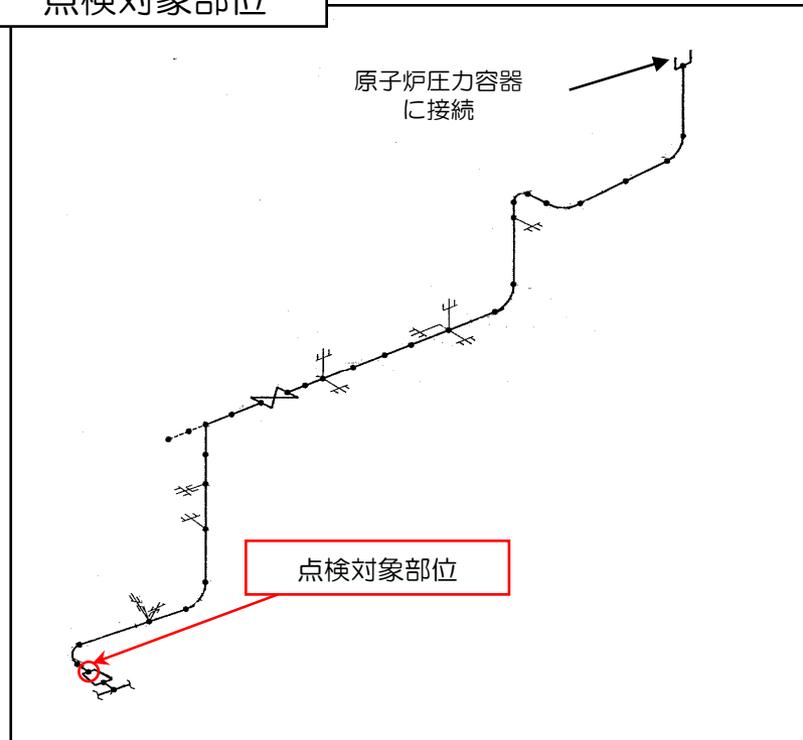
■点検対象部位

地震応答解析の結果、余裕度が小さい部位は、PLR配管解析モデルに含まれる原子炉冷却材浄化系配管のうち、原子炉压力容器ドレンラインのレデューサ部であった。

系統概略図



点検対象部位



PLR配管に対する追加点検

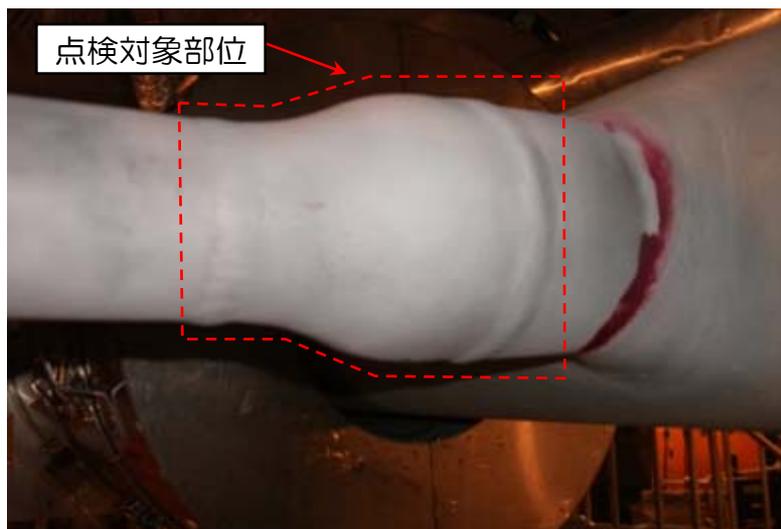
■点検方法

地震により、配管に想定される損傷である変形及び割れを確認する観点から、詳細目視点検及び浸透探傷試験を実施した。

また、地震により疲労強度に影響を与える塑性ひずみが発生していないことを確認する観点から、硬さ測定を実施した。

