

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

(機器レベルの点検・評価報告)

(案)

平成 20 年 1 2 月 3 日

東京電力株式会社

# 目次

1.	はじめに.....	1-1
2.	地震の概要.....	2-1
2.1	新潟県中越沖地震の概要 .....	2-1
2.2	柏崎刈羽原子力発電所での観測結果.....	2-1
2.3	6号機での観測結果 .....	2-3
2.4	6号機の状況 .....	2-5
3.	本報告書の概要.....	3-1
3.1	本報告書の位置づけ.....	3-1
3.2	点検・評価に関する基本的な考え方.....	3-1
3.2.1	機器レベルの点検・評価.....	3-1
3.2.2	系統レベルの点検・評価 .....	3-2
3.3	品質保証.....	3-4
3.4	実施体制.....	3-4
4.	設備点検.....	4-1
4.1	対象設備.....	4-1
4.2	点検方法の策定.....	4-1
4.2.1	対象設備の分類 .....	4-1
4.2.2	各機種別の点検方法.....	4-2
4.3	予め計画する追加点検 .....	4-5
4.4	各機種別の設備点検結果 .....	4-9
4.4.1	設備点検の進捗状況 .....	4-9
	設備点検の結果 .....	4-12
4.4.2	回転機器の振動診断評価について.....	4-14
4.5	経年劣化事象の考慮.....	4-29
4.5.1	配管減肉 .....	4-29
4.5.2	粒界型応力腐食割れ (IGSCC) .....	4-31
4.6	6号機以外で確認された不適合事象に関する点検の状況.....	4-32
4.6.1	所内変圧器 3B火災 (3号機), 励磁変圧器基礎部のズレ・電源母線ダクトのズレ (1~3号機), 主変圧器基礎部のズレ (2号機), 所内変圧器基礎部のズレ・電源母線ダクトのズレ (1号機) (変圧器関連 6件) .....	4-32

4.7	力量管理.....	4-33
4.7.1	目視点検要員の力量確認.....	4-33
4.7.2	非破壊試験（目視点検を除く）要員の力量確認.....	4-33
5.	地震応答解析について.....	5-1
5.1	解析評価方針.....	5-1
5.2	解析評価方法.....	5-2
5.2.1	地震応答解析の概要.....	5-2
5.2.2	構造強度評価の方法.....	5-4
5.2.3	動的機能維持の評価方法.....	5-5
5.2.4	地震応答解析で用いた条件について.....	5-5
5.3	解析結果.....	5-7
5.3.1	解析の状況.....	5-7
5.3.2	構造強度評価結果.....	5-7
5.3.3	動的機能維持評価結果.....	5-7
6.	総合評価.....	6-1
6.1	総合評価の方法.....	6-1
6.1.1	設備点検で異常が確認されなかった場合.....	6-1
6.1.2	設備点検で異常が確認された場合.....	6-2
6.2	総合評価結果.....	6-4
6.2.1	損傷原因の究明（地震による影響の評価）.....	6-4
6.2.2	健全性評価（追加評価を含む）ならびに対応策検討.....	6-5
6.2.3	塑性変形に対する評価.....	6-7
6.2.4	品質保証.....	6-24
6.3	評価のまとめ.....	6-27
7.	今後の予定.....	7-1
7.1	機器レベルの設備点検.....	7-1
7.1.1	設備点検の着実な実施.....	7-1
7.2	系統健全性の確認.....	7-1
7.2.1	系統レベルでの点検・評価.....	7-1
8.	添付資料.....	8-1
9.	参考資料.....	9-1
10.	参考文献.....	10-1



## 1. はじめに

柏崎刈羽原子力発電所 6 号機については、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）第 107 条に基づき策定された特別な保全計画に従い新潟県中越沖地震（以下「本地震」という。）を受けた設備に関する健全性評価を鋭意進めているところである。

本報告書は「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（経済産業省 平成 19・11・06 原院第 2 号 平成 19 年 11 月 9 日）」を受け、原子力安全・保安院に提出した「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・評価計画書」（以下「点検・評価計画書」という。）における原子炉安全上重要な設備<sup>\*</sup>を含む対象設備の設備点検および地震応答解析が概ね終了したことから、これらの結果について取り纏めるとともに、総合評価を実施したものである。

※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。

## 2. 地震の概要

### 2.1 新潟県中越沖地震の概要

平成 19 年 7 月 16 日午前 10 時 13 分頃、新潟県中越沖において、大きな地震が発生し、新潟県と長野県で最大震度 6 強を観測した他、北陸地方を中心に東北地方から近畿・中国地方にかけて広い範囲で地震動が観測された。気象庁発表（平成 19 年 7 月 地震・火山月報（防災編））によれば、マグニチュードは 6.8、震源の深さは 17km であり、震央距離 16km、震源距離約 23km に位置していた柏崎刈羽原子力発電所は地震発生により大きな地震動を受けた。



図-2.1.1：平成 19 年新潟県中越沖地震の震央と柏崎刈羽原子力発電所の位置

### 2.2 柏崎刈羽原子力発電所での観測結果

柏崎刈羽原子力発電所の地震計の配置図を図-2.2.1 に示す。各号機の原子炉建屋基礎版上の加速度時刻歴波形（東西方向）を図-2.2.2 に示す。

全号機で顕著なパルス波が発生しており、特に荒浜側（1～4 号機）で時刻歴波形の後半に大振幅のパルスが見られる。一方、大湊側（5～7 号機）では時刻歴波形後半に荒浜側のような大振幅のパルスは確認されていない。

原子炉建屋基礎版上で観測された最大加速度および設計時の最大加速度応答

値を表-2.2.1 に示す。原子炉建屋基礎版上での最大加速度の中で最大のものは、1号機東西方向で 680gal である。なお、加速度波形については、記録の主要動を含む 50 秒間を表記している。

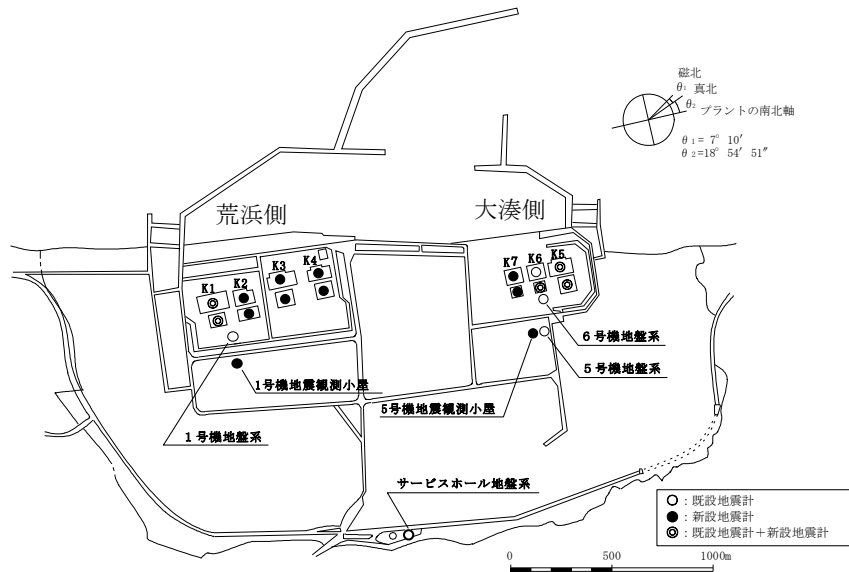


図-2.2.1：柏崎刈羽原子力発電所における地震観測点の配置

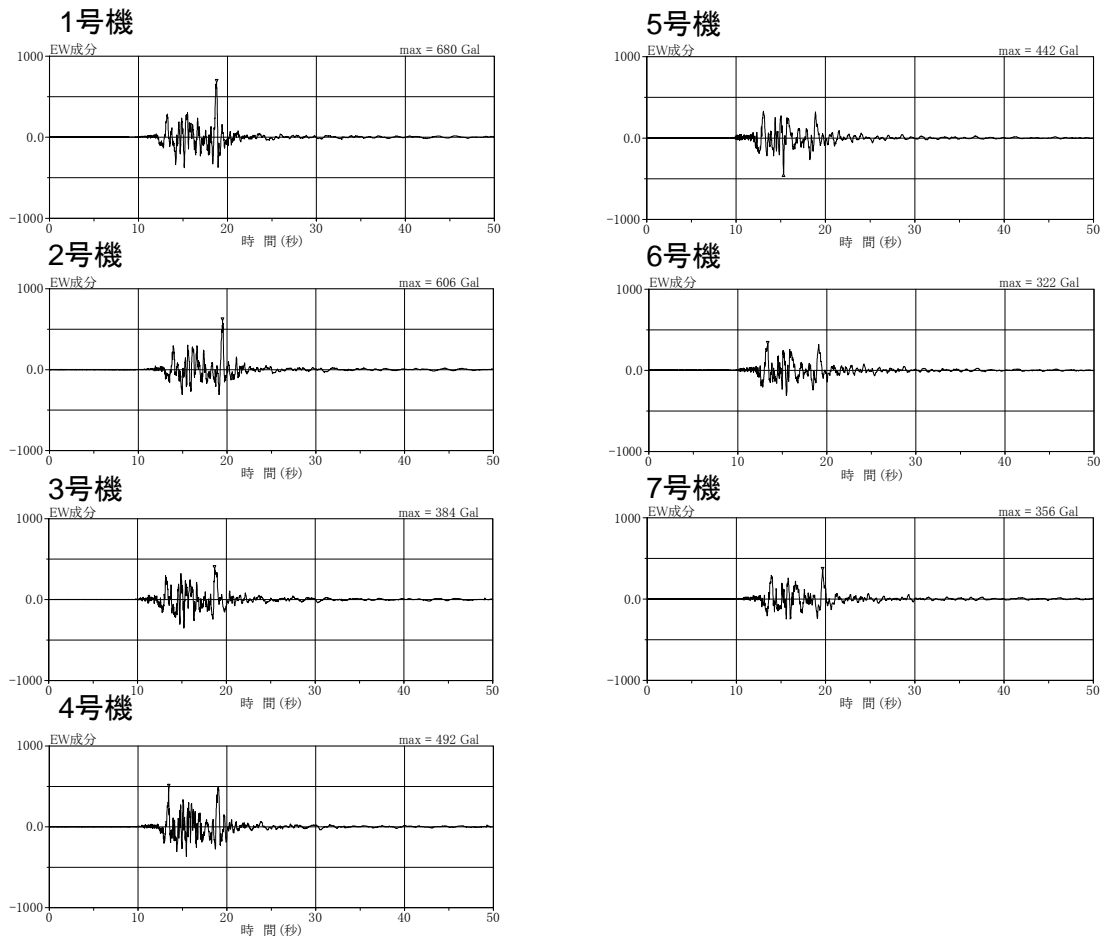


図-2.2.2：原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形（東西方向）

表-2.2.1：原子炉建屋基礎版上で観測された最大加速度と設計時の最大加速度応答値  
(単位：gal)

観測値		南北 <sup>注1)注2)</sup>		東西 <sup>注1)注2)</sup>		上下 <sup>注2)</sup>	
		観測	設計	観測	設計	観測	設計 <sup>注3)</sup>
1号機	最下階 (B5F)	311	274	680	273	408	(235)
2号機	最下階 (B5F)	304	167	606	167	282	(235)
3号機	最下階 (B5F)	308	192	384	193	311	(235)
4号機	最下階 (B5F)	310	193	492	194	337	(235)
5号機	最下階 (B4F)	277	249	442	254	205	(235)
6号機	最下階 (B3F)	271	263	322	263	488	(235)
7号機	最下階 (B3F)	267	263	356	263	355	(235)

注1) 静的水平地震力は、 $3C_i=0.48G$

注2) スクラム設定値：水平方向 120gal，上下方向 100 gal

注3) 上下方向については、( )内の値を静的設計で用いている。

### 2.3 6号機での観測結果

6号機原子炉建屋の地震計の配置を図-2.3.1に、基礎版上で観測された加速度時刻歴波形を図-2.3.2に示す。また、観測された記録に基づく加速度応答スペクトルを、設計時の基準地震動  $S_2$  に基づく床応答スペクトルと比較したものを図-2.3.3に示す。原子炉建屋基礎版上の最大加速度値は、設計時の基準地震動  $S_2$  による最大応答加速度 263gal に対し東西方向で 322gal であった。

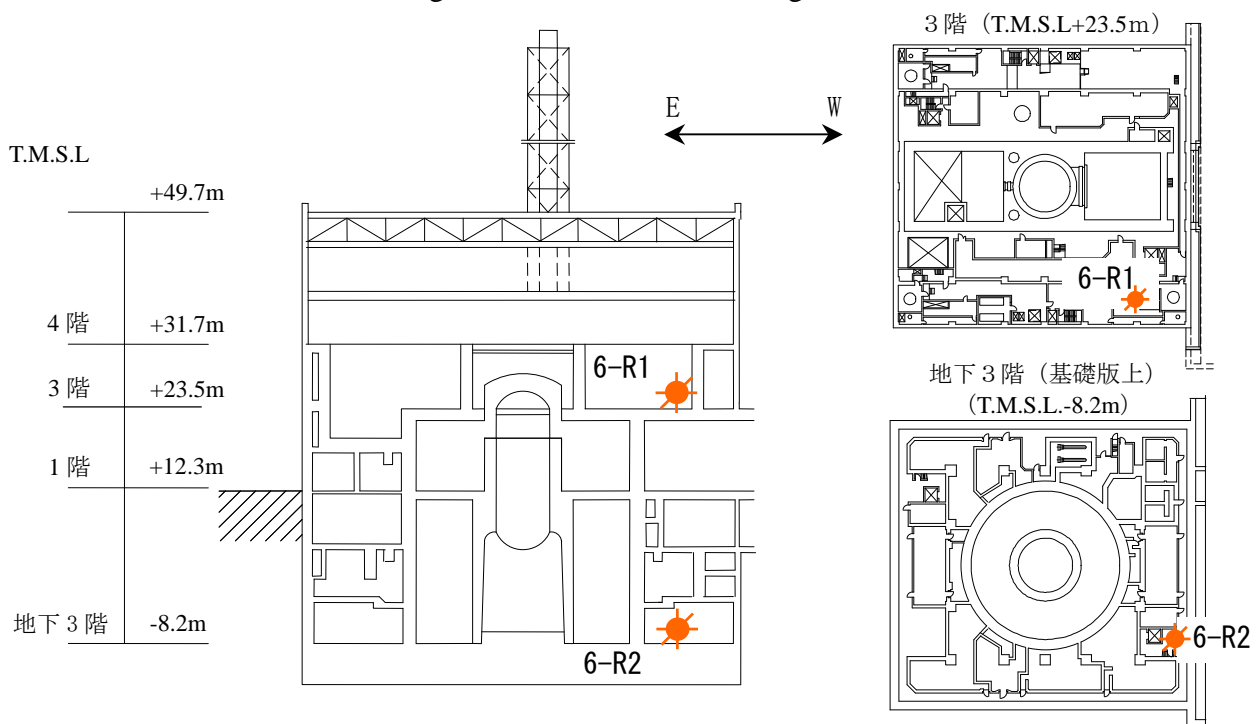


図-2.3.1：6号機原子炉建屋地震計配置図（赤星部）



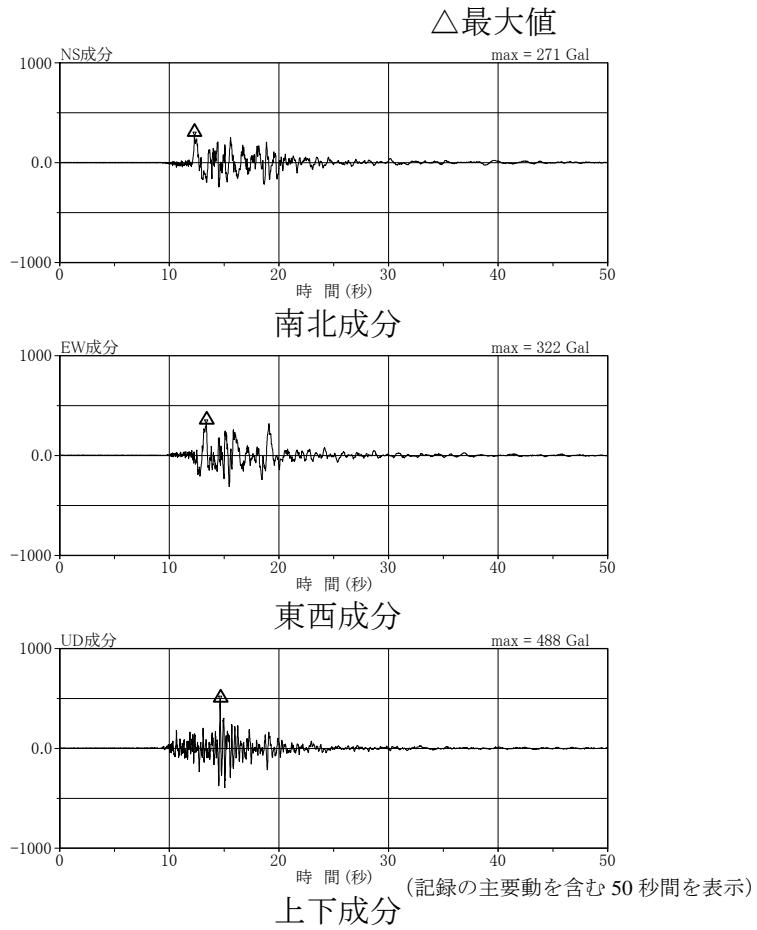


図-2.3.2 : 6号機 原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形 (6-R2)

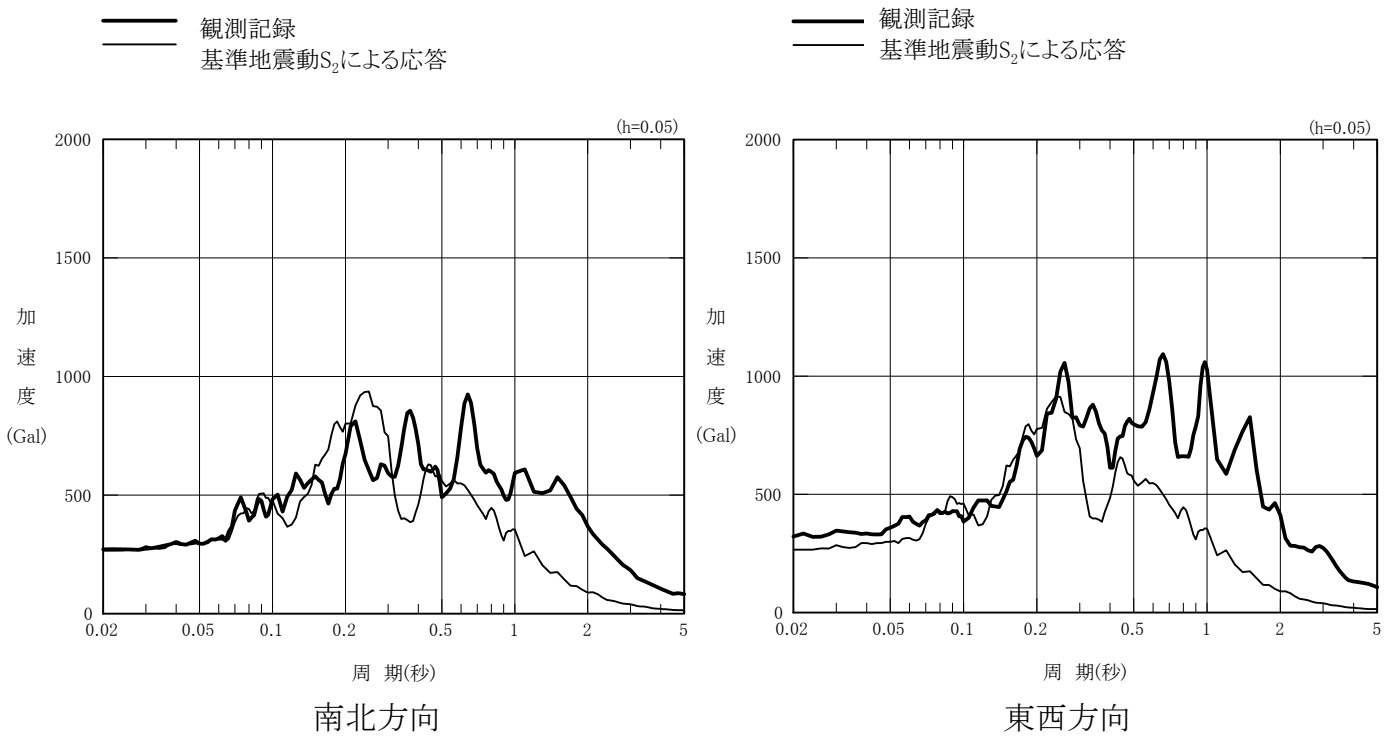


図-2.3.3 6号機 原子炉建屋基礎版上の加速度応答スペクトル (6-R2)

## 2.4 6号機の状況

地震発生当時、柏崎刈羽原子力発電所6号機は定期検査のため冷温停止中であつた。定期検査末期のため、燃料は炉心に装荷され、制御棒は全挿入していた。

また、タービン本体は組込みを完了させていた。プラントは、地震波が到達した後も冷温停止状態を維持していた。

### 3. 本報告書の概要

#### 3.1 本報告書の位置づけ

柏崎刈羽原子力発電所は設計基準地震動を上回る地震動を観測したため、設備の健全性を確認する目的で「点検・評価計画書」に基づき機器レベルでの点検・評価を実施してきた。

本報告書の位置づけは、

- 「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、概ね終了したと
- 予め計画する追加点検が概ね終了したこと
- 地震応答解析<sup>※1</sup>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である。

※1：平成20年9月26日に耐震・構造設計小委員会へ提示した「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わる点検・評価報告書（建物・構築物編）（案）」に記載の建屋応答解析により得られた建屋応答加速度を用いて評価を実施した。

#### 3.2 点検・評価に関する基本的な考え方

##### 3.2.1 機器レベルの点検・評価

点検・評価とは、設備点検、地震応答解析による評価および両者の結果を踏まえた設備健全性の総合評価をいう。

設備点検では各設備の特徴に応じて各設備が受けた地震による影響を点検・試験等によって確認し、地震応答解析では本地震の観測波に基づく各設備の解析的な評価を実施する。

設備点検は、各設備に共通的に実施する目視点検、作動試験等の基本点検および基本点検の結果や地震応答解析結果等に応じて実施する分解点検、非破壊試験等の追加点検からなる。

点検・評価に関しては、以下の基本的な考え方に従った（図-3.2.1 参照）。

- 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および地震応答解析により裕度が比較的少ないと判断された設備については追加点検を実施する。
- 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する。
- また、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する。
- 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行う。