■点検結果：詳細目視点検及び浸透探傷試験

レデューサ部では、径変化部に発生する応力が大きくなるため、径変化部を含む範囲を点検対象範囲とした。点検の結果、配管表面に変形や割れ等の異常はないことを確認した。



浸透探傷試験結果

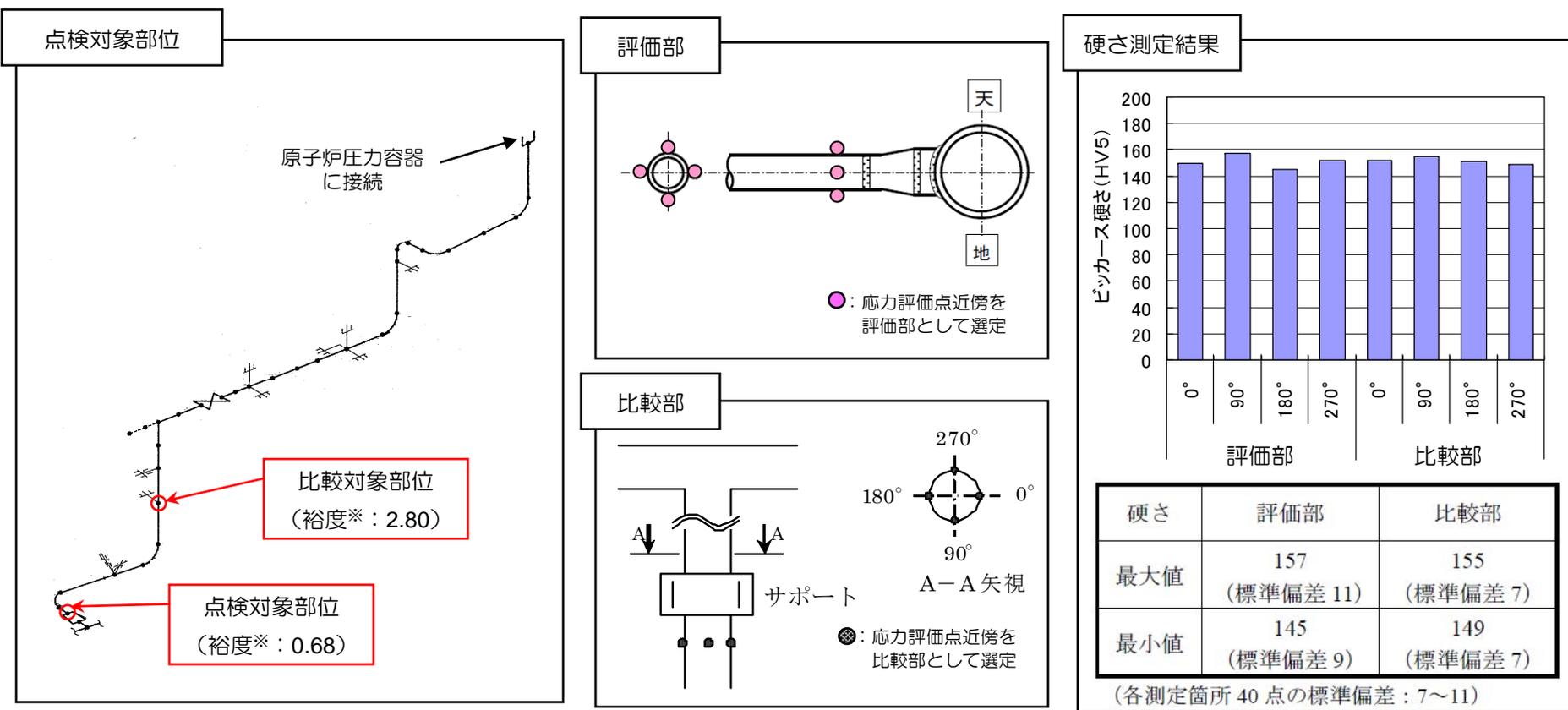


詳細目視点検結果

PLR配管に対する追加点検

■点検結果：硬さ測定

硬さ測定を実施し、裕度*が小さい箇所（評価部）と裕度*が大きい箇所（比較部）の硬さの最大値、最小値を比較した結果、差分は標準偏差の範囲内であることから、ばらつきの範囲内で同等であると評価した。