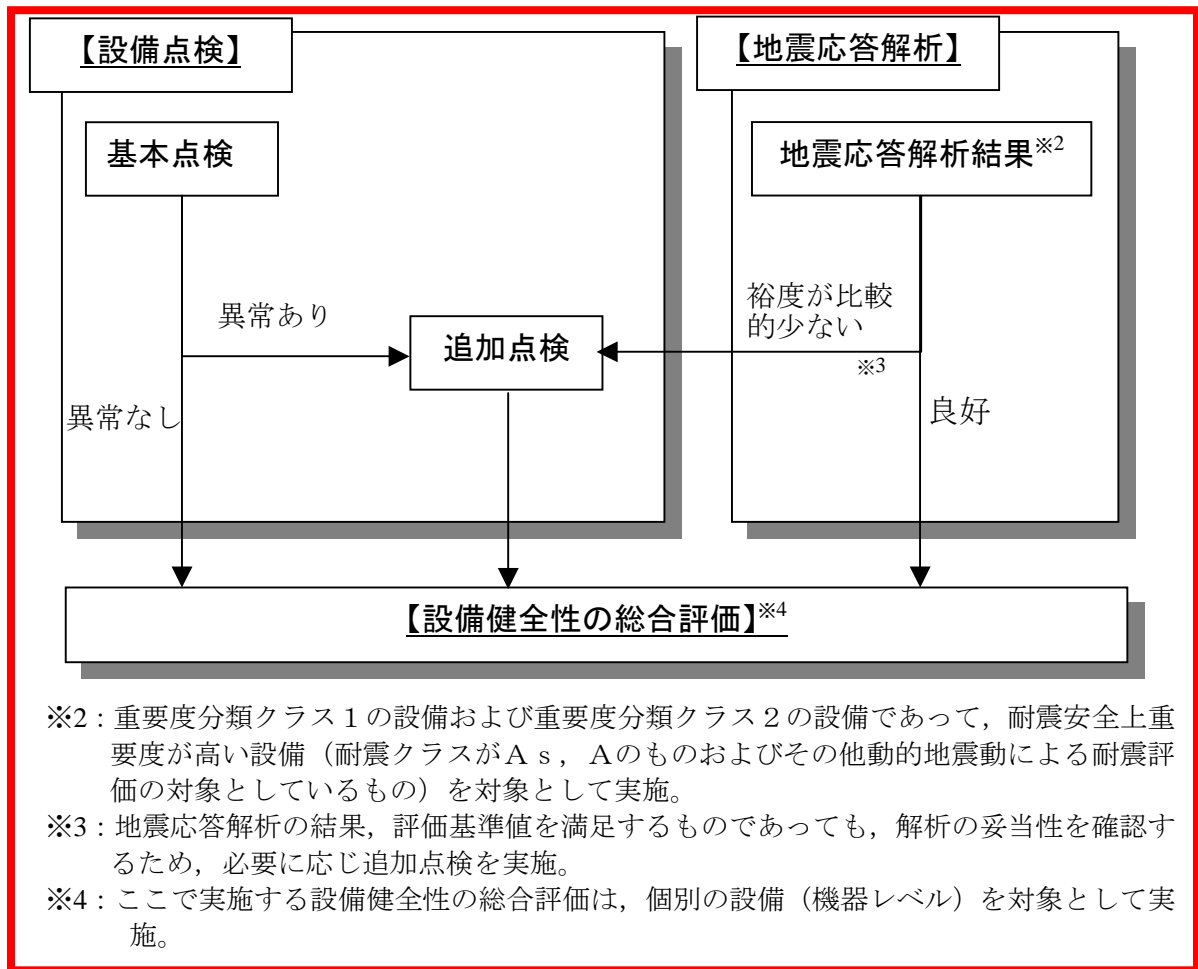
### 3.2.2 系統レベルの点検・評価

系統レベルの点検・評価とは、系統レベルの健全性を確認する試験（以下、「系統機能試験」という）および系統レベルの健全性の評価（以下、「系統健全性の評価」という）をいう。

系統機能試験では、系統の運転等によって、インターロック、警報の作動、弁の作動、系統流量等の状況を確認し、系統健全性の評価では、系統機能試験の結果から、系統全体の機能が正常に発揮されることを総合的に評価する。

なお、系統機能試験は、試験に係わる設備の健全性が、機器レベルの点検・評価によって確認された後に実施する（図-3.2.1 参照）。

## 機器レベルの点検・評価の範囲



赤太枠内が今回の報告範囲

## 系統レベルの点検・評価の範囲

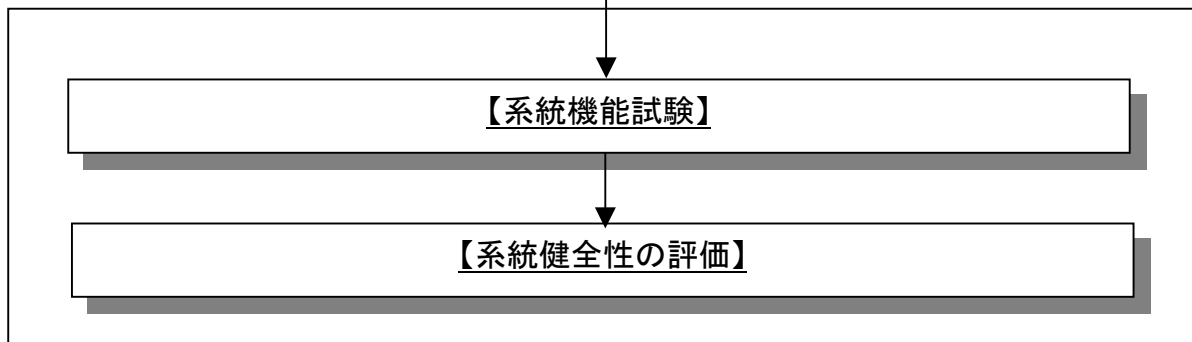


図-3.2.1 点検・評価の全体フロー

### 3.3 品質保証

品質保証活動は、保安規定において適用している「原子力発電所における安全のための品質保証規程」(JEAC4111-2003)に基づき行っている。

### 3.4 実施体制

点検・評価の主要な体制を図-3.4.1に、第三者による点検・評価の確認体制を図-3.4.2に示す。また、点検・評価に係る実施者の力量確認および各機種別の設備点検結果等について、発電所品質安全部門並びに社外機関が抜取確認を行っている。

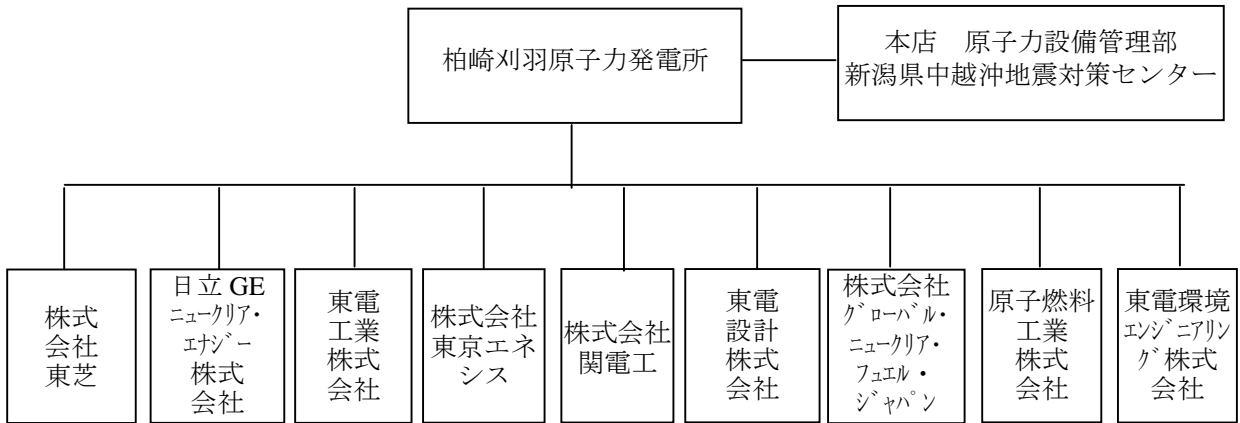


図-3.4.1 点検・評価体制

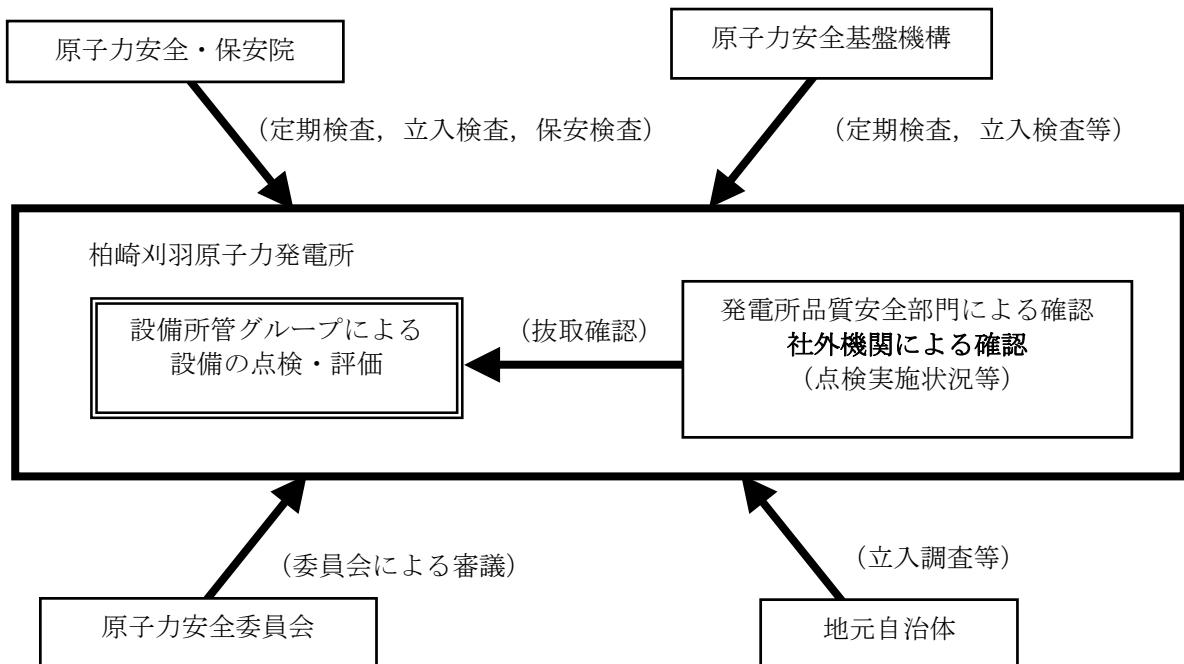


図-3.4.2 第三者による点検・評価の確認体制

## 4. 設備点検

### 4.1 対象設備

対象設備は、電気事業法に基づく事業用電気工作物の工事計画書本文に記載のあるすべての設備とした。耐震上考慮している支持構造物等については、工事計画書本文に記載がない場合も点検対象とした。廃棄設備等の他号機との共用設備に関しては、各設備の工事計画を申請している号機にて結果を報告する。

なお、必要に応じて、以下の考え方に基づき代表設備または代表部位を選定し、点検を実施した。（「4.4 各機種の設備点検結果」参照）

- 同一の設備が複数存在する場合は、地震応答の観点から、対象設備を選定する。
- 配管系のように類似設備が多数存在する場合は、設計時の余裕度（算出値と許容値の余裕度等）、仕様、使用条件等を考慮して対象設備を選定する。

### 4.2 点検方法の策定

#### 4.2.1 対象設備の分類

各設備の種類、設置方法等により地震時に想定される損傷の形態が異なることから、「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601)における機種分類を参考にして、対象設備を地震による機能・構造への影響が類似していると考えられる機種に分類した。（表-4.2.1 参照）

表-4.2.1 点検対象設備分類一覧

動的機器		静的機器	
1)	立形ポンプ	19)	原子炉圧力容器および付属機器
2)	横形ポンプ	20)	炉内構造物
3)	往復動式ポンプ	21)	配管
4)	ポンプ駆動用タービン	22)	燃料ラック類
5)	電動機	23)	熱交換器
6)	ファン	24)	復水器, 給水加熱器, 湿分分離加熱器
7)	冷凍機※ <sup>1</sup>	25)	プールライニング
8)	空気圧縮機	26)	変圧器
9)	弁	27)	蓄電池
10)	ダンパ※ <sup>1</sup>	28)	遮断器
11)	非常用ディーゼル発電機	29)	計器, 継電器, 調整器, 検出器, 変換器
12)	制御棒	30)	原子炉格納容器および付属機器
13)	制御棒駆動機構	31)	アキュムレータ
14)	主タービン	32)	ろ過脱塩器
15)	発電機	33)	ストレーナ/フィルタ
16)	インターナルポンプ	34)	空気抽出器
17)	燃料取替機	35)	除湿塔
18)	クレーン	36)	タンク
		37)	計装ラック
		38)	制御盤・電源盤
		39)	空調ダクト※ <sup>1</sup>
		40)	燃料体 (燃料集合体およびチャンネルボックス)
		41)	再結合装置
		42)	電気ヒータ
		43)	ボイラ
		44)	特殊フィルタ
		支持構造物等	
		45)	基礎ボルト
		46)	支持構造物

※1: 6号機 対象機器なし

#### 4.2.2 各機種別の点検方法

設備点検では、各設備が大きな地震動を受けたことに鑑み、本地震による各設備への影響を整理し、それに応じた点検方法を策定することが重要である。

すなわち、地震による設備の損傷形態を整理した上で、それぞれの損傷形態



に応じた点検方法を選定した。また、整理した損傷部位において、特に地震力による影響を受けやすいと考えられる箇所を「発生の可能性が高いと想定されるもの」とし、重点的に点検すべき箇所として明確にした。(添付資料1参照)

なお、具体的な設備の点検については、地震による設備への影響を整理した機種ごとの点検方法を参考に、要領書等を定めて実施している。

## (1) 動的機器

動的機器は、立形ポンプ、ファン等の機器がこれに該当し、回転機能および水力性能等が要求されている。

地震力によるこれら機能の喪失要因としては、各部材の損傷、変形が想定される。これらの損傷の検出には、外観による目視点検や作動試験が有効と考えられる。

- 基本点検：目視点検，作動試験，漏えい試験 等
- 追加点検：分解点検 等

なお、作動試験等の評価にあたっては、定期事業者検査等における作動試験の判定基準を用いて、評価を実施することを基本とするが、診断技術の活用<sup>※2</sup>、過去の作動試験時の記録（地震前データ）との比較も可能な範囲で実施することにより、地震による影響の有無を確認するとともに、機器の健全性を確認する。

※2：診断技術の活用にあたっては、「原子力発電所の設備診断に関する技術指針—回転機械振動診断技術」(JEAG4221-2007)を参考に振動診断（振動速度値の管理と異常な振動周波数の有無）を実施し、設備の状態を評価する。

## (2) 静的機器

静的機器には、配管、熱交換器等の機器がこれに該当し、内部に流体を保持する機器に対しては耐圧、強度等が要求されている。また、制御盤、電源盤、計器等の電気・計装設備に対しては電路の健全性等が要求されている。

地震力によるこれら機能の喪失要因としては、各部材の変形、割れ等の損傷が想定される。これらの損傷の検出には、外観による目視点検や漏えい試験等が有

効と考えられる。

- 基本点検：目視点検<sup>※3</sup>，漏えい試験，機能確認 等
- 追加点検：非破壊試験，分解点検 等

※3：目視点検が困難な箇所については，漏えい試験，機能試験において健全性を確認するか，代替試験等を実施することで健全性を確認する。

添付資料 5 に目視点検困難で代替試験を実施した箇所を示す。

### (3) 支持構造物等

各機器の支持構造物は，地震力による影響が特に大きいと考えられることから，機器本体とは別に損傷形態および点検方法について検討を行った。

耐震上考慮している支持構造物は，主に機器基礎部，支持脚，静的レストレイント，動的レストレイント等から構成され，これらには，機器の支持機能が要求されている。

地震力によるこれら機能の喪失要因としては，支持構造物本体の変形やコンクリート定着部の損傷（基礎ボルトの損傷，コンクリートの割れ）等が想定され，これらの検出には，変形や移動痕に対する目視点検等が有効と考えられる。

- 基本点検：目視点検<sup>※3</sup>，打診試験
- 追加点検：非破壊試験，低速走行試験 等

※3：目視点検が困難な箇所については，漏えい試験，機能試験において健全性を確認するか，代替試験等を実施することで健全性を確認する。

添付資料 5 に目視点検困難で代替試験を実施した箇所を示す。

機種ごとの具体的な点検方法については添付資料 1 に示す。

### 4.3 予め計画する追加点検

基本点検にて異常が確認された場合には追加点検を実施するが、これ以外にも知見拡充の目的およびプラント停止中は基本点検の実施が困難な設備について以下のとおり予め追加点検を計画し実施した。

【Ⅰ】基本点検と地震応答解析による評価により、十分に健全性の確認が可能であるものと考えられるが、機能上影響のない微細なきず等についても把握し、設備健全性の確保および知見拡充を行う目的で、予め計画する追加点検（以下「知見拡充のために実施する追加点検」という）を実施した。

- 一般的に地震力による影響が大きいと考えられる部位  
（配管，基礎部，支持構造物等を選定）
- 地震による相対変位の影響が大きいと考えられる部位  
（ノズル，建屋間貫通部等）
- 構造が複雑でかつ性能に対する地震力の影響が懸念される動的機器

【Ⅱ】プラント停止中は基本点検の実施が困難な設備について、予め計画する追加点検（分解点検）を実施し、プラント停止中において、健全性を事前に確認した（以下「基本点検を代替する追加点検」という）。

- 駆動源が蒸気である等の理由により、プラント停止中に作動試験の実施が困難な設備（ポンプ駆動用蒸気タービン等）
- 内包する流体が蒸気である等の理由により、プラント停止中に運転圧による漏えい確認ができない設備（主蒸気系配管，復水器等）

具体的な点検範囲とその理由については、「表-4.3.1 予め計画する追加点検範囲と実施理由」に、また具体的な対象設備については、「表-4.3.2 予め計画する追加点検対象機器一覧表」に記載する。

表-4.3.1 予め計画する追加点検範囲と実施理由

種 別	追加点検理由	予め計画する追加点検範囲
動的機器	【Ⅰ】基本点検での確認が困難な、機能上影響のない微細なきずおよび変形の有無を確認することにより、地震による影響をより精緻に確認し知見を拡充するため	機種および建屋ごとに代表 1 機器
	【Ⅱ】基本点検の実施が困難な機器に関して、健全性を事前に確認するため	駆動源が蒸気である等の理由により、作動試験が実施出来ない機器
配管	【Ⅰ】地震応答解析の結果、評価基準値 <sup>※4</sup> を下回る箇所に対しても異常が発生していないことを確認するため	地震応答解析の結果、他の箇所に比べて地震の影響が比較的大きい箇所
	【Ⅰ】地震によって相対変位が生じる可能性が高いと考えられる建屋間貫通部近傍において、配管に異常が発生していないことを確認するため	建屋間貫通部に施設される箇所
	【Ⅱ】基本点検の実施が困難な機器に関する健全性を事前に確認するため	内包する流体が蒸気である等の理由により、現時点で運転圧による漏えい確認ができない箇所
復水器等	【Ⅱ】基本点検の実施が困難な機器に関する健全性を事前に確認するため	内包する流体が蒸気である等の理由により、現時点で運転圧による漏えい確認ができない箇所
原子炉 圧力容器	【Ⅰ】地震によって相対変位が生じる可能性が高いと考えられる箇所（ノズル部）における異常が発生していないことを確認するため	ノズルセーフエンド
基礎部	【Ⅰ】地震力が直接伝搬される部分であり、基礎ボルトにおいて、塑性変形による伸びやせん断応力による緩み等の異常が発生していないことを確認するため	機種ごとに代表 1 機器および原子炉 建屋フロアごとに代表 1 機器
支持構造物等	【Ⅰ】一般的に地震による影響が大きいと考えられる支持構造物に異常が発生していないことを確認するため（配管系点検箇所と同様箇所）	建屋間貫通部に施設される配管近傍のサポート等
	【Ⅱ】基本点検の実施が困難な機器に関して、健全性を事前に確認するため	メカニカルスナバ

※4：構造強度評価の評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-補・1984，  
JEAG4601-1987，JEAG4601-1991 追補版」に規定される許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S における許容応力を基本とした。

表-4.3.2 予め計画する追加点検対象機器一覧表 (1/2)

種 別	点検方法	実施範囲
動的 機器	【Ⅰ】機種および建屋 ごとに代表1機器を選 出	分解点検  <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却海水系ポンプ</li> <li>ほう酸水注入系ポンプ</li> <li>燃料プール浄化系ポンプ</li> <li>非常用ガス処理系排風機</li> <li>主蒸気逃し安全弁</li> <li>非常用ディーゼル機関</li> </ul> <b>合計 55 機器</b>
	【Ⅱ】駆動源が蒸気で ある等の理由により、 作動試験が実施でき ない機器	分解点検  <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系ポンプ背圧 式蒸気タービン</li> <li>原子炉給水系ポンプ駆動用蒸気 タービン</li> </ul> <b>合計 13 機器</b>
		<b>合計 68 機器</b>
配管	【Ⅰ】地震応答解析の 結果、他の箇所によ り地震の影響が比較 的大きい箇所	詳細目視点検 (解析範囲で3カ所) 浸透探傷試験 (解析範囲で1カ所) 超音波探傷試験 <sup>※5</sup> (解析範囲で1カ所) 硬さ試験 <sup>※5</sup> (解析範囲で1カ所)  <ul style="list-style-type: none"> <li>不活性ガス系</li> <li>ほう酸水注入系</li> <li>原子炉冷却材浄化系</li> <li>非常用ガス処理系</li> <li>高圧炉心注水系</li> <li>残留熱除去系</li> </ul> 等 As, A クラス配管 <b>合計 12 系統</b> (※5 は代表を選定して実施)
	【Ⅰ】建屋間貫通部に 施設される箇所	詳細目視点検 浸透探傷試験  <ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気系</li> <li>復水給水系</li> <li>原子炉補機冷却系</li> <li>制御用空気圧縮系</li> <li>高電導度廃液系 等</li> </ul> <b>合計 563 箇所</b>
	【Ⅱ】内包する流体が 蒸気である等の理由 により、現時点で運転 圧による漏えい確認 ができない箇所	詳細目視点検  <ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気系</li> <li>原子炉隔離時冷却系</li> <li>抽気系</li> <li>補助蒸気系 等</li> </ul> <b>合計 8 系統</b>
復水器等	【Ⅰ】内包する流体が 蒸気である等の理由 により、現時点で運転 圧による漏えい確認 ができない箇所	分解点検  <ul style="list-style-type: none"> <li>復水器</li> <li>湿分分離加熱器</li> <li>第1～第6給水加熱器</li> <li>グラウンド蒸気復水器 等</li> </ul> <b>合計 40 箇所</b>

表-4.3.2 予め計画する追加点検対象機器一覧表 (2/2)

種 別	点検方法	実施範囲
原子炉 圧力容器	【Ⅰ】地震によって相 対変位が生じる可能 性が高いと考えられ る箇所（ノズルセーフ エンド）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉停止時冷却材出口ノズルセ -フェンド（N8）等</li> </ul> <p style="text-align: right;"><b>10箇所</b></p> <p style="text-align: right;">（※6は可能な範囲で実施） （※5は解析結果を踏まえて 代表を選定して実施）</p>
基礎部	【Ⅰ】機種ごとに代表 1機器および原子炉建 屋フロアごとに代表1 機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力容器（12本/120本）</li> <li>・ ほう酸水注入系貯蔵タンク （2本/20本）</li> <li>・ 主蒸気逃し安全弁逃し弁自動減圧 機能付アキュムレータ</li> <li>・ 燃料プール冷却浄化系ポンプ （2本/14本）</li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機（2本/10 本）</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器（2本/12 本） 等</li> </ul> <p style="text-align: right;"><b>代表機器基礎ボルトの約10%</b></p>
支持構造物等	【Ⅰ】建屋間貫通部に 施設される配管近傍 のサポート等 （配管に準ずる箇所）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 主蒸気系</li> <li>・ 純水補給水系</li> <li>・ 不活性ガス系</li> <li>・ 制御棒駆動水系 等</li> </ul> <p style="text-align: right;"><b>51箇所</b></p>
	【Ⅱ】地震応答解析の 結果、他の箇所に比べ て地震の影響が比較 的大きい箇所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ メカニカルスナバ</li> </ul> <p style="text-align: right;"><b>41台</b></p>

#### 4.4 各機種<sup>1)</sup>の設備点検結果

各機種<sup>1)</sup>の設備点検結果について、設備点検で異常が確認されたものを中心に、以下にその考察を行う。

なお、機器ごとの点検結果の詳細を添付資料 2 に示し、予め計画する追加点検の結果については添付資料 3 に示した。また、7) 冷凍機、10) ダンパ、39) 空調ダクトについては、6 号機点検・評価計画書の対象設備に含まれないため、本報告書の対象外とした。

また、支持構造物等の 45) 基礎ボルトならびに 46) 支持構造物についての点検については、各機種毎の点検方法（添付資料 1）と点検結果（添付資料 2）においては、設備分類の区別で示す。また、地震影響については機器単位でまとめていることから、総合評価（添付資料 4）ならびに設備点検により異常が確認された設備一覧表（表 4.4.2）と設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧（表 6.2.1）では、支持する設備（横型ポンプ、配管等）で評価を行う。

##### 4.4.1 設備点検の進捗状況

設備点検の進捗状況は、基本点検については全体の 90%（このうち原子炉安全上重要な機器については 86%）完了している（表-4.4.1 参照）。基本点検・追加点検が未完了の設備のうち系統機能試験に係わる設備については、系統機能試験前に必要な基本点検・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。

なお、現時点（12 月 2 日現在）で点検が完了していない設備は、以下の(1)、(2)、(3)の点検項目等に該当する設備である。

- (1) 燃料が炉内に装荷された状態で実施する作動、漏えい試験等（約 110 機器）
  - 原子炉圧力容器漏えい試験（運転圧）に関わる配管、弁等の設備
  - 核計装系・制御棒駆動系の設備
- (2) 主タービン復旧後でなければ実施できない作動、漏えい試験等（約 60 機器）
  - 給復水系のポンプ・配管・弁等の設備
- (3) 予め計画する追加点検の一部（約 20 機器）
  - 主蒸気系、給水系、抽気系等の配管設備

- 原子炉圧力容器ノズルセーフエンドの一部
- 配管支持構造物（メカニカルスナバ）の一部



表-4.4.1 設備点検の進捗状況 (下段は原子炉安全上重要な機器の状況)

項目	進捗状況	備考
基本点検の進捗	約 1380 / 1540 機器 約 540 / 620 機器	
目視点検※7	約 1540 / 1540 機器 約 620 / 620 機器	完了
作動試験・機能試験※8	約 1070 / 1150 機器 約 410 / 430 機器	
漏えい確認	約 580 / 720 機器 約 270 / 350 機器	
追加点検	約 160 / 190 機器	
基本点検において異常が確認された設備	約 20 / 20 機器 約 10 / 10 機器	完了
地震応答解析の結果、比較的裕度が少ないと判断された設備	約 1 / 1 機器	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)
予め計画する追加点検	約 150 / 170 機器 約 70 / 70 機器	

※7：目視点検が困難な箇所については、漏えい試験、機能試験において健全性を確認するか、代替試験等を実施することで健全性を確認した。

添付資料5に目視点検困難で代替試験を実施した箇所を示す。

※8：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、地震前直近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）

また、プラント起動時に定例試験を実施している弁に関しては、地震前に実施した定例試験の作動時間との比較を行い、大きい変化がないことを確認している。

## 設備点検の結果

これまでの設備点検（基本点検および追加点検）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した。（表-4.4.2 参照）

点検対象設備のうち、「異常あり（不適合）」と判定された機器は 83 機器であるが、このうち、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要な損傷は確認されていない。ここでは、主な点検結果について記載するが、これらの事象に対する地震による影響の有無，原因分析等の検討は、「6. 総合評価」において実施する。

### (4) 動的機器の追加点検

#### ① 機種および建屋ごとに代表機器を選定し実施した分解点検

機能上影響のない微細な傷等の有無を確認するため、念のためポンプ、弁、ファン等の分解点検を実施した結果、原子炉冷却材再循環ポンプMGセット用電動機、発電機において発電機軸受のオイルリングにねじれ量の許容値逸脱等<sup>\*9</sup>軽微な損傷は確認されたが、他の代表機器の固定子、回転子、羽根車、軸および軸受等の内部部位に地震影響による損傷は確認されなかった。

#### ② 駆動源が蒸気である等の理由で作動試験が実施できない機器の分解点検

作動試験が実施できない機器（主タービン等）については分解点検を実施した。主タービンの翼（動翼と静翼）、車軸に接触痕・傷等、発電機の軸受けメタルに欠陥等、地震の影響と思われる損傷等<sup>\*9</sup>を確認している。

※9：詳細については、表-4.4.2 参照のこと。また、主タービンについては添付資料 6-2-1 参照のこと。

### (5) 配管の追加点検

#### ① 他の箇所比べて地震の影響が比較的大きい箇所（地震応答解析の結果）

詳細な目視点検（維持規格 VT-1<sup>\*10</sup>相当）、外表面の浸透探傷試験および硬さ試験による塑性ひずみ測定を実施している。現在のところ異常は確認されていない。引き続き点検を実施する。硬さ試験による塑性ひずみ測定については、点検評価方法ならびにこれまでの詳細結果を添付資料 1 2 に示す。

※10：維持規格 VT-1：機器表面の磨耗，き裂，腐食，浸食等の強度に影響を与える

異常を検出するために行う試験。(眼から被験面までの距離は 600mm以下)  
発電用原子力設備規格 維持規格 2004 年版より抜粋

## ② 建屋間貫通部に施設される箇所

異なる建屋間を貫通する配管について、貫通部からそれぞれ第一支持構造物までの範囲の配管および支持構造物すべてに対し、保温材を取外した状態での目視点検(維持規格 VT-3<sup>※11</sup>相当)、溶接箇所における外表面の浸透探傷試験を実施した結果、異常は認められなかった。

※11：維持規格 VT-3：機器の変形、心合せ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締付部の緩み、部品の破損、脱落および機器表面における異常の検出するために行う試験。(眼から被験面までの距離は 1200mm以内)(直接目視試験の場合)  
発電用原子力設備規格 維持規格 2004 年版より抜粋

## ③ 内包する流体が蒸気である等の理由により、現時点で運転圧による漏えい確認が出来ない箇所

保温材を取外した状態での目視点検(維持規格 VT-3 相当)を実施している。現在のところ異常は確認されていない。引き続き点検を実施する。

## (6) 復水器等の追加点検

非破壊試験を実施した結果、復水器(c)内混合ドレン配管のサポート溶接部近傍に運転中の疲労によると考えられる損傷<sup>※12</sup>を確認した。

なお、復水器では基本点検において、地震影響によると思われる整流板の浮き上がり<sup>※12</sup>が確認されている。

※12：詳細については、表-4.4.2 参照のこと

## (7) 原子炉圧力容器の追加点検

相対変位が生じる可能性が高いと考えられるノズルセーフエンド9箇所について、詳細な目視点検(維持規格 VT-1 相当)および外表面の浸透探傷試験を実施し、異常のないことを確認した。

今後、原子炉停止時冷却材出口ノズルセーフエンド(N10A)について、点検を実施する。

## (8) 基礎部の追加点検

全ての基礎部について基本点検である目視点検・打診試験を実施した結果、基礎・グラウト部に微細なひびは確認されたものの、その他の異常は確認されなかった。（「4.4 各機種の設定点検結果」参照）

知見拡充のために実施する追加点検として、原子炉建屋の各階ごとおよび機種ごとに代表設備を選定し、基礎ボルトの締付トルク確認（以下「トルク確認」という）および超音波探傷試験（設備に応じて、トルク確認のみ実施）を実施した。追加点検においても異常は確認されなかった。

## (9) 支持構造物等の追加点検

### ① 建屋間貫通部に施設される配管近傍のサポート等

建屋間貫通部近傍第一支持構造物までの範囲内で、配管とラグの溶接部および支持構造物鋼材と金物溶接部に対し浸透探傷試験を実施した。その結果、き裂等の異常は確認されなかった。

### ② メカニカルスナバ

設計時の評価で比較的裕度の小さいメカニカルスナバについて、定格荷重ごとに代表を選定し低速走行試験を実施している。また、地震応答解析の結果、比較的裕度が小さいメカニカルスナバについても、低速走行試験をあわせて実施している。

これまでに内部ボールネジの固着したメカニカルスナバが3台確認された。分解点検の結果からこれらは地震の影響ではないと評価した。（添付資料 6-1-2 参照）引き続き点検を実施する。

## 4.4.2 回転機器の振動診断評価について

地震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、異常は確認されていない。また、地震前の測定結果と比較した結果、有意な変化は

確認されなかった。さらに、定期的に振動測定を実施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確認されていない。

表-4.4.2 設備点検により異常が確認された設備一覧表(1/13)

No	設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類分類	安全重要度	耐震重要度	基本点検				追加点検	
								基本点検	基本点検結果	考察	追加点検要否	追加点検	追加点検結果
1	廃棄物処理設備	液体廃棄物処理系 高電導度廃液系	高電導度廃液系 収集ポンプ	K13-C001A	横形ポンプ	クラス3	B	目視点検 機能確認 漏えい確認	目視:地震後のパトロールにおいて軸封部に 微量の漏えい跡が確認された。 機能:異常なし 漏えい:異常なし	漏えいは微量であり、地震発生時のみに地 震力がシャフトやシール面に加わったことに よる一時的な漏えいの跡であり、外観点検 及び機能確認(運転状態)では異常なく、同 様の不適合は発生していないことから構造 強度・機能維持に影響はないと判断した。 従って追加点検は不要とした。	否	-	-
2			高電導度廃液系 蒸留水ポンプ	K13-C002							否	-	-
3			高電導度廃液系 サンプリングポンプ	K13-C003A							否	-	-
4			高電導度廃液系 サンプリングポンプ	K13-C003B							否	-	-
5	計測制御系統設備	原子炉冷却材再 循環ポンプ電源 装置	原子炉冷却材再 循環ポンプMG セット(A)	C81-C002A	電動機	クラス3	C	目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:永久磁石発電機(C81-C008A)出力 ケーブル用フレキシブルチューブの被覆に亀 裂を発見した。 作動:未実施 漏えい:未実施	永久磁石発電機出カケーブル用フレキシブル チューブの被覆亀裂箇所は、本格点検時 に養生が繰り返される部分であり、原因が 経年劣化と判断できることから、追加点検 は不要である。なお、予め計画する追加点 検として分解点検を実施した。	-	分解点検 (予め計画する 追加点検)	・分解点検において、発電機用軸 受オイルリングのねじれ量が許 容値を逸脱していた。 許容値が0.3mmに対し、発電機 (電動機側、機内側):0.50mm、 発電機(励磁機側、機内側): 0.65mm、発電機(励磁機側、機 外側):0.55mm ・ロータバー-緩み検査において電 動機の19本(全104本)の緩み を確認した。またその内の1本は 緩みが大きな状態であった。
6			原子炉冷却材再 循環ポンプMG セット(B)	C81-C002B							目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:電動機反フライホイール側軸受の排油 配管サポートに軽微な変形が確認された。 作動:未実施 漏えい:未実施	サポート取付部、配管および他の同様のサポ ートに変形等の異常は確認されないことか ら、変形はメンテナンス上の締め過ぎによ るものと推定されることから追加点検は不 要と判断した。
7	補助ボイラ	補助ボイラに付属 する給水設備	給水ポンプ電動 機	P62-C001D		ノンクラス	C	目視点検	目視:電動機ファン側下部の床面に微量の 油溜まりを確認した。 作動:異常なし 漏えい:異常なし	電動機本体の目視点検の結果、油のにじ み等は確認されなかった。作動試験を実施 した結果、電動機に異常は確認されなかつ た。以上から、追加点検は不要と判断した。	否	-	-

表-4.4.2 設備点検により異常が確認された設備一覧表(2/13)

No	設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類分類	安全 重要度	耐震 重要度	基本点検				追加点検	
								基本点検	基本点検結果	考察	追加点検 要否	追加点検	追加点検結果
8	原子炉冷却系統 設備	低圧ドレンポンプ	低圧ドレンポンプ	N22-C002A	電動機 (基礎ボルト)	クラス3	B	目視点検 打診点検	目視:地震後のパトロールにおいて基礎部(グラウト部)にひび割れを確認した。 打診:異常なし	電動機本体脚部据付用基礎架台間の空間モルタル部に微小ひびを確認したが、グラウト部であり構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であって、剥落に至るようなひびの形状ではない。現状の目視点検や打診試験の結果によって、地震による影響評価が可能であるため、追加点検不要とした。	否	-	-
N22-C002B				目視:地震後のパトロールにおいて基礎部(グラウト部)にひび割れを確認した。 打診:異常なし					電動機本体脚部据付用基礎架台間の空間モルタル部に微小ひびを確認したが、グラウト部であり構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であって、剥落に至るようなひびの形状ではない。現状の目視点検や打診試験の結果によって、地震による影響評価が可能であるため、追加点検不要とした。	否	-	-	
N22-C002C				目視:地震後のパトロールにおいて基礎部(グラウト部)にひび割れを確認した。 打診:異常なし					電動機本体脚部据付用基礎架台間の空間モルタル部に微小ひびを確認したが、グラウト部であり構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であって、剥落に至るようなひびの形状ではない。現状の目視点検や打診試験の結果によって、地震による影響評価が可能であるため、追加点検不要とした。	否	-	-	
11	放射線管理設備	換気空調系	原子炉区域・タービン区域送風機	U41-C101A	ファン (基礎ボルト)	クラス3	C	目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:基礎部(グラウト部)に軽微なひび割れを確認した。 作動:異常なし 漏えい:異常なし	地震後のパトロールにより基礎部(グラウト部)にひび割れを確認した。ひび割れの状況は微細であり、剥離、剥落に至るようなひびの形状ではないため、追加点検は不要とした。	否	-	-
12				U41-C101B									
13				U41-C101C									
14				U41-C101D									
15			サービス建屋ホットラボ送風機	U41-C702A	目視点検 機能確認 漏えい確認	目視:地震後のパトロールにおいて基礎・グラウト部にひび割れを確認した。 機能確認:異常なし 漏えい確認:異常なし	目視点検の結果、微細なひび割れを確認した。ひび割れによる損傷の程度を確認するため、念のため基礎ボルトについては超音波探傷検査等の追加点検を実施した。	要	目視確認 超音波探傷検査	基礎ボルトの目視確認、超音波探傷検査を実施し、異常のないことを確認した。			
16				U41-C702B									
17			廃棄物処理建屋送風機	U41-C901A	目視点検 機能確認 漏えい確認	目視:地震後のパトロールにおいて基礎・グラウト部にひび割れを確認した。 機能確認:異常なし 漏えい確認:異常なし	目視点検の結果、微細なひび割れを確認した。ひび割れによる損傷の程度を確認するため、念のため基礎ボルトについては超音波探傷検査等の追加点検を実施した。	要	目視確認 超音波探傷検査	基礎ボルトの目視確認、超音波探傷検査を実施し、異常のないことを確認した。			
18				U41-C901B									

表-4.4.2 設備点検により異常が確認された設備一覧表(3/13)

No	設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類分類	安全重要度	耐震重要度	基本点検				追加点検	
								基本点検	基本点検結果	考察	追加点検要否	追加点検	追加点検結果
19	原子炉格納施設	不活性ガス系	主要弁	T31-F001	弁	クラス1	As	目視点検 作動試験	目視:異常なし 漏えい:未実施 作動試験:駆動部上部パッキン箱よりエアリークを確認した。	原因究明のため分解点検が必要と判断し、追加点検として、駆動部上部パッキン箱の分解点検を実施した。	要	分解点検	駆動部上部パッキン箱の分解点検を実施した結果、ロッドパッキン溝部にグリスの混入を確認した。他に異常は認められなかった。
20	原子炉冷却系統設備	原子炉隔離時冷却系	主要弁	E51-F039		クラス1	As	目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:異常なし 作動:異常なし 漏えい:弁間漏えい試験において許容値を超えるシート漏えいが確認された。	原因究明のため分解点検が必要と判断し、追加点検(分解点検)を実施した。	要	分解点検	・目視によりシート面にスラッジの付着等が確認された。 ・弁体弁座について、変形や損傷等の異常のないことを確認した。
21	蒸気タービン設備	減圧装置	グランド蒸気減圧弁	N33-F002		クラス3	B	目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:異常なし 作動:弁駆動部より異音がするのを確認した。 漏えい:未実施	原因究明のため分解点検が必要と判断し、弁本体及び駆動部の追加点検(分解点検)を実施した。	要	分解点検	駆動部、弁各部において、変形や損傷等異常は確認されなかった。
22	補助ボイラ	減圧装置	所内温水系バックアップ熱交換器入口減圧弁	P61-F202		クラス3	C	目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:異常なし 漏えい:グランド部より微量な熱水の漏えいを確認した。 作動:異常なし	グランドパッキンの異常である可能性が高いことから、追加点検(分解点検)を実施した。	要	分解点検	・分解点検を実施した結果、グランドパッキンの経年劣化が確認された。 ・その他グランド部漏えいに関係する異常は認められなかった。
23	廃棄設備	液体廃棄物処理系	主要弁	K11-F003		クラス1	As	目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:異常なし 作動:異常なし 漏えい:弁間漏えい試験において許容値を超えるシート漏えいが確認された。	原因究明のため分解点検が必要と判断し、追加点検(分解点検)を実施した。	要	分解点検	・目視によりシート面にスラッジの付着等が確認された。 ・弁体弁座について、変形や損傷等の異常のないことを確認した。
24				K11-F004									



表-4.4.2 設備点検により異常が確認された設備一覧表(4/13)

No	設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類分類	安全重要度	耐震重要度	基本点検				追加点検		
								基本点検	基本点検結果	考察	追加点検要否	追加点検	追加点検結果	
25				R43-C001A				目視点検 動作確認 漏えい確認	目視:当直員の日常パトロールにおいて燃料噴射ポンプの入口配管フランジより燃料油のじみを確認した。 機能確認:異常なし 漏えい確認:異常なし	漏えい箇所のパッキンに割れが認められた。当該部位は未だ点検時期に達していないため建設時に取付けたパッキンが使用されている箇所であったことから、原因は建設時の施工不良と推定し追加点検は不要と判断した。	否	-	-	
				目視:地震後のパトロールにおいて基礎・グラウト部にひび割れを確認した。 機能確認:異常なし 漏えい確認:異常なし					基礎コンクリート部の点検結果から、構造ワーキングにて評価されている1mmの開口幅を持つひび割れは確認されていない。また、基礎ボルトから発生するコン状破壊が想定される箇所にひび割れは確認されなかった。 現状の目視点検の結果によって地震による影響評価が可能であるため追加点検は不要とした。	否	-	-		
26	非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電設備	ディーゼル機関 ディーゼル発電機	R43-C001B	非常用ディーゼル発電機 (基礎ボルト舎)	クラス1	As	目視点検 動作確認 漏えい確認	目視:地震後のパトロールにおいて発電機ブラシカバー用ホルダーのバックルに変形を確認した。 作動:異常なし 漏えい:異常なし	閉鎖の繰り返し原因のバックルの変形であるため、追加点検は不要とした。	否	-	-	
				目視:地震後のパトロールにおいて基礎・グラウト部にひび割れを確認した。 機能確認:異常なし 漏えい確認:異常なし					基礎コンクリート部の点検結果から、構造ワーキングにて評価されている1mmの開口幅を持つひび割れは確認されていない。また、基礎ボルトから発生するコン状破壊が想定される箇所にひび割れは確認されなかった。 現状の目視点検の結果によって地震による影響評価が可能であるため追加点検は不要とした。	否	-	-		
27				R43-C001C				目視点検 動作確認 漏えい確認	目視:非常用ディーゼル発電機(C)発電機軸受けの排油側配管にあるフランジ部から、油の滲みを見つけた。 作動:異常なし 漏えい:異常なし	原因究明のため分解点検が必要と判断し、追加点検(分解点検)を実施した。	要	分解点検		当該フランジ部を分解した結果、取付不良によるOリングの損傷が確認された。
				目視:地震後のパトロールにおいて基礎・グラウト部にひび割れを確認した。 機能確認:異常なし 漏えい確認:異常なし					基礎コンクリート部の点検結果から、構造ワーキングにて評価されている1mmの開口幅を持つひび割れは確認されていない。また、基礎ボルトから発生するコン状破壊が想定される箇所にひび割れは確認されなかった。 現状の目視点検の結果によって地震による影響評価が可能であるため追加点検は不要とした。	否	-	-		

表-4.4.2 設備点検により異常が確認された設備一覧表(5/13)

No	設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類分類	安全重要度	耐震重要度	基本点検				追加点検	
								基本点検	基本点検結果	考察	追加点検要否	追加点検	追加点検結果
28	非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電設備	空気だめ	R43-A004A-1	非常用ディーゼル発電機 (基礎ボルト含)	クラス1	As	目視点検 漏えい確認	目視:異常なし 漏えい確認:当直員の日常パトロールにより当該タンクの圧力降下が他のタンクに比べて早いことを確認した。漏えい箇所を調査した結果、始動弁フランジ部より微少な漏えいを確認した。	始動弁フランジ部より微少な漏えいを確認した。原因はパッキンの経年劣化と推定された。 従って、追加点検は不要とした。	否	-	-
29				R43-A004B-1					目視:異常なし 漏えい確認:当直員の日常パトロールにおいて当該タンクの圧力降下が他のタンクに比べて早いことを確認した。漏えい確認の結果、空気圧縮機出口のフランジより漏えいを確認した。	空気圧縮機出口のフランジからの漏えいを確認した。原因はパッキンの経年劣化と推定された。 従って、追加点検は不要とした。	否	-	-
30	計測制御系統設備	制御棒駆動機構		C12-D005 (26-43)	制御棒駆動機構	クラス1	As	目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:異常なし 作動:2体(ロケーションNo.26-43, 38-43) 地震直後の燃料移動時に引き抜き不良が確認された。 漏えい:未実施	作動確認にてスクラムによる高圧水の通水を行ったところ、スムーズに引抜完了したため、クラッド等の一時的な干渉による動作不良であると判断したが、原因を特定するため、念のため追加点検(分解点検)を実施した。	要	分解点検	内部部品である中空ピストン、バッファスリーブ、ガイドチューブ、ボールナットに損傷・変形の無いことを確認した。
31				C12-D005 (38-43)					目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:異常なし 作動:1体(ロケーションNo.18-19)においてアンカップリング事象が確認された。 漏えい:未実施	原因究明のため分解点検が必要と判断し、追加点検(分解点検)を実施した。	要	分解点検
32		制御材駆動装置	C12-D005 (18-19)	目視点検 作動試験 漏えい確認				目視:異常なし 作動:異常なし 漏えい:スクラム弁(ロケーションNo.:06-31/22-31)のリークテストにてシート漏えいが確認された。	スクラム弁(ロケーションNo.:06-31/22-31)については、原因究明のため、分解点検を実施した。なお、予め計画する追加点検でも分解を計画していた。 (予め計画する追加点検として、原子炉建屋の配置を考慮し、東西各エリア4体ずつ(合計8体)分解点検を実施。)	要	分解点検	スクラム弁(ロケーションNo.:06-31/22-31)の分解点検を実施した結果、弁棒シート部に腐食、弁座シート部に欠損部が確認された。	
33		制御棒駆動系	水圧制御ユニット(スクラム弁)	C12-D004-126				目視点検 作動試験 漏えい確認	スクラム弁(ロケーションNo.:06-31/22-31)については、原因究明のため、分解点検を実施した。なお、予め計画する追加点検でも分解を計画していた。 (予め計画する追加点検として、原子炉建屋の配置を考慮し、東西各エリア4体ずつ(合計8体)分解点検を実施。)	要	分解点検	スクラム弁(ロケーションNo.:06-31/22-31)の分解点検を実施した結果、弁棒シート部に腐食、弁座シート部に欠損部が確認された。	