* 本記載における裕度：評価基準値/地震応答解析による算出値

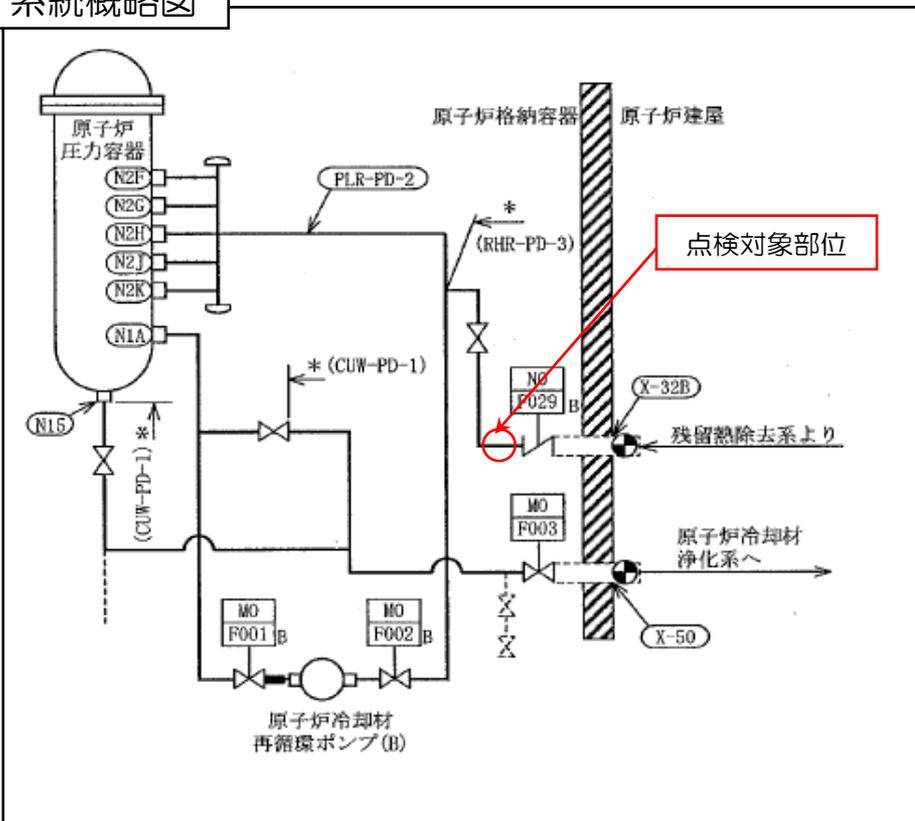
PLR配管支持構造物 に対する追加点検について

PLR配管支持構造物に対する追加点検

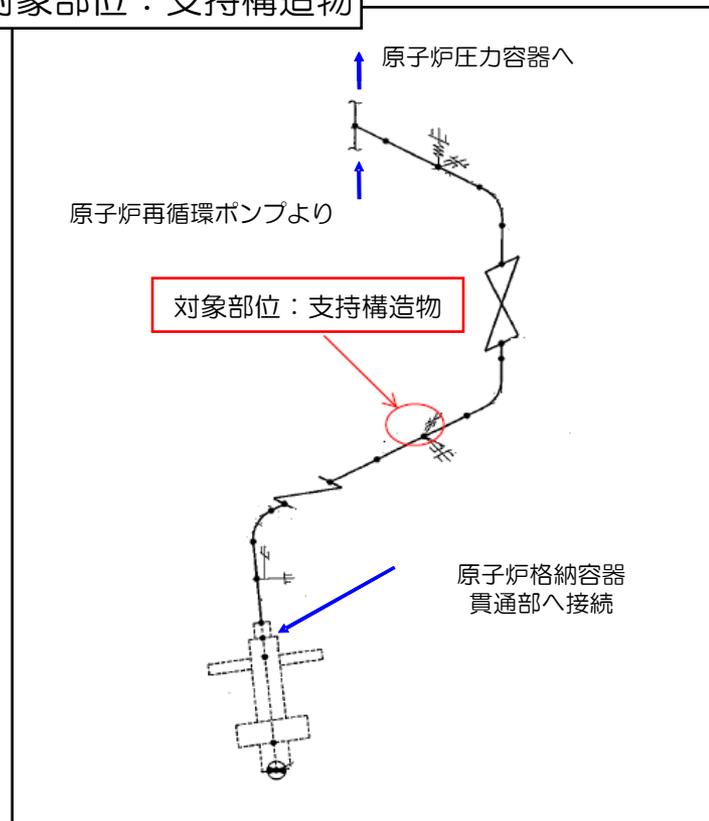
■点検方法

地震応答解析の結果、余裕度が小さい支持構造物はスナッパであることから、内部部品の損傷等地震の影響の有無を確認するため、低速走行試験および分解点検を実施した。

系統概略図



対象部位：支持構造物



PLR配管支持構造物に対する追加点検

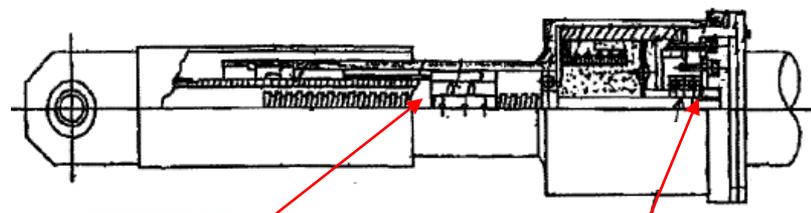
■点検結果

低速走行試験および分解点検を実施した結果、作動は良好であり、ボールネジナットおよび軸受等内部部品に変形や割れ等損傷がないことを確認した。

なお、当該スナッチは、耐震強化工事の一環として容量の大きいスナッチへの取替を行った。



分解点検の状況



ボールネジ・ナットの状況



軸受の状況

地震応答解析および追加点検結果を踏まえた 総合評価

地震応答解析および追加点検結果の総合評価

■ PLR配管および支持構造物の地震応答解析

- PLR配管については、解析結果（452MPa）が常温での評価基準値（308MPa）を上回った。
- PLR配管の支持構造物については、解析結果（94kN）が評価基準値（75kN）を上回った

■ PLR配管および支持構造物の追加点検

- PLR配管については、詳細目視点検、浸透探傷試験、硬さ測定を実施した結果、変形、割れ等の異常は確認されなかった