表-4.4.2 設備点検により異常が確認された設備一覧表(6/13)

No	設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類分類	安全重要度	耐震重要度	基本点検				追加点検					
								基本点検	基本点検結果	考察	追加点検要否	追加点検	追加点検結果				
34	蒸気タービン設備	蒸気タービン	高压タービン	N31-C001	主タービン	クラス3	B	目視点検	目視:地震の荷重を直接受け持つ中間軸受台基礎部コンクリート(グラウト部)に割れが確認された。	基礎部の割れ状況記録をもとに影響評価を実施した結果、当該部はグラウトの乾燥収縮によるひび割れ及び剥落であり、地震によるものではないことから、追加点検は不要とした。	否	-	-				
35			目視点検	目視:軸受の油切りにロータとの接触による損傷及び接触の痕等が確認された。					原因究明のため分解点検が必要と判断し、追加点検(分解点検)を実施した。また、駆動源が蒸気のため予め計画する追加点検を実施した。	要	分解点検 非破壊試験 (予め計画する追加点検)	・翼(動翼と静翼)及び車軸の接触の痕・傷を確認した。 ・中間軸受台キーの変形、オイルシールリングの割れ等を確認した。 (7号機で確認された事象と同様)					
36			目視点検	低圧タービン				N31-C002A	N31-C002B	N31-C002C	要	目視点検	目視:軸受の油切りにロータとの接触による損傷及び接触の痕等が確認された。	原因究明のため分解点検が必要と判断し、追加点検(分解点検)を実施した。また、駆動源が蒸気のため予め計画する追加点検を実施した。	要	分解点検 非破壊試験 (予め計画する追加点検)	・翼(動翼と静翼)及び車軸の接触の痕・傷を確認した。 ・低圧タービン第14段から第16段まで磁粉指示模様を確認した。(第14段:137枚/912枚、第16段:5枚/780枚)
37																	
38	電気設備	発電機	主発電機本体	-	発電機	クラス3	C	-	目視点検は追加点検(分解点検)にて実施した。	-	-	分解点検 (予め計画する追加点検)	※1:軸受メタルに回転子シャフトとの接触キズを確認した。また、浸透探傷検査にて部分的な欠陥を確認した。 ※2:ブラシホルダ廻りの構成品と回転子コレクタ廻りとの接触、界磁回路接続ボルト緩み・ロッカ-部のノックピンの変形等が確認された。 ※3:センターキーの変形、アライメントキーの傷、アライメント調整座取付ボルトの緩み、ライナー飛び出し、発電機据付ボルトワッシャーずれを確認した。				
39			燃料取替機	F15-E001	燃料取替機	クラス2	B	目視点検 作動試験	目視:給電レールが変形していることを確認した。※1 地震後に「制御系異常」警報が確認された。※2 作動:異常なし	※1 仮置中のウェルシールドプラグが地震によって移動し、燃料取替機給電レールに干渉した事により当該レールが変形したことは明らかであることから、追加点検は不要とした。 ※2 「制御系異常」警報は、基本点検結果に異常がなかったことから、地震により燃料取替機台車が揺れたために発生したものと推定されたため、追加点検は不要とした。	否	-	-				

表-4.4.2 設備点検により異常が確認された設備一覧表(7/13)

No	設備区分 (1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類分類	安全 重要度	耐震 重要度	基本点検				追加点検	
								基本点検	基本点検結果	考察	追加点検 要否	追加点検	追加点検結果
40	燃料設備	燃料取扱装置	原子炉建屋クレーン	U31-E001	クレーン	クラス2	B	目視点検 作動試験	目視: 走行伝動用継手(ユニバーサルジョイントのクロスピン)に破損が確認された。カーター側面に設置の15tホストリミットスイッチ用レバーに軽微な曲がり確認された。走行用架線(クレーン作動電源供給用部品)に多少の曲がり確認された。 作動: 異常なし。	走行伝動用継手(ユニバーサルジョイント)については破損の状況把握及び原因究明のため追加点検(分解点検)を行なった。15tホストリミットスイッチ用レバーの軽微な曲がりについてはストライカーとの接触によるものであり、レバーの交換により対応できることから追加点検は行わないこととした。また走行用架線(クレーン作動電源供給用部品)の曲がりについては機能上問題が無く、建設当初の据付時からのものと考えられることから追加点検は不要とした。	要	分解点検 作動試験	・走行伝動用継手(ユニバーサルジョイント)4箇所のうち3箇所(北側駆動輪側、南側駆動輪側、南側電動機側)に破損を確認した。 ・取外後、グリスを除去して確認した結果、腐食痕、有意な傷、異物の噛み込み痕は確認されなかった。

表-4.4.2 設備点検により異常が確認された設備一覧表(8/13)

No	設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類分類	安全重要度	耐震重要度	基本点検				追加点検	
								基本点検	基本点検結果	考察	追加点検要否	追加点検	追加点検結果
41	蒸気タービン設備	主蒸気系	主管1 (メカニカルスナツバ)	SNM-MS-T033-1	配管 (配管支持構造物)	クラス2	B	目視点検	目視:異常なし	基本点検では異常が確認されなかった。 なお、予め計画する追加点検(低速走行試験)を実施した。	-	低速走行試験 (予め計画する追加点検)  分解点検	予め計画する追加点検として、低速走行試験を実施した結果、メカニカルスナツバ3台にスティック(固着)が確認された。 工場にて分解点検を実施した結果、ボルトネジの固着が確認されたが、地震によると考えられる破損は確認されなかった。
42				SNM-MS-T033-3									
43			主管2 (メカニカルスナツバ)	SNM-MS-T034-1									
44			主管 (レストレント)	RE-MS-T011									
45	給水加熱器ドレンベント系	給水加熱器ドレンベント系の管 (オイルスナツバ)	SNO-HV-T105	配管 (配管支持構造物)	クラス3	B	目視点検	目視:給水加熱器ベント系オイルスナツバのタンバックルに曲がり確認された。	地震による影響が明確なことから、追加点検は不要とした。	-	否	-	-
46			SNO-HV-T107										
47			SNO-HV-T109										
48			SNO-HV-T186										

表-4.4.2 設備点検により異常が確認された設備一覧表(9/13)

No	設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類分類	安全重要度	耐震重要度	基本点検				追加点検	
								基本点検	基本点検結果	考察	追加点検要否	追加点検	追加点検結果
49	補助ボイラ	補助ボイラに付属する管	主配管	-	配管	クラス3	C	目視点検 漏えい確認	目視:異常なし 漏えい:弁P61-TCV-F207付近の配管より蒸気の漏えいを確認した。	蒸気漏洩の原因究明のため追加点検として保温材を外し非破壊点検を実施した。	要	非破壊試験	分解点検の結果、P61-F207弁出口側レデュサ溶接部周辺に漏えい痕、滲みならびに浸透探傷試験で指示模様を確認された。
50	蒸気タービン設備	復水器	復水器	N61-B001A	復水器, 給水加熱器, 湿分離加熱器	クラス3	B	目視点検 漏えい	目視:水室フランジ部に漏えい痕、海側水室フランジ蓋パッキンにはみ出し・千切れ及び、水室フランジ部ボルト・ナットのズレ跡を確認した。また、伸縮継手コーナー部の整流板に浮き上り及び変形を確認した。 漏えい:未実施	基本点検にて確認された水室フランジ部の漏えい痕、海側水室フランジ蓋パッキンのはみ出し・千切れ、水室フランジ部ボルト・ナットのズレが確認されたが、ズレにさびが確認される等、経年劣化によるものと判断できることから追加点検は不要と判断した。また、整流板の浮き上がり及び変形については、地震の揺れにより整流板と下部ホルダーが接触し発生した事象と推定される為追加点検は不要と判断した。ただし、内部流体が蒸気のため、予め計画する追加点検として非破壊検査等実施した。	-	分解点検 非破壊検査 (予め計画する追加点検)	各部に損傷等確認されなかった。
51				N61-B001B									各部に損傷等確認されなかった。
52				N61-B001C									非破壊検査にて、復水器(C)内混合ドレン配管のサボト溶接部近傍に損傷を確認した。損傷部について更に追加点検として破面観察を行なった結果地震の影響ではなく疲労による損傷であることを確認した。
53	蒸気タービンに附属する熱交換器	湿分離加熱器	N35-B001A	N35-B001B	目視点検	異常なし	-	分解点検 非破壊試験 (予め計画する追加点検)	基本点検では異常はないが、蒸気が発生しなければ漏えい確認ができないことから追加点検として非破壊試験、分解点検を実施した。	浸透探傷試験の結果、溶接部に指示模様を確認された。			
54									浸透探傷試験の結果、溶接部に指示模様を確認された。				
55	原子炉冷却系統設備	給復水系	第1給水加熱器	N21-B001A	復水器, 給水加熱器, 湿分離加熱器 (基礎ボルト)	クラス3	B	目視点検 打診点検	目視:地震後のパトロールにおいて第1給水加熱器(A)基礎・グラウト部にき裂が確認された。 打診:異常なし	地震後のパトロールにより基礎部(グラウト部)にひび割れを確認した。ひび割れの状況は微細であり、剥離、剥落に至るようなひびの形状ではないため、追加点検は不要とした。なお、基礎ボルトについて、予め計画する追加点検として、トルク確認等実施した。	-	目視点検 トルク確認 非破壊検査 (予め計画する追加点検)	基礎ボルトの目視確認、トルク確認及び非破壊検査を実施し、異常のないことを確認した。

表-4.4.2 設備点検により異常が確認された設備一覧表(10/13)

No	設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類分類	安全重要度	耐震重要度	基本点検				追加点検	
								基本点検	基本点検結果	考察	追加点検要否	追加点検	追加点検結果
56	電気設備	主変圧器	主変圧器 (中性点接地舎)	S11-MTR	変圧器	クラス3	C	-	-	目視点検は追加点検(分解点検)にて実施した。	-	分解点検 (予め計画する追加点検)	主変圧器放圧装置より油漏れを確認した。 ・工場内部点検にて、巻線部の絶縁物の一部にズレが確認された。
57		低起動変圧器	低起動変圧器	S12-LSTR-6SB				目視点検 機能確認	目視:低起動変圧器放圧装置より油漏れを確認した。	地震の影響により放圧装置が動作したため油漏れが確認された。機器保護のための動作であり機器の損傷ではない。 従って、追加点検は不要とした。	否	-	-
58		所内変圧器	所内変圧器	R11-HTR-6A				-	-	目視点検は追加点検(分解点検)にて実施した。	-	分解点検 (予め計画する追加点検)	・工場内部点検にて、巻線部の絶縁物の一部にズレが確認された。
59				R11-HTR-6B				-	-	-	-	-	
60		変圧器	補助ボイラ用変圧器	P62-J004C	ノンクラス			目視点検 機能確認	目視:本体下部に発錆を確認した。 機能:異常なし	変圧器下部板の肉厚測定で強度上問題ない厚さが残っていることを確認した。経年劣化により本体下部に発錆したものがあることから、追加点検は不要とした。	否	-	-
									目視:油面計指示の固着を確認した。 機能:異常なし	地震の前で指示に著しい変化はなく、また計器に外観上の損傷もないことから経年劣化によるものと考えられるが、地震の影響を完全には否定できないと判断した。漏油や油面の変動は確認されておらず、計器単品の故障であるため追加点検は不要とした。	否	-	-
61		低起動変圧器 (保護継電装置の種類)	低起動変圧器温度 高検出装置 (警報用)	26DA	計器	クラス3	C	目視点検 機能確認	目視:異常無し 機能:接点動作不良が確認された。	経年劣化により温度指示計のカムとマイクロスイッチとのクリアランスが増加し接点の動作不良に至ったと判断される。 従って、追加点検は不要とした。	否	-	-

表-4.4.2 設備点検により異常が確認された設備一覧表(11/13)

No	設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類分類	安全重要度	耐震重要度	基本点検				追加点検		
								基本点検	基本点検結果	考察	追加点検要否	追加点検	追加点検結果	
62	計測制御系統設備	起動領域モニタ	起動領域モニタ	C51-Z801G	計器	クラス1	A	目視点検 機能確認 漏えい確認	目視:信号ケーブルのコネクタにゆるみが確認された。 機能:未実施 漏えい確認:未実施	過去の点検における取り外し・取付に伴う経年劣化が原因のコネクタのゆるみであることから追加点検は不要とした。	否	-	-	
63		出力領域モニタ	平均出力領域モニタ(検出器)	C51-LPRM (対象:36-37A/60-45C)		クラス1	A	目視点検 機能確認 漏えい確認	目視:局部出力領域モニタ検出器信号コネクタ2個(ケーブル側)にゆるみが確認された。(対象はロケーションNo.36-37A/60-45C) 機能:異常なし(ロケーションNo.36-37A/60-45Cの検出器を除く) 漏えい:未実施	過去の点検における取り外し・取付に伴う経年劣化が原因のコネクタのゆるみであることから追加点検は不要とした。	否	-	-	
64	放射線管理設備	プロセスモニタリング設備	格納容器(D/W)内雰囲気放射線モニタ	D23-RE005A	検出器	クラス2	A	目視点検 機能確認	目視:格納容器内雰囲気放射線モニタ検出器(ドライウェル)のコネクタ部目視点検において、高圧電源用コネクタの芯線抜けを確認した。 機能:検出器、モニタについては異常なし(当該コネクタ部除く)	検出器、モニタの機能は正常であり問題なかった。 コネクタについては過去の点検における取り外し・取付に伴う経年劣化が原因であることから追加点検は不要とした。	否	-	-	
65				D23-RE005B		クラス2	A	目視点検 機能確認	目視:格納容器内雰囲気放射線モニタ検出器(ドライウェル)のコネクタ部目視点検において、高圧電源用コネクタの芯線抜けを確認した。 機能:検出器、モニタについては異常なし(当該コネクタ部除く)	検出器、モニタの機能は正常であり問題なかった。 コネクタについては過去の点検における取り外し・取付に伴う経年劣化が原因であることから追加点検は不要とした。	否	-	-	
66				排気筒放射線モニタ(IC)		D11-RE043B	クラス3	C	目視点検 機能確認	目視:検出器の信号用コネクタピン(プリアンプ側)に芯線抜けを確認した。 機能:検出器、モニタについては異常なし(当該コネクタ部除く)	検出器の機能として直線性確認、線源校正については異常なかった。コネクタについては過去の点検における取り外し・取付に伴う経年劣化が原因であることから追加点検は不要とした。	否	-	-
67				気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ		D11-RE111A	ノンクラス	C	目視点検 機能確認	目視:異常なし 機能:気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタの検出器の校正機能の確認を実施したところ、校正回路における模擬信号の上昇時間が他の検出器と比べて長い状態であった。	当該モニタの直線性、線源校正等の機能には異常なかった。当該検出器内部の校正回路のみの故障と推定し、追加点検を実施した。	要	検出器校正回路点検	検出器校正回路を点検した結果、回路の校正パルスを生成している素子の故障を確認した。
68				エリアモニタリング設備(原子炉建屋放射線モニタ)		R/B 3F 南東側エリア	D21-RE008	クラス3	C	目視点検 機能確認	目視:異常なし 機能:エリアモニタ検出器の校正機能の確認を実施したところ、校正回路における模擬信号の上昇時間が他の検出器と比べて長い状態であった。	当該モニタの直線性、線源校正等の機能には異常なかった。校正信号の上昇時間が長い事象については、他の検出器においても確認されていることから、制御回路の経年的な故障であり、地震の影響によるものではないと判断した。検出器については交換を実施し問題ないことを確認した。	要	検出器校正回路点検
69	エリアモニタリング設備(原子炉建屋放射線モニタ)	R/B 2F 南東側エリア	D21-RE010	クラス3	C	目視点検 機能確認	目視:異常なし 機能:エリアモニタ検出器の校正機能の確認を実施したところ、校正回路における模擬信号の上昇時間が他の検出器と比べて長い状態であった。	当該モニタの直線性、線源校正等の機能には異常なかった。校正信号の上昇時間が長い事象については、他の検出器においても確認されていることから、制御回路の経年的な故障であり、地震の影響によるものではないと判断した。検出器については交換を実施し問題ないことを確認した。	否	-	-			



表-4.4.2 設備点検により異常が確認された設備一覧表(12/13)

No	設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類分類	安全重要度	耐震重要度	基本点検				追加点検	
								基本点検	基本点検結果	考察	追加点検要否	追加点検	追加点検結果
70	電気設備	非常用ディーゼル発電機用6.9KV遮断機(保護継電装置の種類)	発電機比率差動	R43-87DC	継電器	クラス1	As	目視点検機能確認	目視:異常なし 機能:ディーゼル発電機(C)比率作動継電器の最小動作値の管理値逸脱を確認した。	当該継電器内部の可変抵抗器が経年劣化により増加したことが原因で、当該抵抗を新品と交換して動作試験を実施したところ管理値内で動作することを確認したため、追加点検は不要とした。	否	-	-
71	計測制御系統設備	計装用圧縮空気系	計装用圧縮空気系除湿装置除湿塔	P52-A004	除湿塔	クラス3	C	目視点検漏えい確認	目視:異常なし 漏えい試験のため起動した際、「除湿塔出口圧力 低」警報が発生し、トリップする事象が発生した。	原因は、付属する弁の異物噛み込みであったことから、当該弁の点検を実施し、再度漏えい試験を行い異常の無いこと確認した。従って追加点検は不要とした。	否	-	-
72		安全保護系	安全保護系盤	H11-661-4	制御盤、電源盤	クラス1	As	目視点検機能確認	目視:異常なし 機能:制御装置のエラログ採取のために、H11-P661-4 ユニット内の基板に保守ツールを接続したが、インターフェース不良によりエラーログ採取が出来なかった。	使用した保守ツール及びケーブルについては異常はなかった。 警報が発生していないこと及び当該制御基板前面LED表示及びFD表示より、制御装置は正常に動作していることを確認した。以上より保守ツールのインターフェース部の故障と推定し、追加点検を実施した。	要	基板点検	基板の点検を実施した結果、インターフェース用部品の故障を確認した。
73		圧力制御	主タービンEHC盤	H12-P685		クラス3	C	目視点検機能確認	目視:主タービンEHC盤の内扉開放用ストッパーが盤外に落ちていたため取付けようとしたところ、ストッパーが収納出来なかった。ストッパーを確認したところ、変形が確認された。 機能:異常なし	地震発生時に扉が開放中であったためストッパーが変形したものである。制御盤筐体及び内扉の開閉に異常はなかった。 以上より追加点検は不要とした。	否	-	-
74		原子炉冷却材再循環ポンプ電源装置	原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置(F)	C81-P002F		クラス3	C	目視点検機能確認	目視:異常なし 機能:アイソレータの単体試験にて判定基準逸脱が確認された。	地震前に他号機のアイソレータで同様の事象が確認されていることから、地震の影響ではなく部品単品の経年にもなう不適と考えられたため、追加点検は不要とした。	否	-	-
75	その他の発電装置	蓄電池及び充電器	直流250V充電器盤	R42-P007		クラス3	C	目視点検機能確認	目視:継電器取り付けフックの破損が確認された。 機能:異常なし	同一電源盤に取り付けられている他の継電器のフックに異常は見られなかった。また、同様の事象は過去に他の継電器でも確認されていることより、フックの破損は地震発生前からのものと考えられるため、追加点検は不要とした。	否	-	-
76			直流125V充電器盤 6C	R42-P002C	クラス1	As	目視点検機能確認	目視:異常なし 機能:動作確認試験にて過電流継電器に動作不良を確認した。	同一電源盤に取り付けられている他の継電器に異常は見られず、過去に他号機の同型継電器でも動作不良による交換を行っているため、地震により発生したものではなく経年劣化が原因と考えられたことから、追加点検は不要とした。	否	-	-	
77			直流125V充電器盤 6D	R42-P002D	クラス1	As	目視点検機能確認	目視:異常なし 機能:電流計の誤差の管理値逸脱が確認された。	電流計の誤差率の管理値逸脱は過去にも発生しており、経年劣化によるものと考えられる。 以上から追加点検不要と判断した。	否	-	-	
78			直流125V充電器盤 6C・6D予備	R42-P011	クラス3	As	目視点検機能確認	目視:異常なし 機能:動作確認試験にて過電流継電器に動作不良を確認した。	同一電源盤に取り付けられている他の継電器に異常は見られず、過去に他号機の同型継電器でも動作不良による交換を行っているため、地震により発生したものではなく経年劣化が原因と考えられたことから、追加点検は不要とした。	否	-	-	

表-4.4.2 設備点検により異常が確認された設備一覧表(13/13)

No	設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類分類	安全重要度	耐震重要度	基本点検				追加点検	
								基本点検	基本点検結果	考察	追加点検要否	追加点検	追加点検結果
79	電気設備	所内母線負荷用6.9kV遮断器	6.9kV メタクラ6A-1	M/C6A-1	制御盤、電源盤	クラス3	C	目視点検 機能確認	目視:5Bユニット真空遮断器のシャフト支えブッシュのずれを確認した。 機能:異常なし	原因は劣化によりシャフトとブッシュ間の摺動性が低下したこと、またブッシュとメインシャフト支え間の寸法公差が許容値内ではあるが少なかつたことにより、開閉動作を繰返すうちにシャフト支えブッシュがズレたものと推定される。従って、追加点検は不要とした。	否	-	-
80		変圧器	補助ボイラ(4C)電気盤	H21-P472C		ノンクラス	C	目視点検	目視:盤扉ストッパー金具等が変形し、扉が開まらない事を確認した。 機能:異常なし	盤扉ストッパー金具等の変形であり盤の機能に影響がなかったことから、追加点検は不要とした。	否	-	-
81	その他の発電装置	バイタル交流電源設備	バイタル交流電源装置	R46-P002B		クラス1	As	目視点検 機能確認	目視:地震後のパトロールにおいて盤内に吊り下げられていた乾燥剤の袋が破れ内容物の一部が盤内に散乱してのを確認した。 機能確認:異常なし	乾燥剤の袋が、地震の影響により制御盤内の機器と接触し破れたものと思われる。清掃して機能確認を実施したところ異常はなく、機能への影響はなかったことから追加点検は不要とした。	否	-	-
82	補助ボイラ	補助ボイラ(4C)	胴	P62-D001C	ボイラ	クラス3	C	目視点検 機能確認 漏えい確認	目視:水面計ユニオン部より漏えい跡を、フット閉閉機グラント部からの蒸気リークを、缶体側給水ラインフランジ部からのリークをそれぞれ確認した。※1 機能確認:給水量計の動作に異常が確認された。※2 漏えい確認:異常なし	※1グラントパッキン、フランジガスケット等の経年劣化による漏えいであると判断した。 ※2給水量計不具合により機能確認異常が確認された。地震後の運転は異常なく、今回起動時に生じたことから地震の影響ではないと考えられる。 従って、追加点検は不要とした。	否	-	-
83	放射線管理設備	非常用ガス処理系	主管管3(非常用ガス処理系フィルタ装置)	T22-D002	特殊フィルタ	クラス1	A	目視点検 機能確認 機能試験 漏えい確認	目視:フィルタ-装置内部底面に、軽微な発錆及び塗装の剥離を確認した。 機能確認:異常なし 漏えい確認:異常なし	地震の影響ではなく塗膜の部分的な劣化による錆の発生であることから、追加点検は不要とした。	否	-	-
								目視:端子箱取付ボルトの一部に緩みが認められた。 作動・機能:異常なし 漏えい確認:異常なし	ボルトに伸び等の異常が認められないこと及び端子箱に損傷がないことから地震の影響によるものではなく、締め付け不良と推定されることから追加点検は不要とした。	否	-	-	

## 経年劣化事象の考慮

### 4.4.3 配管減肉

#### (1) 目的

配管減肉は、配管材料と内部流体との化学的作用による腐食要因および機械的作用による浸食要因との相互作用によって発生・進展する経年劣化事象であり、地震荷重（外荷重）によってその発生・進展が助長されるものではないが、配管減肉が顕在化した配管系に過大な地震荷重が作用した場合には、構造強度への影響が考えられる。

耐震安全上重要な配管系は、内部流体の湿り度が低い系統（主蒸気系）、酸素注入により減肉の発生を抑制している系統（給水系）、通常運転時は「待機」である系統（非常用炉心冷却系）等により構成されており、減肉が顕著に進行する可能性は低いと考えられているが、6号機における同配管系の配管肉厚測定実績の充実の観点も含め、サンプル箇所を選定して配管板厚測定を実施し、顕著な減肉が確認された場合は構造強度への影響について検討を行うこととした。なお、6号機の同配管系については、前回の定期検査（第7回定期検査）における測定実績があることから、これら実績についても減肉傾向有無の判断材料として使用することとした。

#### (2) 配管板厚測定の概要

##### ① サンプル箇所の選定

サンプル箇所の選定にあたっては、減肉形態として流れ加速型腐食（FAC）に着目し、下記の観点から対象系統および測定箇所を選定した。

- 鋼種（炭素鋼製配管を対象）
- 内部流体（水単相、蒸気単相または気液二相の範囲を対象）
- 通常運転状態（「待機」を除く）
- 偏流部要素（エルボ、ティ、レジューサ等）の代表性
- 作業性（放射線量等）

対象系統には、通常の配管減肉管理では管理対象外としている系統も含めることとし、主蒸気系、給水系および残留熱除去系の配管系よりサンプル箇

所を選定した。(添付資料 13 図 1-1～4-1 参照)

## ② 測定方法

配管減肉管理に関する社内指針に基づき、偏流部要素およびその下流部に、配管口径に応じた測定ポイント（周方向，流れ方向）を設定し（添付資料 1 3 図 5 参照），日本工業規格 JIS Z 2355「超音波パルス反射法による厚さ測定方法」に準拠して超音波厚み計により配管板厚を測定した。

なお，測定要員は，日本非破壊検査協会規格 NDIS 0601「非破壊検査技術者技量認定規程」，日本工業規格 JIS Z 2305「非破壊試験－技術者の資格及び認証」に基づき認定，認証されている者，またはこれらと同等以上の技術レベルを有する者により行うことを要件としている。

## ③ 測定結果の評価

配管減肉管理に関する社内指針においては，配管板厚測定値を，技術基準上の必要最小厚さ，詳細測定判定基準厚さ<sup>※15</sup>と比較評価するとともに，余寿命<sup>※16</sup>を算出し，次回測定時期または配管取替時期を決定することとしている。今回の調査においては，製作時からの減肉の進行状況を確認する目的から，製作寸法（製作公差内でのばらつき，開先加工<sup>※17</sup>の影響）を考慮した評価を加えることとした。（添付資料 1 3 図 6 参照）

### (3) 配管板厚測定結果

第7回定期検査における測定実績及び今回測定を行った各測定箇所における配管板厚測定結果を表 1 に示す。

いずれの測定ポイントにおいても必要最小板厚及び詳細測定判定基準厚さを十分満足していることを確認した。また，公称板厚を若干下回る測定値が得られた測定ポイントが見られたが，いずれも製作時の寸法精度内であり，顕著な減肉が進行していると判断される箇所は確認されなかった。

上記より，新潟県中越沖地震による配管構造強度への影響については，これまで実施している地震応答解析の結果をもって代表されるものとする。

※15：NISA 文書「原子力発電所の配管減肉管理に対する要求事項について（平成 17 年 2

月 18 日)」に示される，減肉の進展状況把握のための「詳細測定」実施の判定厚さ  
判定基準厚さ＝必要最小厚さ＋（管の製造上の最小厚さ－必要最小厚さ）×2/3

※16：測定厚さから必要最小厚さに至るまでの時間を減肉率に基づき算出

※17：配管を溶接接合するために配管端部に施す加工であり，一般的に，配管溶接部近傍には一般部に比して薄肉の範囲が存在する

#### 4.4.4 粒界型応力腐食割れ（IGSCC）

IGSCC 発生の可能性がある炉内構造物については，通常の保全プログラムに基づき発生・進展について管理を行っており，6号機の至近の点検では炉心シュラウド等にIGSCCは確認されていない。なお，今回の設備点検においてもIGSCCのひび等は確認されていない。

以上より，6号機においては，地震発生時点においてIGSCCが顕在化しておらないと判断できることから，地震による設備の構造強度等への影響は考慮不要とした。

#### 4.5 6号機以外で確認された不適合事象に関する点検の状況

6号機以外で確認された主な不適合事象のうち、「点検・評価計画書」対象設備に関する不適合事象は8件であった。

このうち、水平展開を図るべき事象は1件（変圧器関連の不適合）であった。6号機における現在までの水平展開の実施および検討の結果は、以下のとおりである。

##### 4.5.1 所内変圧器 3B火災（3号機）、励磁変圧器基礎部のズレ・電源母線ダクトのズレ（1～3号機）、主変圧器基礎部のズレ（2号機）、所内変圧器基礎部のズレ・電源母線ダクトのズレ（1号機）（変圧器関連 6件）

地震発生直後、3号機所内変圧器で火災が発生した。原因は、所内変圧器の基礎と電源母線ダクトの基礎の不等沈下に伴い、落下したダクトと接続端子が接触したことにより発生した短絡・地絡電流による火花が、変圧器から漏れ出た絶縁油に引火したものと考えられる。また、1～3号機の励磁変圧器、主変圧器、所内変圧器においては、基礎部のずれ、電源母線ダクトのズレが確認された。

6号機については、変圧器基礎及び電源母線ダクト基礎は同一の人工岩盤上に設置しているため、変圧器・ダクト間のズレは発生しない。

なお、基礎の対策以外に漏油防止対策として、変圧器と電源母線との取合部の変位吸収量増加と電源母線の接続位置変更、短絡・地絡防止対策として、電源母線ダクト内面の絶縁強化を実施した。

## 4.6 力量管理

点検実施者の力量管理については、下記の方法により目視点検要員延べ2327人、非破壊試験（目視点検を除く）要員延べ493人について、力量が要件を満たしていることを確認した。

### 4.6.1 目視点検要員の力量確認

基本点検のうち、目視点検に従事する者については、以下の項目を確認した。

- 日本非破壊検査協会規格 NDIS 3413「非破壊試験技術者の視力及び色覚の試験方法」にて準用される日本工業規格 JIS Z2305「非破壊試験一技術者の資格及び認証」にて非破壊試験員に要求される近方視力の確認が行われていること。
- 当該設備または機器点検の経験年数が3年以上であること。経験年数が3年未満の場合は、目視点検に関する教育を行い、結果を報告されていること。
- 「各機器について想定される損傷および損傷に対する点検方法」を確認した者が従事していること。

加えて、地震によって影響を受け破損しやすい箇所等については、必要に応じ設計者に意見を求めることが可能な体制を整えていること。

### 4.6.2 非破壊試験（目視点検を除く）要員の力量確認

放射線透過試験，超音波探傷試験，磁粉探傷試験，浸透探傷試験，渦流探傷試験など資格を必要とする非破壊試験を実施する場合には、原則として日本工業規格 JIS Z2305 に定める NDT レベル 2 以上もしくは(社)日本非破壊検査協会認定資格 NDI 2 種以上の資格を有する者またはその者が所属する社内認定制度の NDT レベル 2 以上もしくは NDI 2 種相当以上の資格を有する者がこれにあたっていることを確認した。

## 5. 地震応答解析について

### 5.1 解析評価方針

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）について構造強度評価および動的機能維持評価を実施した。

なお、評価にあたり、下記の観点から解析対象設備を選定した。

- 同一の設備が複数存在する場合は、据付床の床応答等を考慮して解析対象設備を選定した。
- 配管系のように類似設備が多数存在する場合は、設計時の余裕度（算出値と許容値の余裕度等）、仕様、使用条件等を考慮して解析対象設備を選定した。

具体的には、表-5.1 に示す主要設備に属するポンプ、タービン、容器、熱交換器等の機器、配管系、および電気計装設備である。

また、耐震クラスがBの設備のうち、燃料取替機および原子炉建屋クレーンは、その破損がAs, Aクラス設備に波及的破損を生じさせるおそれがあるため評価を実施した。

炉内に装荷されている燃料体のうち、燃料集合体の耐震クラスはノンクラスであるが、崩壊熱除去可能な形状の維持の観点から、燃料被覆管に対する評価を行うことが適切であるため、燃料集合体については評価を実施した。



## 5.2 解析評価方法

### 5.2.1 地震応答解析の概要

新潟県中越沖地震（以下「本地震」という。）に対する設備の地震応答解析は、本地震時に観測した水平方向および上下方向の地震記録を用いた動的解析によることを基本とし、機器・配管系の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で応答解析を行い、その結果求められた応力値、または応答加速度をもとに評価した。

原子炉建屋内の大型機器である原子炉格納容器、原子炉圧力容器および炉内構造物等の評価にあたっては、水平地震動と上下地震動による建屋・機器連成応答解析を行った。また、それ以外の機器・配管系の評価については、当該設備の据付床の水平方向および上下方向それぞれの床応答を用いた応答解析等を行った。水平地震動と上下地震動の応答結果の組合せについては二乗和平方根（SRSS）等により行う。（表-5.2 参照）

構造強度評価に際しては、設備の評価部位として、地震力の影響が大きいと考えられる部位（固定部等）、設計時の評価にて余裕度の小さい部位（許容値に対して算出値が厳しい部位）を選定した。

動的機能維持評価に際しては、地震時に動的機能が要求される動的機器を選定した。また、選定した動的機器の据付床における応答加速度と機能確認済加速度との比較を基本として動的機能維持評価を行った。

#### (1) 地震応答解析に用いる建屋応答加速度

##### ①原子炉建屋応答加速度

本地震が観測された階(3階:TMSL+23.5mおよび基礎版上:TMSL-8.2m(TMSL:東京湾平均海面))については観測記録を用い、それ以外の階については、観測記録をもとに建屋応答解析で算出された建屋応答加速度を用いた。建屋応答加速度は、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会（以下「耐震・構造設計小委員会」という。）にて審議された値を用いた。

なお、設計時の床応答スペクトルの作成においては、建屋の地震応答の不確かさ（地盤物性、建屋剛性、地盤ばね定数の算出式および減衰定数、模擬地震

波の位相特性等)を考慮して拡幅が行われるが、本評価では、観測記録、または観測記録にもとづく建屋応答解析による応答加速度を用いるため拡幅は行わない。(表-5.2 参照)

原子炉建屋各階の床応答スペクトルの例(減衰定数 1%)を図-5.1(1)~図-5.1(16)に示す。

## ②タービン建屋およびコントロール建屋の応答加速度

タービン建屋およびコントロール建屋(コントロール建屋は7号機と共用)に設置される設備については、平成20年9月26日に耐震・構造設計小委員会へ提示した「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・評価報告書(建物・構築物編)(案)」に記載の建屋応答解析により得られた建屋応答加速度を用いて評価を実施した。

タービン建屋各階の床応答スペクトルの例(減衰定数 1%)を図-5.2(1)~図-5.2(10)に示す。タービン建屋のモデルは多軸であるため、同じフロアの多数の応答解析結果を包絡して設備評価用の床応答スペクトルを作成した。

また、コントロール建屋の最大床加速度を表-5.5に示す。(コントロール建屋の設備についてはすべて剛であるため床応答スペクトルを用いない)

6号機原子炉建屋、タービン建屋およびコントロール建屋の配置図を図-5.3に示す。

## (2) 建屋・機器連成応答解析モデル

原子炉建屋内の大型機器(原子炉圧力容器、原子炉格納容器および炉内構造物等)は、建屋から各点で支持されているため、建屋と連成した解析モデルにより本地震による地震応答解析を時刻歴応答解析で実施する。解析は水平方向および上下方向について実施した。建屋・機器連成応答解析モデルを図-5.4に示す(水平方向についてはNS方向を例示)。これらのモデルのうち建屋側については設計時から一部見直しが考慮されており、耐震・構造設計小委員会にて審議されている。(表-5.2 参照)

### (3) 地震応答解析に用いる減衰定数

機器・配管系の地震応答解析に用いる減衰定数を表-5.3 および表-5.4 に示す。原則として「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に規定された値を用いたが、既往の試験・検討等で妥当性が確認された値も評価に用いた。(表-5.2 参照)

## 5.2.2 構造強度評価の方法

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（スペクトルモーダル解析法等）を実施することを基本とした。また、余裕度（評価基準値<sup>※1</sup>に対する算出値の余裕度）の大きな設備については、簡易評価（応答倍率法等）の結果を算出値とした。評価の手順を図-5.5 に示す。

なお、疲労による影響が比較的大きいと考えられる設備については、構造強度評価にあわせて疲労評価も実施した。

※1：下記 (C) 参照

### (1) 簡易評価（応答倍率法による評価）

大型機器である原子炉格納容器，原子炉圧力容器および炉内構造物等については、本地震にもとづく地震力（加速度，せん断力，モーメント，軸力）と設計時における地震力との比を求め，設計時の応力に乗じることにより算出値を求め，評価基準値と比較した。

また，それ以外の機器については，本地震にもとづく床の最大応答加速度と設計時における床の最大応答加速度の比，またはそれぞれの床応答スペクトルの比を求め，設計時の応力に乗じることにより算出値を求め，評価基準値と比較した。

### (2) 設計時と同等の評価

設計時と同等の評価を行い算出値を求め，評価基準値と比較した。

配管系は，スペクトルモーダル解析法による評価を行い算出値を求め，評価基準値と比較した。

### (3) 評価基準値

構造強度評価の評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-補・1984, JEAG4601-1987, JEAG4601-1991 追補版」に規定される許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S における許容応力を基本とし、また、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1 - 2005」で規定されている値を用いた。

#### 5.2.3 動的機能維持の評価方法

動的機能維持に関する評価は、評価対象設備の本地震による応答加速度を求め、その加速度が機能確認済加速度以下であることを確認した。なお、機能確認済加速度とは、立形ポンプ、横形ポンプ、ポンプ駆動用タービン等、機種ごとに試験あるいは解析により、動的機能維持が確認された加速度である。

機能確認済加速度は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に準拠するとともに、試験等で妥当性が確認された値も用いた。(参考文献 6 参照)

制御棒の地震時挿入性（制御棒およびチャンネルボックスの健全性）については、6号機は本地震時には停止中であったため制御棒の挿入動作はなかったが、本地震による燃料集合体の相対変位を求め、その相対変位が、試験により挿入性が確認された相対変位以下であることを確認した。(参考文献 7 参照)

#### 5.2.4 地震応答解析で用いた条件について

基本的には設計時と同じ条件を適用しているが、点検・評価計画書にて必要に応じて考慮するとした条件のうち、地震応答解析に適用したものを表-5.2 に示す。

また、6号機は本地震時には停止中であったため、設計時に考慮していた機械的荷重のうち実際には作用していないものがあり、それらについては本評価に反映した。(下記①) さらに、原子炉压力容器内の核計装装置、原子炉建屋クレーン、燃料取替機については、本地震時の状態を評価に反映した。(下記②)

①機械的荷重に対する考慮

- 制御棒挿入  
⇒制御棒駆動系配管の解析に制御棒挿入による機械的荷重を考慮しない
- 主蒸気逃がし安全弁の吹出しなし  
⇒主蒸気系配管の解析に吹出しによる機械的荷重を考慮せず

②本地震時の状態を評価に反映した設備

- 原子炉压力容器内の核計装装置  
⇒本地震時の温度を評価基準値に反映
- 原子炉建屋クレーン  
⇒本地震時のクレーンの位置及び吊り荷状況を解析に反映
- 燃料取替機  
⇒本地震時の燃料取替機の位置を解析に反映

## 5.3 解析結果

### 5.3.1 解析の状況

解析対象設備のすべてについて評価を終了した。

構造強度評価 . . . 97 設備

動的機能維持評価 . . . 37 設備

### 5.3.2 構造強度評価結果

#### (1) 構造強度評価

構造強度の評価結果を表-5.5, および表-5.6 に示す。機器・配管系の算出値は、全ての対象設備で評価基準値以下であることを確認した。

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）については、算出値は設計荷重（定格荷重の 1.5 倍）を超えるが、詳細評価により評価基準値を試験により確認された実耐荷重:20kN（参考文献 8）とすることにより、算出値が評価基準値を満足することを確認した。

#### (2) 疲労評価

疲労評価の結果は、追って報告する。

### 5.3.3 動的機能維持評価結果

動的機能維持の評価結果を表-5.7 に示す。各機器の応答加速度は、いずれも機能確認済加速度以下であることを確認した。

6 号機は本地震中に停止しており地震による制御棒の挿入動作はなかったが、本地震による燃料集合体の最大相対変位が、試験により挿入性が確認された相対変位以下であることを確認し、制御棒の地震時挿入性に問題のないことを確認した。

表-5.1 柏崎刈羽 6 号機 As, A クラス主要設備一覧

		As, Aクラスの定義	主要設備
As	i	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器</li> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリに属する系統<sup>※2</sup></li> </ul>
	ii	使用済燃料を貯蔵するための設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料貯蔵設備</li> </ul>
	iii	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための設備, および原子炉の停止状態を維持するための設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒</li> <li>制御棒駆動機構</li> <li>制御棒駆動水圧系</li> </ul>
	iv	原子炉停止後, 炉心から崩壊熱を除去するための設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系</li> <li>高圧炉心注水系</li> <li>残留熱除去系</li> <li>サブプレッションチェンバ</li> </ul>
	v	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に圧力障壁となり, 放射性物質の拡散を直接防ぐための設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器</li> <li>原子炉格納容器バウンダリに属する系統<sup>※3</sup></li> </ul>
A	i	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後, 炉心から崩壊熱を除去するための設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧炉心注水系</li> <li>原子炉隔離時冷却系</li> <li>残留熱除去系</li> <li>自動減圧系</li> <li>サブプレッションチェンバ</li> </ul>
	ii	放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で上記 v 以外の設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系</li> <li>可燃性ガス濃度制御系</li> <li>非常用ガス処理系</li> <li>原子炉格納容器圧力抑制装置</li> <li>サブプレッションチェンバ</li> </ul>
	iii	その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール水補給設備</li> <li>ほう酸水注入系</li> <li>炉内構造物</li> </ul>

※ 2: 主蒸気系, 復水給水系, 原子炉冷却材再循環系, 原子炉冷却材浄化系, 残留熱除去系, 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系, ほう酸水注入系

※ 3: 主蒸気系, 復水給水系, 原子炉冷却材浄化系, 残留熱除去系, 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系, 不活性ガス系, 非常用ガス処理系, 可燃性ガス濃度制御系, 放射性ドレン移送系, ほう酸水注入系

表-5.2 地震応答解析に用いた設計時と異なる条件

建屋応答解析，床応答スペクトル	
①建屋・機器連成応答解析モデルの建屋側に下記の見直しを適用 ・コンクリートのヤング率の算出に実剛性を適用 ・耐震壁に加え補助壁の剛性も考慮	原子炉格納容器，原子炉圧力容器，炉内構造物の解析に適用
②床応答スペクトルの拡幅なし	床置き設備，配管系の解析に適用
試験・研究等により妥当性が確認された評価手法，パラメータの取込	
①水平と上下方向の応答を二乗和平方根で組合せ（上下方向地震力は動的に扱う）（参考文献 1 参照）	配管系の解析に適用
②配管系，クレーン類の評価について検討された減衰定数の見直しを適用（表-5.3, 5.4, 参考文献 2,3,4 参照）	配管系，クレーン類(燃料取替機，R/B クレーン)の解析に適用
③疲労評価における新 Ke（割増係数）の適用（参考文献 5 参照）	配管の疲労評価に適用
④形状係数 $\alpha$ （全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比または 1.5 のいずれか小さいほう）の適用（参考文献 5 参照）	容器に適用
現実の運転状態の反映 <sup>※4</sup>	
①制御棒駆動系配管：制御棒挿入による機械的荷重なし	
②主蒸気系配管：主蒸気逃がし安全弁の吹出しによる機械的荷重なし	
③原子炉建屋クレーン：吊り荷荷重なし，本地震時のクレーン位置を反映	
④燃料取替機：本地震時の燃料取替機位置を反映	
⑤原子炉圧力容器内の核計装装置：本地震時の温度を反映	

※4：その他の荷重条件，温度条件，圧力条件等は設計時と同一



表-5.3 機器・配管系の減衰定数

対象設備	減衰定数(%)	
	水平方向	上下方向
溶接構造物	1.0	1.0 <sup>※5</sup>
ボルトおよびリベット構造物	2.0	2.0 <sup>※5</sup>
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0	1.0 <sup>※5</sup>
電気盤	4.0	1.0 <sup>※5</sup>
燃料集合体	7.0	1.0 <sup>※5</sup>
制御棒駆動装置	3.5	1.0 <sup>※5</sup>
配管系	0.5～3.0 <sup>※5</sup>	0.5～3.0 <sup>※5</sup>
燃料取替機	2.0 <sup>※5</sup>	1.5～2.0 <sup>※5</sup>
天井クレーン	2.0 <sup>※5</sup>	2.0 <sup>※5</sup>