- PLR配管の支持構造物については、低速走行試験、分解点検を実施し、変形、割れ等の異常は確認されなかった



追加点検の結果、PLR配管およびPLR配管の支持構造物に異常が確認されなかったことから、地震応答解析において含まれる、解析手法、減衰定数、応力係数、評価基準値等の裕度を有していると考えられ、設備の健全性が確保されているものと評価した。

<参考>

点検と解析結果の差に対する追加検討について

PLR配管において

過大な応力が算出された原因に関する考察

過大な応力が算出された原因に関する考察

- PLR配管の地震応答解析の結果について詳細に分析するにあたり、最大応力評価点の算出値（3方向同時時刻歴解析、452 MPa）を地震方向ごとに分割したところ、上下方向の地震による応力が支配的である。

各地震方向の算出値

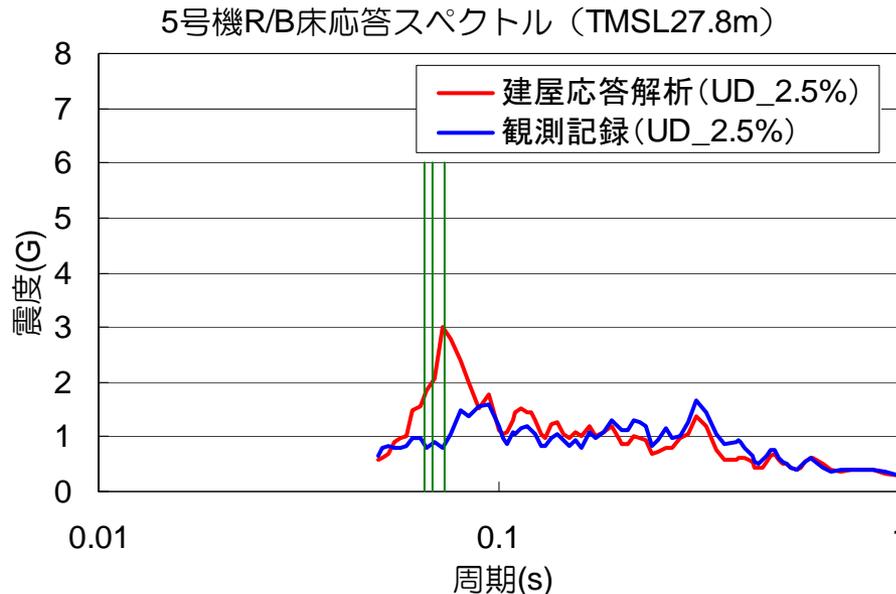
NS方向	6 MPa
EW方向	31 MPa
上下方向	361 MPa
3方向合計	392 MPa※1

※1 一次応力の算出値452MPaから、内圧、自重分を除いた値。なお、3方向の地震による応力の合計値を算出する際は、各方向のモーメントを加算後、応力を算出するため、NS+EW+上下=3方向の合計値、とはならない。

過大な応力が算出された原因に関する考察

- 原子炉建屋中間階における、上下方向の床応答スペクトルを見ると、建屋応答解析の結果では短周期側（固有周期0.07秒近傍）で観測記録にない鋭いピークが現れており、観測記録を大きく上回っている。（第17回構造ワーキンググループにて審議済み※1）