※5：試験・研究等にて妥当性が確認された値。参考文献 2,3,4 参照。また配管系の減衰定数の詳細を表-5.4 に示す。

表-5.4 配管系減衰定数

配管区分		減衰定数(%) <sup>※6</sup>	
		保温材有	保温材無
I	スナバおよび架構レストレイント支持主体の配管系で、その支持具（スナバまたは架構レストレイント）の数が4個以上のもの	<u>3.0</u> (2.5)	2.0
II	スナバ、架構レストレイント、ロッドレストレイント、ハンガ等を有する配管系で、アンカおよびUボルトを除いた支持具の数が4個以上であり、配管区分Iに属さないもの	<u>2.0</u> (1.5)	1.0
III	Uボルトを有する配管系で、架構で水平配管の自重を受けるUボルトの数が4個以上のもの	<u>3.0</u> (—)	<u>2.0</u> (—)
IV	配管区分I、IIおよびIIIに属さないもの	<u>1.5</u> (1.0)	0.5

※6：「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」から変更した箇所を下線で示す。また、変更前の値を括弧内に示す。変更内容は下記の2点。

- ・無機多孔質保温材の付加減衰定数を0.5%から1.0%に変更。ただし、金属保温が混在する場合は、配管全長に対する金属保温材の割合が40%以下の場合に限り1.0%の付加減衰を適用できる。
- ・配管自重を受けるUボルト支持具を4個以上有する配管系に対しては、減衰定数を2.0%に設定。

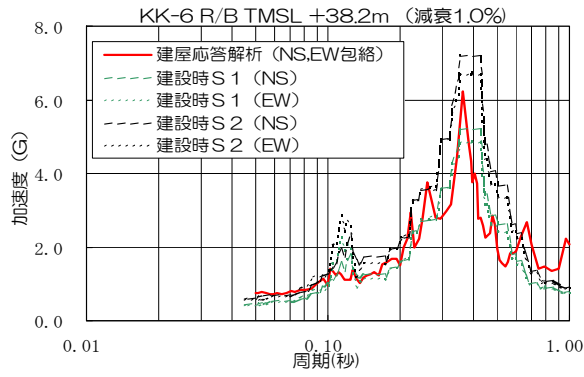


図-5.1 (1) 天井クレーン階 (TMSL+38.2m)

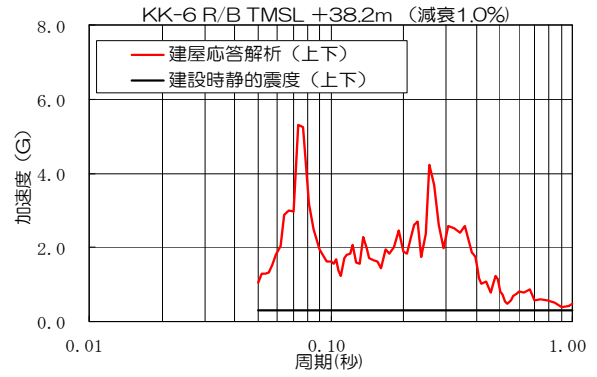


図-5.1 (2) 天井クレーン階 (TMSL+38.2m)

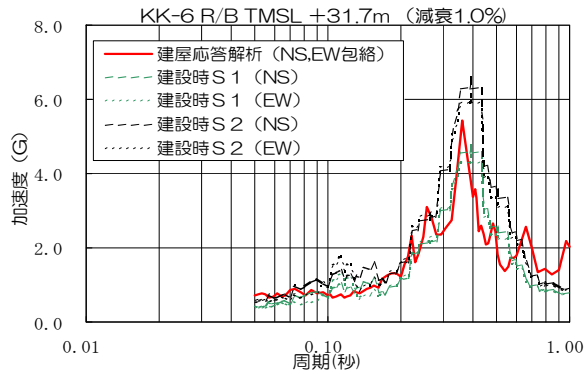


図-5.1 (3) 4階 (TMSL+31.7m)

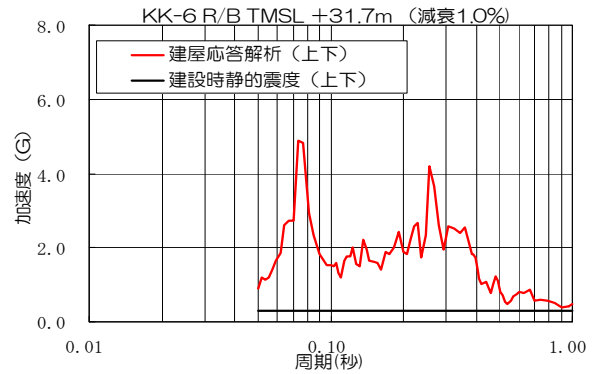


図-5.1 (4) 4階 (TMSL+31.7m)

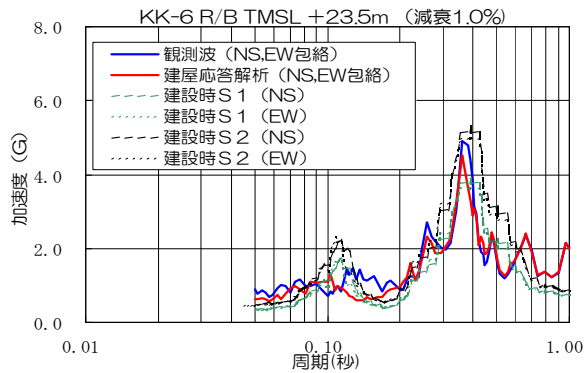


図-5.1(5) 3階 (TMSL+23.5 m)

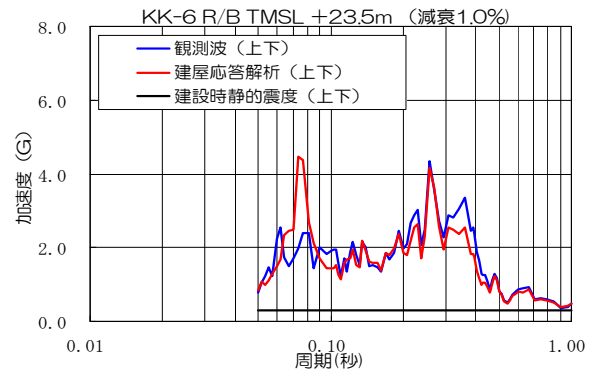


図-5.1(6) 3階 (TMSL+23.5 m)

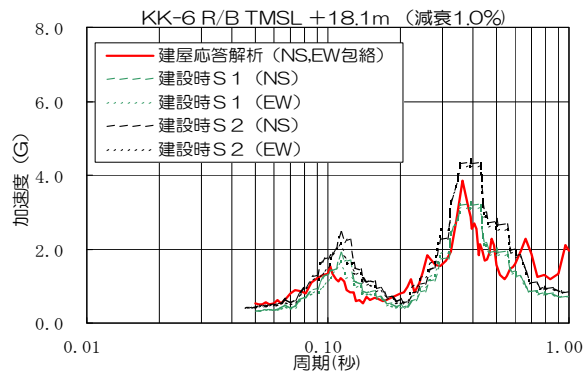


図-5.1(7) 2階 (TMSL+18.1 m)

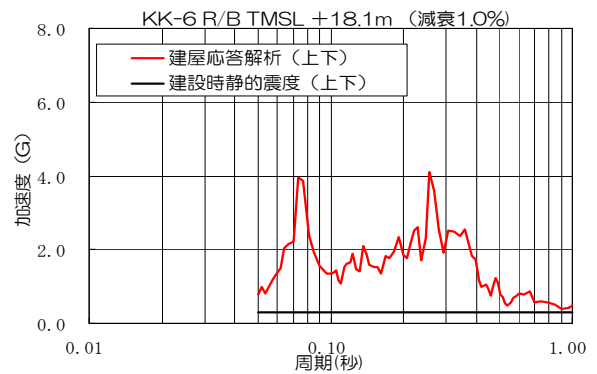


図-5.1(8) 2階 (TMSL+18.1 m)

原子炉建屋水平方向床応答スペクトル  
(NS/EW 包絡 減衰 1.0%)

原子炉建屋上下方向床応答スペクトル  
(減衰 1.0%)

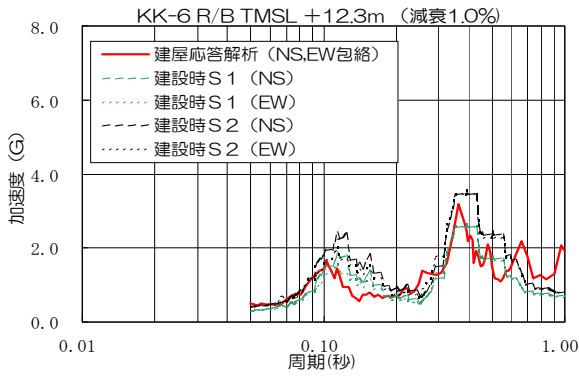


図-5.1(9) 1階 (TMSL+12.3m)

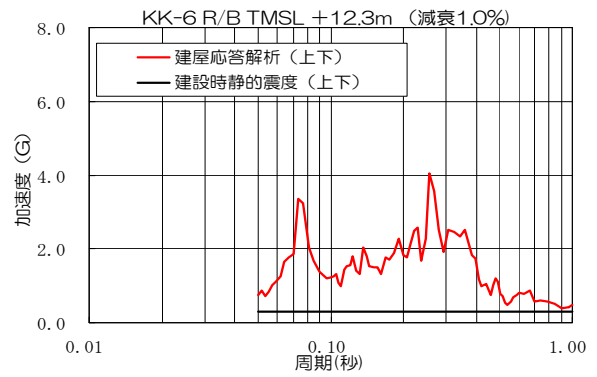


図-5.1(10) 1階 (TMSL+12.3m)

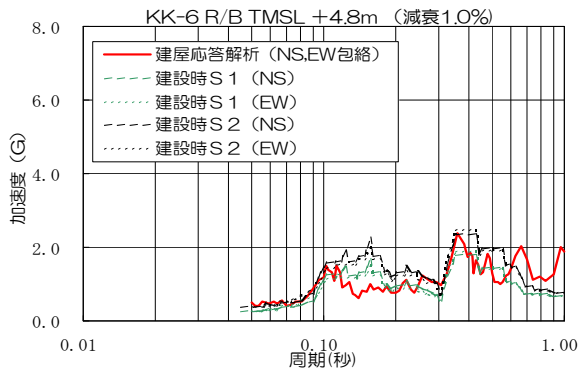


図-5.1(11) 地下1階 (TMSL+4.8 m)

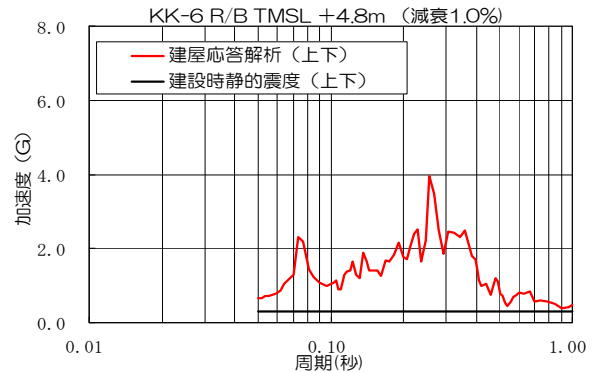


図-5.1(12) 地下1階 (TMSL+4.8 m)

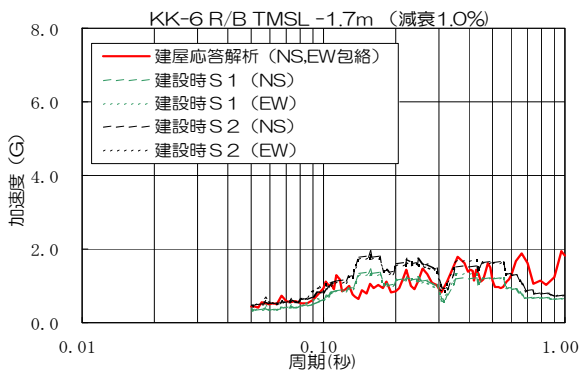


図-5.1(13) 地下2階 (TMSL-1.7m)

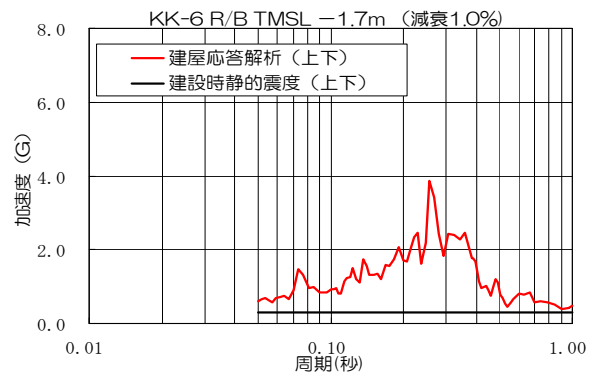


図-5.1(14) 地下2階 (TMSL-1.7m)

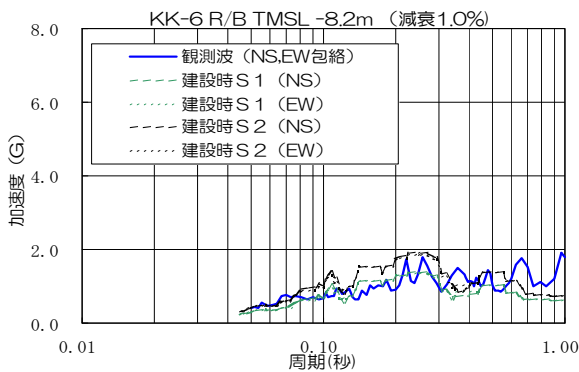


図-5.1(15) 基礎版上 (TMSL-8.2 m)

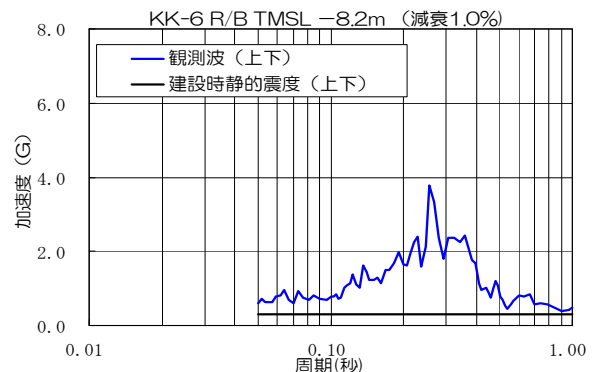


図-5.1(16) 基礎版上 (TMSL-8.2 m)

原子炉建屋水平方向床応答スペクトル  
(NS/EW 包絡 減衰 1.0%)

原子炉建屋上下方向床応答スペクトル  
(減衰 1.0%)

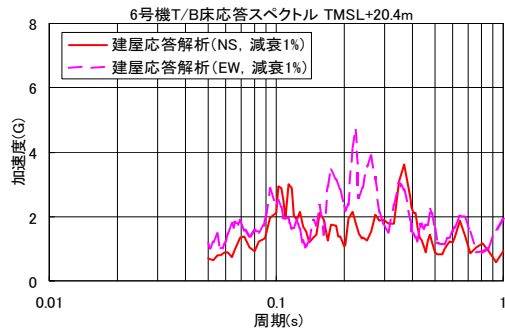


図-5.2(1) 2階 (TMSL+20.4 m)

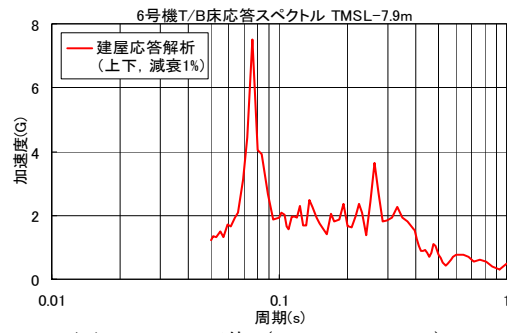


図-5.2(2) 2階 (TMSL+20.4 m)

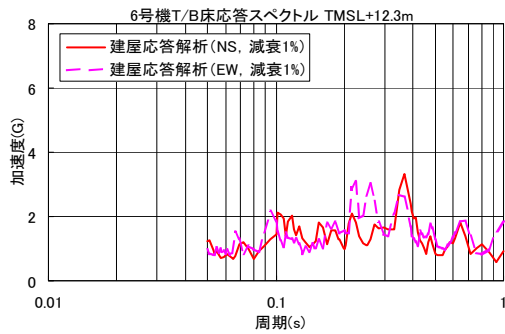


図-5.2(3) 1階 (TMSL+12.3 m)

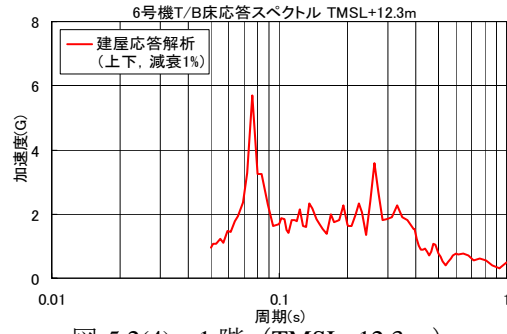


図-5.2(4) 1階 (TMSL+12.3 m)

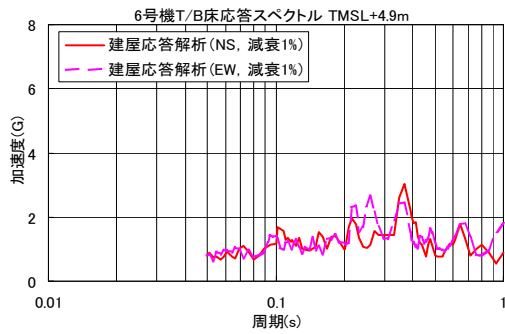


図-5.2(5) 地1階 (TMSL+4.9 m)

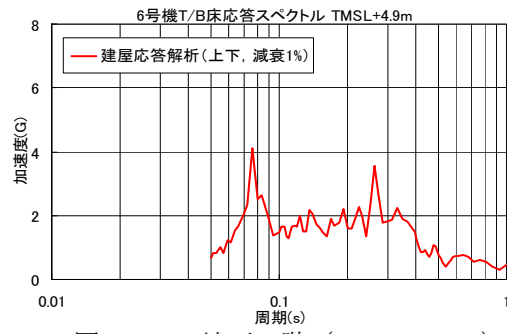


図-5.2(6) 地下1階 (TMSL+4.9 m)

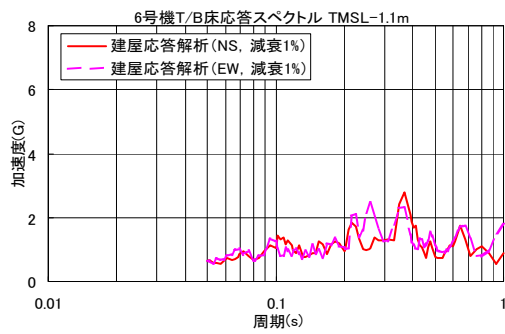


図-5.2(7) 地下中2階 (TMSL-1.1m)

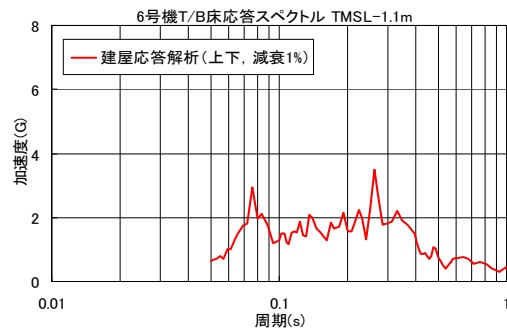


図-5.2(8) 地下中2階 (TMSL-1.1m)

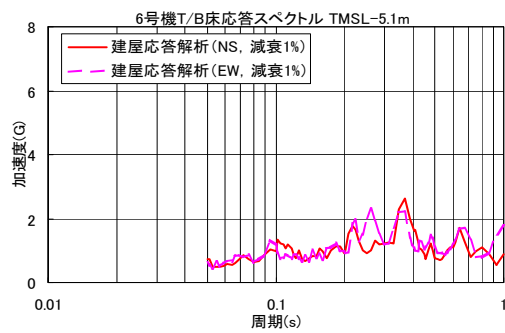


図-5.2(9) 地下2階 (TMSL-5.1m)

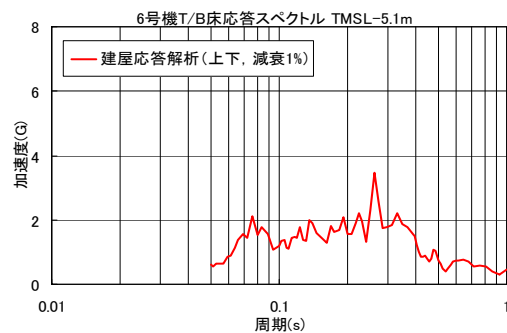


図-5.2(10) 地下2階 (TMSL-5.1m)

タービン建屋水平方向床応答スペクトル

タービン建屋上下方向床応答スペクトル

表-5.5 コントロール建屋最大床加速度

高さ TMSL(m)	床加速度×1.2 (G)		
	NS 方向	EW 方向	上下方向
24.1	0.92	0.80	0.94
17.3	0.78	0.73	0.88
12.3	0.67	0.69	0.83
6.5	0.58	0.62	0.75
1.0	0.52	0.55	0.67
-2.7	0.48	0.52	0.62

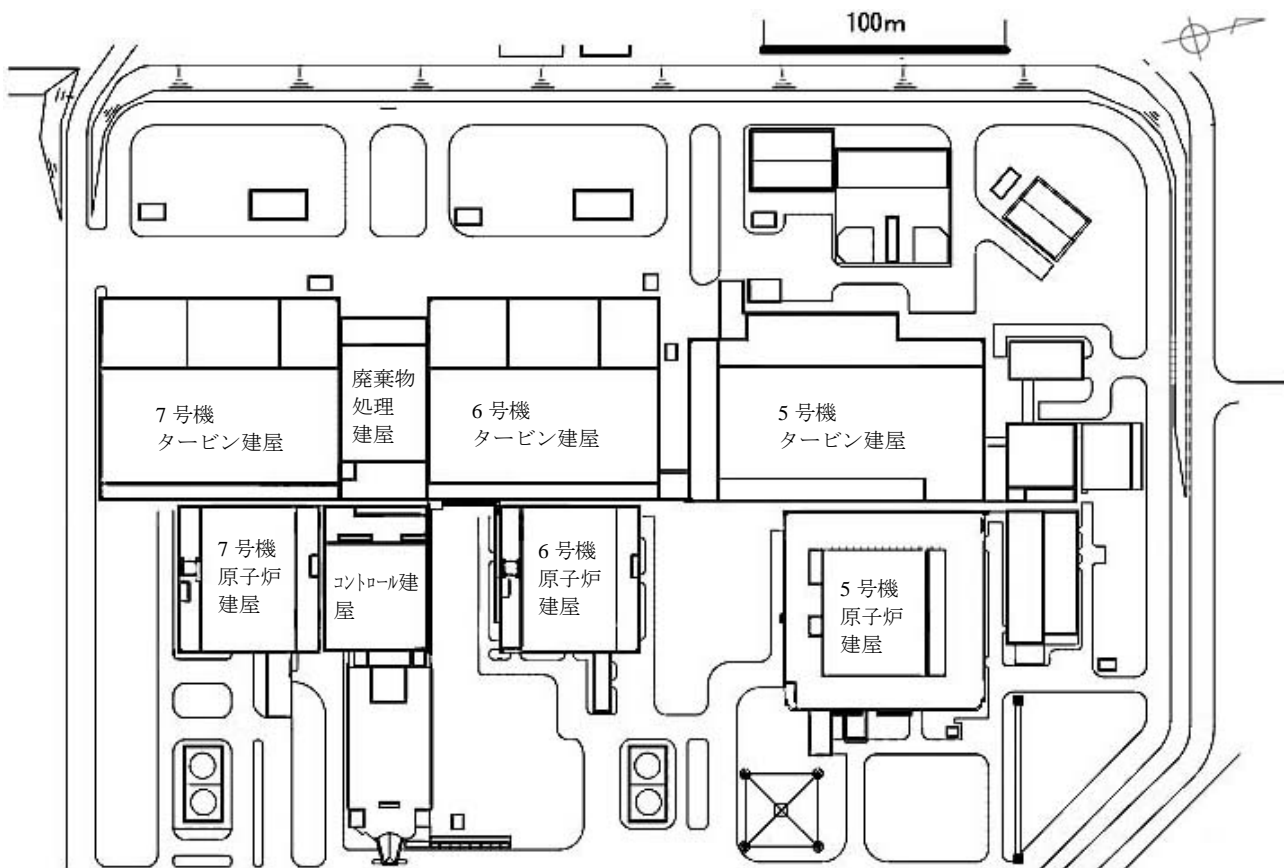


図-5.3 6号機各建屋配置図

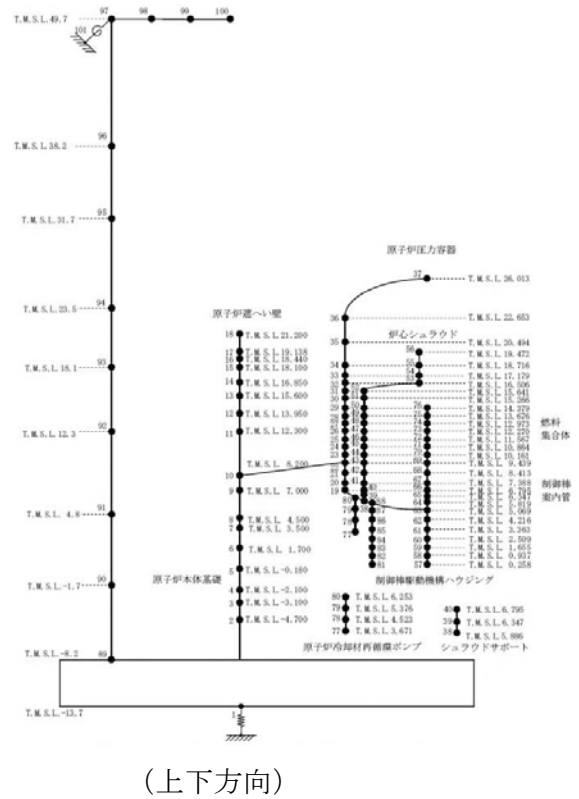
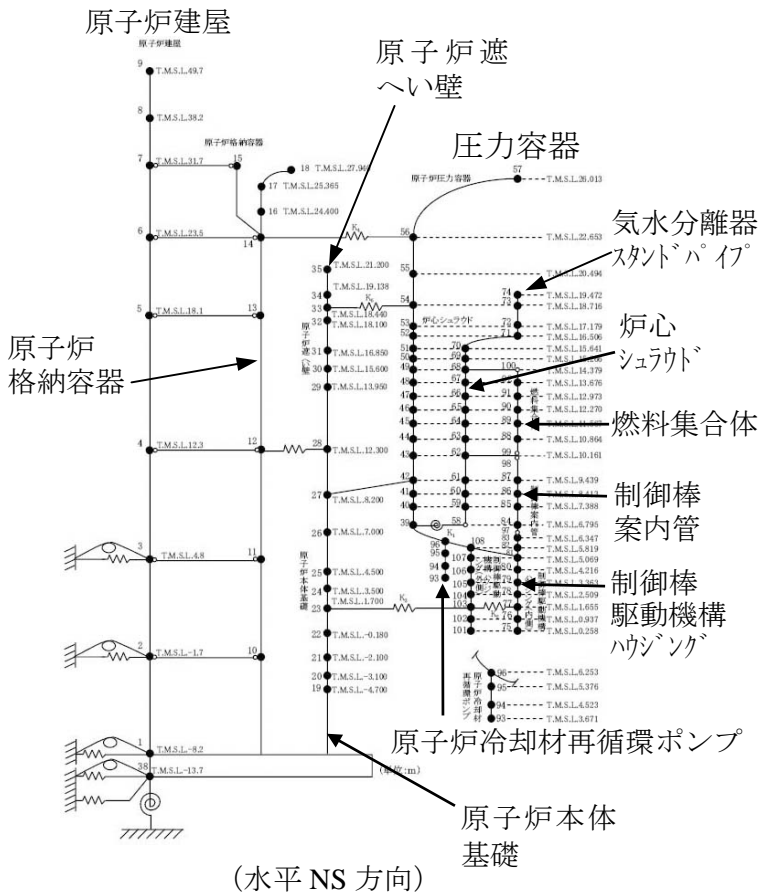
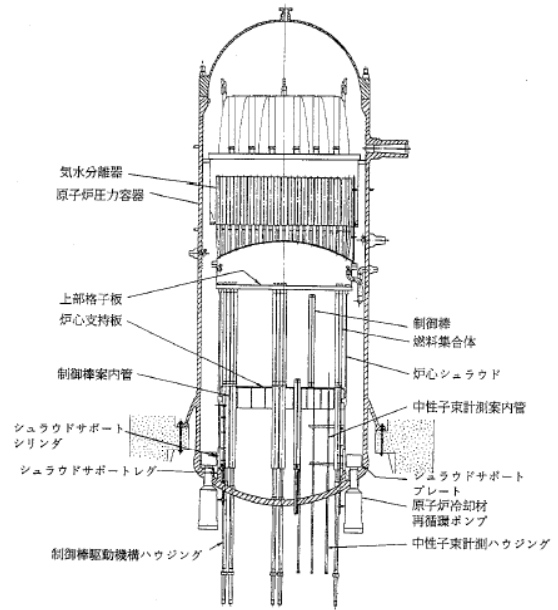
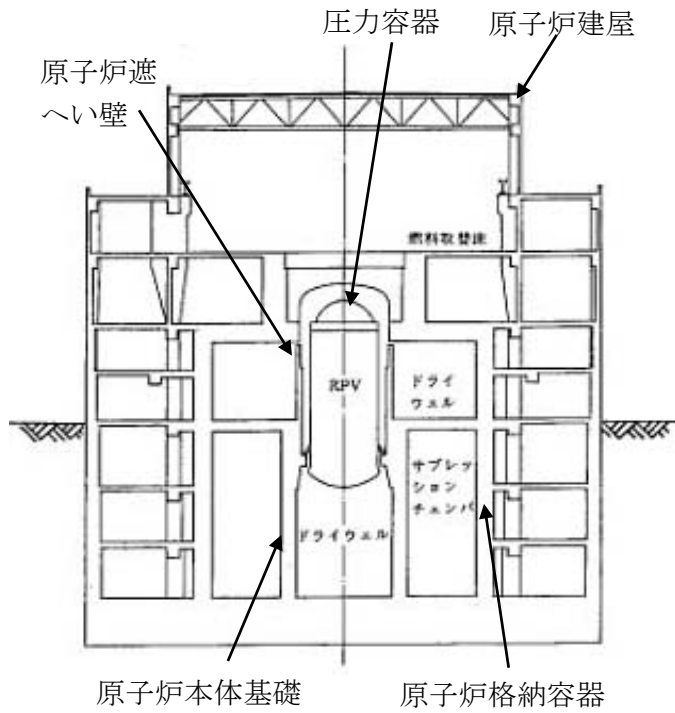
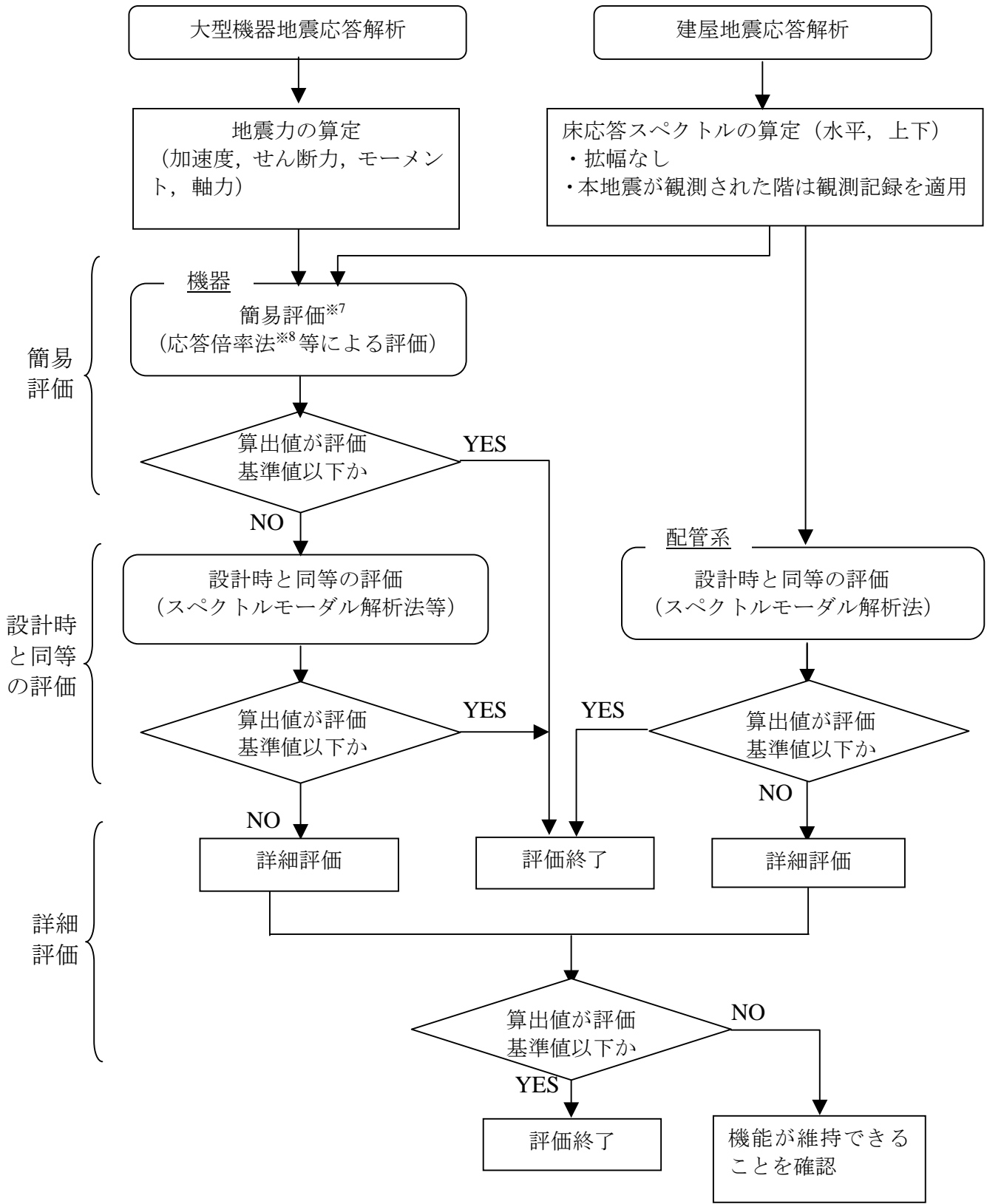


図-5.4 建屋・機器連成応答解析モデル



※7：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  
 ※8：次ページに詳細説明を記載

図-5.5 地震応答解析の手順

※8：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 × 応答比  
(地震および地震以外による応力)
- 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



表-5.6 構造強度評価結果 (1/9)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考
			MPa	MPa		
R P V円筒胴	胴板	膜	178	303	A	
下部鏡板	球殻部	膜	188	303	A	
制御棒駆動機構 ハウジング貫通孔	スタブチューブ	軸圧縮	62	99	A	
原子炉冷却材再循環 ポンプ貫通孔(N1)	ケーシング側 付け根部	R 膜+曲げ	202	418	A	
支持スカート	スカート	座屈	0.1	1	A	座屈に対する評価式に より、発生値は判定基準 に対する比率で示す
原子炉圧力容器 基礎ボルト	基礎ボルト	引張	136	499	A	
主蒸気ノズル (N3)	ノズルセーフエンド	膜	95	303	A	
給水ノズル (N4)	ノズルセーフエンド	膜+曲げ	153	252	A	
低圧注水ノズル(N6)	ノズルセーフエンド	膜+曲げ	174	252	A	
原子炉停止時冷却材 出口ノズル(N10)	ノズルセーフエンド	膜+曲げ	135	252	A	
原子炉圧力容器 スタビライザ	ロッド	引張	211	513	A	
制御棒駆動機構ハウジン グレストレントビーム	レストレントビーム	曲げ	42	176 <del>175</del>	A	JSME S NC1-2005 を適 用して見直し
原子炉冷却材 再循環ポンプ	モータケーシング	軸圧縮	95	165 <del>123</del>	A	JSME S NC1-2005 を適 用して見直し
ブラケット類	RPV スタビライ ザ支持ブラケッ ト	膜+曲げ 曲げ	19	454	A	誤記訂正

注) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

黒文字：今回新たに報告する評価結果  
 青文字：7月14日に報告した評価結果  
 赤文字：7月14日に報告した評価結果の  
 訂正箇所と訂正の理由

表-5.6 構造強度評価結果 (2/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
原子炉本体	炉内構造物	蒸気乾燥器	耐震用ブロック	純せん断	21	181	A	
		シュラウドヘッド	鏡板	膜+曲げ	38	139	A	
		気水分離器	スタンドパイプ	膜+曲げ	33	128	A	
		給水スパージャ	ヘッド	膜+曲げ	25	214	A	
		低圧注水スパージャ	ヘッド	膜+曲げ	21	214	A	
		高圧炉心注水スパージャ	ヘッド	膜+曲げ	38	214	A	
		高圧炉心注水系配管 (原子炉压力容器内部)	パイプ	膜+曲げ	22	214	A	
	中性子束計測案内管	中性子束計測案内管	膜+曲げ	11	139	A		
	炉心支持構造物	炉心シュラウド	下部胴	膜	16	128	A	
		シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	29	243	A	
		上部格子板	グリッドプレート	膜+曲げ	20	214	A	
		炉心支持板	補強ビーム	膜+曲げ	63	214	A	
		燃料支持金具	燃料支持金具	膜	5	85	B	
		制御棒案内管	下部溶接部	膜	6	92	A	
	原子炉基礎	アンカボルト	アンカボルト	引抜力	2968 (kN/4.5°)	4507 (kN/4.5°)	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載
压力容器ブラケット		ブラケット	せん断応力度	157	246	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載	

注) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

黒文字：今回新たに報告する評価結果  
青文字：7月14日に報告した評価結果

表-5.6 構造強評価結果 (3/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
計測制御系統設備	制御棒駆動 水圧系	水圧制御ユニット	フレーム	組合せ	15	241	A	
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ	ポンプ取付 ボルト	せん断	16	122	A	
		ほう酸水注入系貯蔵 タンク	基礎ボルト	せん断	34	133	A	
	核計測装置	局部出力領域モニタ 検出器集合体	カバーチューブ	膜+曲げ	79	200	B	
		起動領域モニタ ドライチューブ	パイプ	膜+曲げ	80	308	B	
		現場盤 原子炉系 (I系) 計装 ラック	取付ボルト	引張	3	173	A	
		ベンチ形制御盤 運転監視補助盤 1	取付ボルト	せん断	5	133	A	コントロール建屋
垂直自立形制御盤 安全保護系盤 区分 I	取付ボルト	引張	9	173	A	コントロール建屋		

注 1) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

注 2) タービンまたはコントロール建屋応答加速度で評価した設備は備考に記載(原子炉建屋の場合は記載なし)

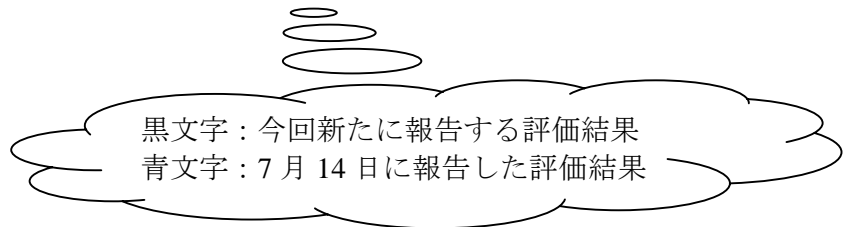


表-5.6 構造強度評価結果 (4/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
原子炉冷却系統設備	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器	胴板	一次	136	373	A	
		残留熱除去系ポンプ	原動機 取付ボルト	せん断	9	350	A	
		残留熱除去系ストレーナ	フランジ	一次	9	181	B	
	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	基礎ボルト	引張	29	169	A	
		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン	基礎ボルト	引張	23	169	A	
	高圧炉心注水系	高圧炉心注水系ポンプ	原動機取付 ボルト	せん断	10	350	A	
		高圧炉心注水系ストレーナ	フランジ	一次	7	181	B	
	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系熱交換器	胴板	一次	175	415	A	タービン建屋
		原子炉補機冷却水ポンプ	原動機取付 ボルト	せん断	5	122	A	タービン建屋
	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水ポンプ	原動機取付 ボルト	引張	7	475	A	タービン建屋
		原子炉補機冷却海水系ストレーナ	基礎ボルト	せん断	4	133	A	タービン建屋
	原子炉冷却材再循環系	原子炉冷却材再循環ポンプ	スタッドボルト	引張	158	300	A	
	主蒸気系	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	Uバンド及びリブ	組合せ	8	203	A	
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	Uバンド及びリブ	組合せ	132	203	A	

注 1) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

注 2) タービンまたはコントロール建屋応答加速度で評価した設備は備考に記載(原子炉建屋の場合は記載なし)

黒文字：今回新たに報告する評価結果  
青文字：7月14日に報告した評価結果

表-5.6 構造強度評価結果 (5/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
原子炉格納施設	原子炉格納施設	ドライウェル上鏡	フランジプレート	曲げ	16	264	A	
		下部ドライウェルアクセスネルスリーブ及び鏡板(所員用エアロック付)	カセットプレート	せん断	54	132	A	
		配管貫通部	コンクリート	圧縮	21.4	21.5	A	X-81 本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載
		電気配線貫通部	カセットプレート	せん断	94	132	A	X-101~105
		ベント管	リターンラインの垂直管との結合部	一次	77	127	A	
		サプレッションチェンバースプレイ管	スプレイ管	一次	69	219	B	
		ダイヤフラムフロア	原子炉本体基礎側水平力伝達用シアプレート	曲げ	111	492	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載
	可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置ブロワ	ブレース	圧縮	5	178	A	
	濃度	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置	取付ボルト	せん断	34	350	A	

注) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

黒文字：今回新たに報告する評価結果  
青文字：7月14日に報告した評価結果

表-5.6 構造強度評価結果 (6/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
放射線管理設備	非常用ガス処理系	非常用ガス処理系排風機	基礎ボルト	せん断	15	130	A	
		非常用ガス処理系乾燥装置	基礎ボルト	引張	23	169	A	
		非常用ガス処理系フィルタ装置	取付ボルト	せん断	120	342	A	
	放射線管理用計測装置	燃料取替エリア排気放射線モニタ	検出器取付ボルト	引張	3	180	A	
	中央制御室換気空調系	中央制御室送風機	基礎ボルト	引張	31	173	A	コントロール建屋
		中央制御室排風機	原動機取付ボルト	引張	7	173	A	コントロール建屋
		中央制御室再循環送風機	原動機取付ボルト	引張	10	173	A	コントロール建屋
		中央制御室再循環フィルタ装置	基礎ボルト	せん断	27	133	A	コントロール建屋

注 1) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

注 2) タービンまたはコントロール建屋応答加速度で評価した設備は備考に記載(原子炉建屋の場合は記載なし)

黒文字：今回新たに報告する評価結果  
青文字：7月14日に報告した評価結果

表-5.6 構造強度評価結果 (7/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (Ⅲ <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
燃料設備	燃料設備	燃料取替機	構造物 フレーム	組合せ	112	231	B	
		原子炉建屋クレーン	クレーン本 体ガーダ	曲げ	161	309	B	
		使用済燃料貯蔵ラック	ラック本体	組合せ	106	205	A	
		制御棒・破損燃料貯蔵 ラック	ラック本体	組合せ	18	205	A	
		使用済燃料プール・キャス クピット	プールライ ニング	ひずみ	0.0015	0.003	A	ひずみの評価であり、発 生ひずみ及び許容ひず みを記載
附帯設備	非常用ディーゼル発電設備	ディーゼル機関	基礎ボルト	せん断	23	195	A	
		空気だめ	基礎ボルト	引張	10	173	A	
		燃料ディタンク	スカート	座屈	0.08	1	A	座屈に対する評価式に より、発生値は判定基準 に対する比率で示す
		発電機	機関側軸受 台下部ベース 取付ボルト	引張	38	180	A	
	その他発電装置	125V系充電器	取付ボルト	せん断	6	133	A	コントロール建屋
		125V系蓄電池	取付ボルト	せん断	11	133	A	コントロール建屋
		バイタル交流電源設備	取付ボルト	せん断	4	133	A	コントロール建屋

注1) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

注 2) プールライニングの評価基準値には、発電用原子力設備規格コンクリート製原子炉格納容器規格  
(JSME S NEI-2003)におけるライナープレートの許容ひずみ(膜)の値を記載

注 3) タービンまたはコントロール建屋応答加速度で評価した設備は備考に記載(原子炉建屋の場合は記載なし)

黒文字：今回新たに報告する評価結果  
青文字：7月14日に報告した評価結果

表-5.6 構造強度評価結果 (8/9)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
			MPa	MPa			
配管	主蒸気系	配管	一次	175	281	B	主蒸気逃がし安全弁吹き出しによる機械荷重を考慮せず
		支持構造物	スナッパ耐荷重	36 kN	88 kN	B	評価基準値は設計荷重(定格荷重×1.5)
	給水系	配管	一次	127	281	B	
		支持構造物	スナッパ耐荷重	102kN	147 kN	B	評価基準値は設計荷重(定格荷重×1.5)
	原子炉冷却材浄化系	配管	一次	118	274	B	
		支持構造物	スナッパ耐荷重	14 kN	44 kN	B	評価基準値は設計荷重(定格荷重×1.5)
	放射性ドレン移送系	配管	一次	72	199	B	
		支持構造物	組合せ	26	217	B	
	制御棒駆動系	配管	一次	74	243	B	制御棒挿入による機械荷重を考慮せず
		支持構造物	組合せ	48	245	B	
	ほう酸水注入系	配管	一次	53	112	B	ほう酸水注入による機械荷重を考慮せず
		支持構造物	組合せ	82	235	B	
	残留熱除去系	配管	一次	104	274	B	
		支持構造物	スナッパ耐荷重	20 kN	88 kN	B	評価基準値は設計荷重(定格荷重×1.5)
	原子炉隔離時冷却系	配管	一次	148	182	B	
		支持構造物	スナッパ耐荷重	9 kN	20 kN	C	評価基準値は、試験により確認された実耐荷重。設計荷重(定格荷重×1.5)は、4kN