原子炉建屋中間階における床応答スペクトル（観測記録との比較）※2



緑線：右から、上下方向で支配的な16次、19次、22次の振動モード（次頁）を示す。

- ※1 第17回 構造ワーキンググループ（平成20年7月24日）構造W17-2-3「原子炉建屋の鉛直方向のシミュレーション解析における床応答スペクトルの短周期での鋭いピークについて」
- ※2 PLR配管の解析における入力は、原子炉遮へい壁／原子炉本体基礎（T.M.S.L +6.3m）の床応答スペクトル

過大な応力が算出された原因に関する考察

- PLR配管の上下方向の応答を分析した結果、支配的となっている振動モードは16次、19次、22次モードである。
- これらのモードは、観測記録にない鋭いピークが出現する周期帯（0.07秒近傍）にほぼ一致する固有周期を有する（固有周期は0.073秒、0.068秒、0.065秒）ため、観測記録に対して建屋応答解析の結果は大きな応答を示している。

上下方向の地震による応力（内圧、自重および上下以外も含めた一次応力の合計は452MPa）

振動モード	固有周期 (秒)	算出値 (MPa)	観測記録に対する シミュレーション解析の比率
16次	0.073	115	3.41
19次	0.068	99	2.31
22次	0.065	124	1.94
16次+19次+22次	—	338	—
全モード（1-32次）	—	361	—

➡ PLR配管の解析では、上下方向の地震に対する短周期側の振動モードにおいて、観測記録にない鋭いピークの影響により、算出値が大きくなった可能性があるため追加検討（2）として、観測記録との差異を考慮した地震応答解析を行った。

観測記録と建屋応答解析の差異を考慮したPLR配管 の地震応答解析

観測記録との差異を考慮した地震応答解析

■ 3方向同時時刻歴解析の結果をもとに、観測記録と建屋応答解析結果の差異の影響を以下のように検討する。

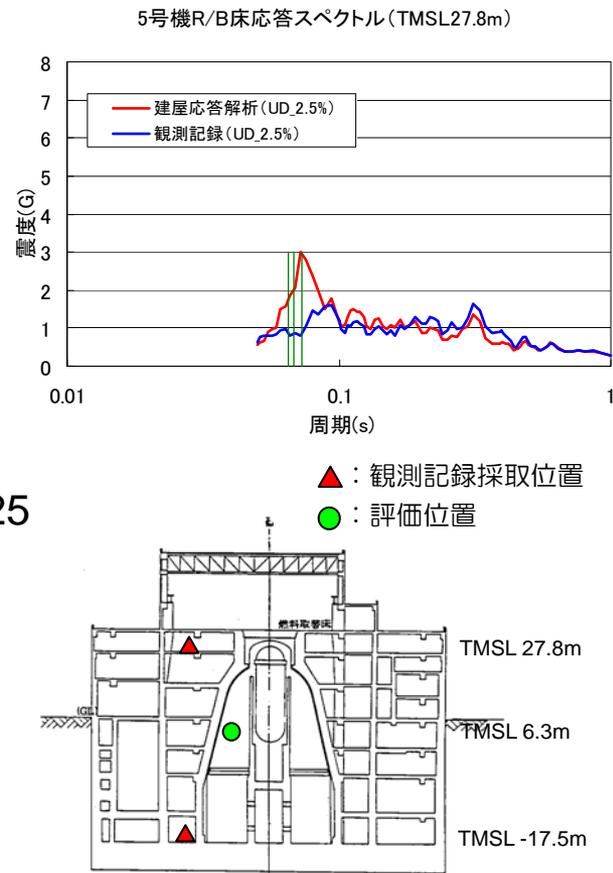
- ✓ 3方向（NS、EW、上下）における観測記録と建屋応答解析結果との比率を全てのモードについて個別に算定した。
- ✓ 「原子炉基礎版から中間階（観測記録が得られている階）までの高さ」と「原子炉基礎版から当該配管設置位置までの高さ」の比を用いて、上記比率の線形補間を行った。

$$\text{(例) 原子炉基礎版からの高さの比} = \frac{6.3 - (-17.5)}{27.8 - (-17.5)} = 0.525$$

$$\text{NS方向1次モード：} 1.22 \rightarrow 1 + 0.22 \times 0.525 = 1.12$$

- ✓ 3方向同時時刻歴解析により算出したNS、EW、上下の各地震により発生するモーメントに、上記の比率を乗じたモーメントの値を用いて配管の応力を算出し、評価基準値と比較した。

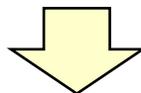
- ✓ 比較においては、5号機は地震時停止していたことを考慮して実際の圧力（0.98 MPa）、温度（常温）を反映した算出値あるいは評価基準値を用いた。



観測記録との差異を考慮した地震応答解析の結果、PLR配管の算出値は323MPaとなった。

材料証明書の値との比較

点検と解析結果の差に関する要因の一つとして設備が実際に有する物性値に着目し、材料証明書の値と、観測記録との差異を考慮した地震応答解析結果との比較を行った。



観測記録との差異を考慮した地震応答解析の結果は、材料証明書の値を下回ることを確認した

観測記録との差異を考慮した解析結果	材料証明書の値
323 MPa	360 MPa

<本検討における考え方>

- 地震応答解析の評価基準値には、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）の許容応力状態Ⅲ_ASを用いている
- 設計時は、設備が存在していない状態であるため、設計・建設規格等の規格基準に示される物性値を用いて許容応力を算出する
- 新潟県中越沖地震後の設備健全性評価では、設計時と異なり、設備が実際に存在していることから、設備が実際に有する物性値（材料証明書）を用いて、PLR配管の健全性についてより合理的な検討を行った。

文献から得られる減衰定数を用いた PLR配管支持構造物の地震応答解析※

- ※ 第23回設備健全性評価サブワーキンググループ 資料3
 - 第24回設備健全性評価サブワーキンググループ 資料3-3
- より抜粋

文献から得られる減衰定数を用いた地震応答解析

■PLR配管支持構造物に関する追加検討

- ✓ 詳細評価では、「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」（以下、JEAG）に示されている減衰定数（試験の下限値で設定された規格基準値）を用いた。
- ✓ 一方、JEAGには実験等に基づきその妥当性が確認された場合はその値を設計用減衰定数として用いることができると記載されている。
- ✓ 追加検討では点検と解析結果の差について検討を行うため、既往の研究※による振動試験のデータに基づき、減衰定数8%を用いた検討を実施した。その結果、スナッパの発生荷重は、スナッパ構成部品の構造強度評価に基づく評価基準値を下回った。
- ✓ なお、当該スナッパは、耐震強化工事の一環として容量の大きいスナッパへの取替を行った。

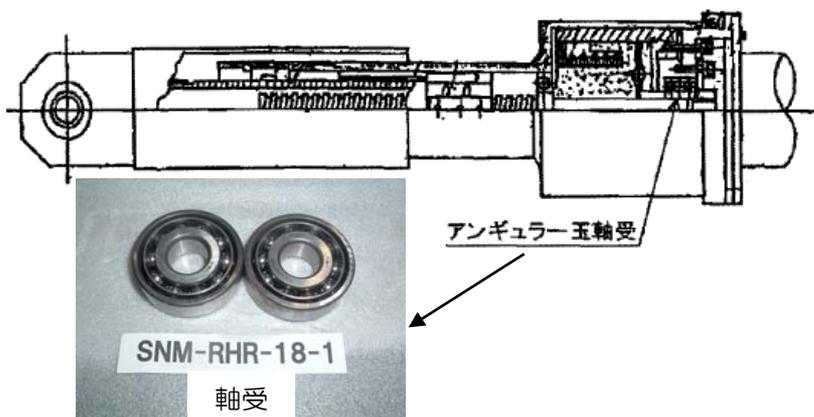
※ 原子力プラントシステムの総合耐震安全性評価法（機器編）に関する報告書、
（社）日本電気協会 電気技術基準調査委員会、平成6年3月

文献から得られる減衰定数を用いた地震応答解析

■ PLR配管支持構造物に関する追加検討

● 健全性評価に用いた評価基準値

- ✓ スナップの機能が維持される荷重についての試験結果や規格基準で定められる評価式をもとに、スナップ構成部品の構造強度に基づく算出値を評価基準値として用いた。
- ✓ PLR系スナップは、スナップ構成部品の構造強度を評価した結果、アンギュラー玉軸受が最も弱い部品である。
- ✓ スナップの機能維持が確認されている試験結果をもとに、アンギュラー玉軸受の耐力を評価基準値として算定した。
- ✓ 減衰定数8%を用いた追加検討の結果、スナップ発生荷重は、上記により算定した評価基準値を下回った。



スナップの構造概略図

追加検討結果

算出値 [kN]	評価基準値 [kN]		
	評価部位	軸受耐力	
65	アンギュラー玉軸受	試験結果に基づく耐力	75