注 1) 配管系:減衰定数を表-5.4 により見直し

注 2) 配管系:上下, 水平の地震動の組合せは SRSS 法を適用

注 3) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, 詳細評価

注 4) タービンまたはコントロール建屋応答加速度で評価した設備は備考に記載(原子炉建屋の場合は記載なし)

黒文字 : 今回新たに報告する評価結果  
青文字 : 7月14日に報告した評価結果



表-5.6 構造強度評価結果 (9/9)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考
			MPa	MPa		
高圧炉心注水系	配管	一次	81	274	B	
	支持構造物	一次荷重	11 kN	28 kN	B	
燃料プール冷却浄化系	配管	一次	91	188	B	
	支持構造物	組合せ	55	245	B	
非常用ガス処理系	配管	一次	37	220	B	
	支持構造物	組合せ	78	245	B	
可燃性ガス濃度制御系	配管	一次	74	211	B	
	支持構造物	スナッパ 耐荷重	4 kN	10 kN	B	評価基準値は設計荷重 (定格荷重×1.5)
不活性ガス系	配管	一次	137	201	B	
	支持構造物	組合せ	91	245	B	
原子炉補機冷却水系	配管	一次	109	233	B	
	支持構造物	組合せ	96	245	B	
原子炉補機冷却海水系	配管	一次	111	241	B	タービン建屋
	支持構造物	組合せ	135	245	B	

注 1) 配管系:減衰定数を表-5.4 により見直し

注 2) 配管系:上下, 水平の地震動の組合せは SRSS 法を適用

注 3) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

注 4) タービンまたはコントロール建屋応答加速度で評価した設備は備考に記載(原子炉建屋の場合は記載なし)

黒文字：今回新たに報告する評価結果  
青文字：7月14日に報告した評価結果

表-5.7 燃料集合体の評価結果

評価対象設備	評価部位	評価応力	過渡時の最大設計比 (95%確率上限値)			評価基準 (Ⅲ <sub>A</sub> S)
			寿命初期	寿命中期	寿命末期	
燃料集合体 (崩壊熱除去 可能な形状の 維持)	燃料被覆管	一次	0.35	0.21	0.22	0.7Su(引張強さ)

表-5.8 動的機能維持評価結果(1/4)

評価対象設備	機能確認済加速度との比較				備考
	水平加速度 (G)		上下加速度 (G)		
	応答 加速度	機能確認済 加速度	応答 加速度	機能確認済 加速度	
ほう酸水注入系ポンプ	0.6	1.6	0.6	1.0	
残留熱除去系ポンプ	0.4	10.0	0.5	1.0	
原子炉隔離時冷却系ポンプ	0.4	1.4	0.6	1.0	
原子炉隔離時冷却系 ポンプ駆動用蒸気タービン	0.4	2.4	0.6	1.0	
高压炉心注水系ポンプ	0.4	10.0	0.5	1.0	
非常用ガス処理系排風機	0.6	2.3	0.7	1.0	
非常用ディーゼル機関	0.5	1.1	0.7	1.0	
原子炉補機冷却水ポンプ	0.5	1.4	0.6	1.0	
原子炉補機冷却海水ポンプ	1.4	10.0	0.6	1.0	
中央制御室送風機	0.7	2.6	0.8	1.0	
中央制御室排風機	0.7	2.6	0.8	1.0	
中央制御室再循環送風機	0.6	2.6	0.7	1.0	
可燃性ガス濃度制御系 可搬式再結合装置プロワ	0.5	2.6	0.7	1.0	

※1 G = 9.80665(m/s<sup>2</sup>)

※2 地震時機能確認済加速度は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に水平方向のみしか規定されていない。既往の試験等をもとに上下方向の機能確認済加速度を定めるとともに水平方向の機能確認済加速度についても見直された値を用いた（参考文献5 参照）。

黒文字：今回新たに報告する評価結果  
青文字：7月14日に報告した評価結果

表-5.8 動的機能維持評価結果(2/4)

評価対象設備	機能確認済加速度との比較				備考
	水平加速度 (G)		上下加速度 (G)		
	応答 加速度	機能確認済 加速度	応答 加速度	機能確認済 加速度	
主蒸気系 (主蒸気隔離弁)	1.5	10.0	2.5	6.2	B21-F002D
主蒸気系 (主蒸気逃がし安全弁)	3.3	9.6	1.7	6.1	B21-F001R
給水系 (原子炉給水ライン内側隔離弁)	1.2	6.0	2.7	6.0	B21-F052A
原子炉冷却材浄化系 (CUW 系ヘッドスプレイ逆止弁)	1.0	6.0	2.1	6.0	G31-F018
放射性ドレン移送系 (トライウエル LCW サンプ内側隔離弁)	0.9	6.0	0.6	6.0	K11-F003
ほう酸水注入系 (SLC 系内側隔離弁)	1.2	6.0	1.6	6.0	C41-F008
残留熱除去系 (RHR 系 LPFL 試験可能逆止弁)	1.1	6.0	3.0	6.0	E11-F006C
原子炉隔離時冷却系 (RCIC タービン止め弁)	1.3	6.0	1.1	6.0	E51-F037
高圧炉心注水系 (HPCF 系試験可能逆止弁)	1.1	6.0	3.2	6.0	E22-F004C
非常用ガス処理系 (SGTS 入口隔離弁)	1.0	6.0	1.2	6.0	T22-F001A
可燃性ガス濃度制御系 (FCS 出口第二隔離弁)	2.1	6.0	1.8	6.0	T49-F007A
不活性ガス系 (HVAC 側 PCV ベント用隔離弁)	3.2	6.0	2.8	6.0	T31-F021
原子炉補機冷却水系 (非常用 D/G 冷却水出口弁)	2.1	6.0	0.7	6.0	P21-F055F
原子炉補機冷却海水系 (RSW 海水ストレナブロー弁)	1.3	6.0	1.2	6.0	P41-F006E
燃料プール冷却浄化系 (RHR 系燃料プール側第二出口弁)	1.9	6.0	0.9	6.0	E11-F015

※1 G = 9.80665(m/s<sup>2</sup>)

※2 地震時機能確認済加速度は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に水平方向のみしか規定されていない。既往の試験等をもとに上下方向の機能確認済加速度を定めるとともに水平方向の機能確認済加速度についても見直された値を用いた（参考文献 5 参照）

黒文字：今回新たに報告する評価結果  
青文字：7月14日に報告した評価結果

表-5.8 動的機能維持評価結果(3/4)

評価対象設備		機能確認済加速度との比較				備考
		水平加速度 (G <sup>※1</sup> )		上下加速度 (G <sup>※1</sup> )		
		応答 加速度	機能確認済 加速度 <sup>※2</sup>	応答 加速度	機能確認済 加速度 <sup>※2</sup>	
計測 制御 系統 設備	モニタ計器 (起動領域モニタ用)	0.65	3.0	0.74	2.0	コントロール 建屋
	加速度検出器 (水平方向地震加速度検出 器 (R/B 上部) 用)	0.57	3.0	0.59	1.5	
	圧力変換器 (ドライウェル圧力用)	0.57	3.0	0.59	3.0	
	位置スイッチ (主蒸気止め弁原子炉保護 インターロック用)	0.50	6.0	0.62	6.0	タービン 建屋
	圧力スイッチ (タービン蒸気加減弁 急速閉用)	0.66	3.0	0.71	3.0	タービン 建屋
	温度検出器 (主蒸気管区域周囲温度用)	0.50	10	0.66	10	
非常用 予備 発電 装置	継電器 (発電機界磁地絡用)	0.50	3.0	0.66	1.2	
電源 設	真空遮断器 (6.9kV マルクラットスイッチギヤ 6C, 6D, 6E 用)	0.35	2.04	0.54	1.2	

※1 G = 9.80665(m/s<sup>2</sup>)

※2 地震時機能確認済加速度は、既往の試験等をもとに定めた。

注) タービンまたはコントロール建屋応答加速度で評価した設備は備考に記載(原子炉建屋の場合は記載なし)

表-5.8 動的機能維持評価結果(4/4)

評価対象設備	燃料集合体の地震時 相対変位 (mm)	確認済相対変位 (mm)
制御棒 (地震時の挿入性)	5.9	40 <sup>※1</sup>

※1 確認済相対変位とは、加振時の挿入性試験により、目安時間内に制御棒が挿入されたことが確認された値である(参考文献7)。

黒文字：今回新たに報告する評価結果  
青文字：7月14日に報告した評価結果

## 6. 総合評価

### 6.1 総合評価の方法

「4. 設備点検」および「5. 地震応答解析」の結果を踏まえ、構造強度が要求される静的機器と動的機能が要求される動的機器について、それぞれ設備健全性の総合評価を行う。(図-6.1.1 および図-6.1.2 参照)

#### 6.1.1 設備点検で異常が確認されなかった場合

##### (1) 構造強度評価

- ① 設備点検結果が良好で、かつ、地震応答解析において評価基準値<sup>※1</sup>を満足する設備については、設備健全性を満足するものと評価する。
- ② 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との結果が得られた設備については、
  - 地震応答解析が裕度を有している可能性、もしくは、
  - 実施可能な設備点検手法によっては、地震による設備への微小な影響が把握できない可能性

を考慮し、モックアップ試験、構造強度解析の合理化（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）等により当該設備が十分な構造強度を有することが確認できる場合には、設備健全性を満足するものと評価する。

なお、当該設備の補修または取替を実施する場合は、この限りではない。

※1：構造強度評価の評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-補・1984, JEAG4601-1987, JEAG4601-1991 追補版」に規定される許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sにおける許容応力を基本とした。

##### (2) 動的機能維持評価

動的機能維持に関する総合評価は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に準拠し、下記のように実施する。

- ① 設備点検（分解点検，作動試験等）結果が良好で、かつ、応答加速度が機能確認済加速度を満足する設備については、設備健全性を満足するも

のと評価する。

- ② 応答加速度が機能確認済加速度を満足しない場合、基本点検（目視試験、作動試験）に加え、前述のように追加点検（分解点検）を実施する。損傷箇所が確認されない場合、当該設備は機能確認済加速度を超えて機能維持が可能であると考え、設備は健全性を確保しているものと評価する。

## 6.1.2 設備点検で異常が確認された場合

### (1) 構造強度評価

設備点検結果が良好ではない設備については、損傷原因の究明を行うとともに補修、補強、取替ないしは、損傷の設備健全性に与える影響の検討等の対策を講じる。

### (2) 動的機能維持評価

設備点検（作動試験、分解点検等）において異常が認められた場合には、原因の究明を実施するとともに、損傷箇所があれば補修、補強または取替等を実施する。

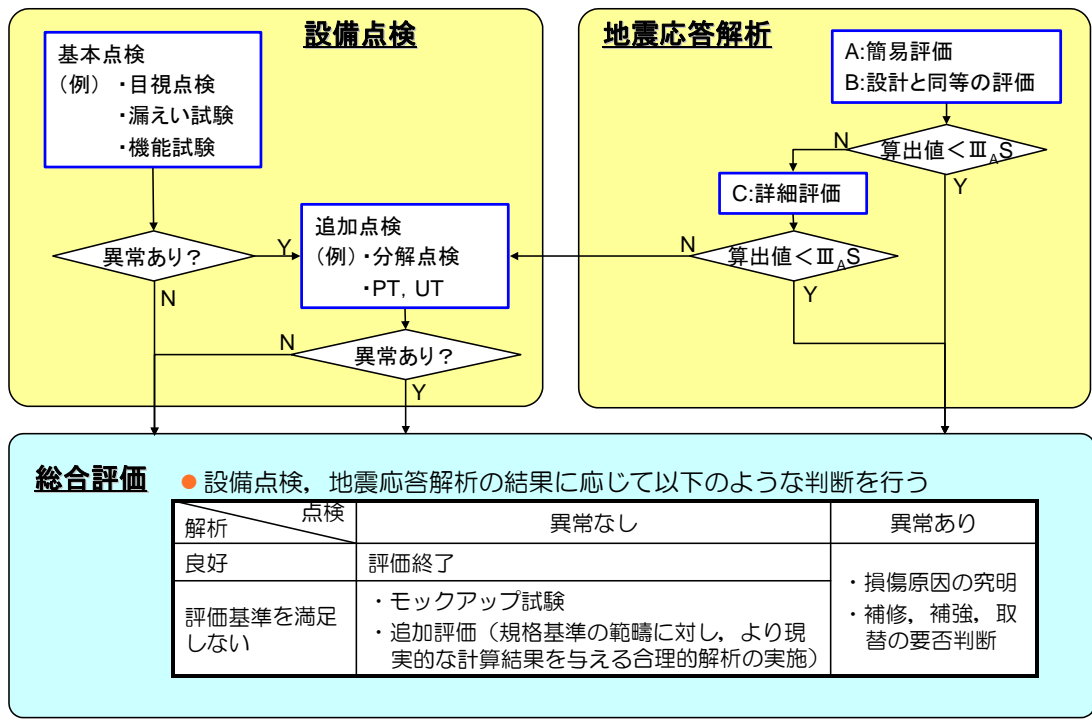


図-6.1.1 点検・解析評価の流れ (構造強度評価)

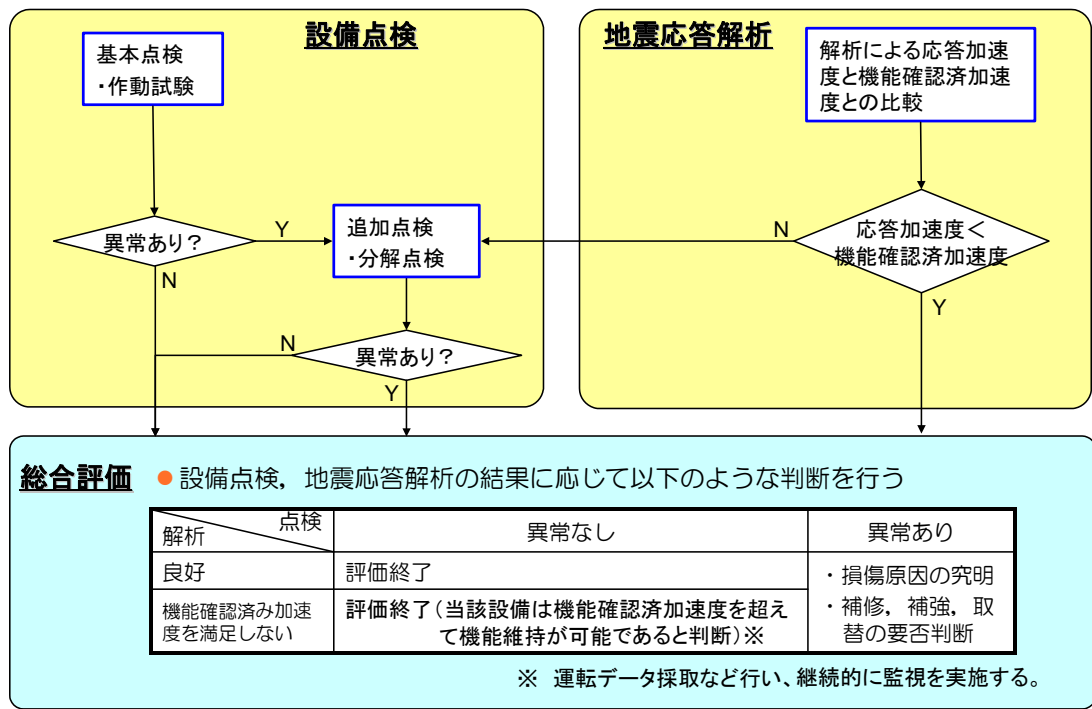


図-6.1.2 点検・解析評価の流れ (動的機能維持評価)



## 6.2 総合評価結果

地震応答解析（構造強度解析および動的機能維持評価）においては、構造強度評価件および動的機能維持評価件を終了し、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）を除いた全ての対象設備で評価基準値を下回っていることを確認した。また、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）については、追加点検の結果より異常が確認されなかったことから健全性に問題はないと考えられる。よって設備点検において異常が確認された設備（原子炉安全上重要な設備以外も含む）について、総合評価を実施した。（添付資料4）

設備点検で異常が確認された機器については、損傷原因の究明を行い、地震による影響か否かを検討した。ここで、地震を起因としない事象に対しては、通常の保全プログラムによる対応が可能と考えられることから、基本的に原形復旧をもって対応した。また、地震による影響が否定できない事象については、地震による影響を評価の上、健全性評価を実施するとともに、その結果を踏まえた対応策を検討した。（表-6.2.1 参照）

### 6.2.1 損傷原因の究明（地震による影響の評価）

設備点検により確認された事象について、設備の状況や地震応答解析結果等を踏まえ、地震を起因として発生したのか否かについて検討を行った。その結果、地震による影響について以下のとおり分類できた。

なお、支持構造物の軽微な異常については、地震の影響であるかを検討するため、観察された事象をもとに、詳細に検討を行った結果、地震を起因とする事象ではないと結論付けた。（資料 6-1-2 参照）また、コンクリートの微細なひび、基礎ボルト建設時施工目標値からのトルクの低下については、7号機に於いて検討した内容で評価した。

(1) 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）

- ① 動的機器内部構造物の接触事象（横形ポンプ，主タービン，発電機等）
- ② 地震力による部品等のずれ，こすれ，損傷等（燃料取替機，原子炉建屋クレーン，復水器，変圧器，制御盤扉，オイルスナッパ等）
- ③ グラウトの微細なひび

(2) 地震に起因しないと考えられる事象

- ① 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，継電器等の抵抗器の劣化等）
- ② 異物の噛み込みなど，偶発的な事象
- ③ 施工不良に起因する事象
- ④ 今回の点検前から同一の事象が確認されているもの
- ⑤ コンクリートの微細なひび
- ⑥ 支持構造物の軽微な異常

## 6.2.2 健全性評価（追加評価を含む）ならびに対応策検討

地震に起因すると考えられる事象ならびに地震による影響が否定できない事象で，特にその影響と対策について詳細な説明が必要とされる事象については，当該事象が構造強度または設備の機能に与える影響の観点で，健全性評価を実施するとともに，対応策を検討した。（添付資料 6-2-1～6-2-3 参照）

以下に示すとおり，主タービン，原子炉建屋クレーン等，重量物で，かつ，長周期の地震動の影響を受けやすい形状の設備が，健全性への影響を受ける傾向にあるものと分析した。

## (1) 地震の影響による事象で健全性に影響を与えられられる事象

以下の事象については健全性評価の結果、機器の機能に影響を及ぼすものと判断した。

- 動的機器内部構造物の接触事象（4 機器）
  - 主タービン（高圧，低圧(A)(B)(C)）の内部構造物の接触・損傷等
  
- 地震力による部品等のずれ，こすれ，損傷等（5 機器）
  - 原子炉建屋クレーン（1 機器）
    - ・ 走行伝動用継手（ユニバーサルジョイント）の破損
  - 給水加熱器ドレンベント系（4 機器）
    - ・ オイルスナッパ ターンバックル曲がり

原子炉建屋クレーンの事象については，走行伝動用継手（ユニバーサルジョイント）が破損し，走行機能に支障がある事象であることを確認した。また，ガーター側面に設置している 15 t ホイストリミットスイッチ用レバー，走行用架線（クレーン作動電源供給部品）についても変形等が確認された。これらの事象は，クレーンの機能喪失に至る不適合であるが，落下等により二次的な破損をもたらすものでなかったことから，原子炉安全上は重大な事象とは考えていない。走行伝動用継手（ユニバーサルジョイント）ならびに 15 t ホイストリミットスイッチ用レバーについては，新品・同型に交換等により，原型復旧を実施した。

主タービンにおいては，通常の点検時にも確認される蒸気による浸食等の他に，地震の影響による翼（動翼と静翼），車軸の接触の痕・傷ならびに部品の変形，割れ等が確認された。（添付資料 6-2-1 参照）これらについては，部品交換・補修を実施することで原形復旧した。

また，低圧タービンのフォーク部において高サイクル疲労による損傷（非破壊検査による指示模様）が確認されているが，これらについては地震の影響ではないと結論付けた。（添付資料 6-2-1 参照）

給水加熱器ベント系においては，目視点検の結果，オイルスナッパのター

ンバックルに曲がり確認された。当該部の曲がりに関しては、配管支持機能に影響を及ぼす可能性があるため交換を実施した。なお、オイルスナッパ本体にオイル漏れ等の異常が確認されていないこと、また、当該配管の目視点検及び接続されている湿分分離加熱器の管台について目視点検及び浸透探傷検査を実施し異常のないことから、配管については健全性を有していると判断した。

## (2) 地震の影響による事象で健全性が確認できたもの

地震を起因とする事象または地震による影響が否定できない以下の事象については、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と判断した。

- ・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確認された接触痕（添付資料 6-2-2 参照）
- ・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（添付資料 6-2-3 参照）
  - 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
  - 主蒸気系配管支持構造物の損傷（添付資料 6-1-2 参照）
- ・グラウト部の微小なひび（添付資料 6-1-1 参照）

これらの事象については、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、原形に復旧することとした。

### 6.2.3 塑性変形に対する評価

これまで点検・評価された設備に有意な塑性変形のおそれはないと考えられるが、さらなる健全性の確度向上のため、原子炉安全上重要な設備を中心に予め計画する追加点検として実験的に適用の妥当性が確認されている『硬

さ測定』による塑性ひずみ検出を代表系統で実施し，有意な塑性変形<sup>\*1</sup>の痕跡がないことを確認した。

\*1：有意な塑性変形とは，低サイクル疲労強度に影響を与えるひずみを想定しており，試験結果から8%以上の塑性ひずみとしている（添付-12 参照）。

表-6.2.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(1/15)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考	
							損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
<b>(2) 横型ポンプ</b>												
液体廃棄物処理系 高電導度廃液系	高電導度廃液系収集ポンプ	K13-C001	A	-	地震後のパトロールにおいて軸封部に微量の漏えい跡が確認された。ハンドターニングを実施後、運転確認を行った結果軸封部からの漏えいは確認されなかった。	-	地震発生時に地震力がシャフトや軸封部シール面に加わったことにより一時的に漏えいが発生したものと判断した。	有	漏えいは微量で一時的なものであり、目視点検及び機能確認(運転状態)で異常ないことから、構造強度・機能維持に影響はないと判断した。	良	不要	その後の処理運転においても同様な不適合は発生していない。
	高電導度廃液系蒸留水ポンプ	K13-C002	-	-	地震後のパトロールにおいて軸封部に微量の漏えい跡が確認された。ハンドターニングを実施後、運転確認を行った結果軸封部からの漏えいは確認されなかった。	-	地震発生時に地震力がシャフトや軸封部シール面に加わったことにより一時的に漏えいが発生したものと判断した。	有	漏えいは微量で一時的なものであり、目視点検及び機能確認(運転状態)で異常ないことから、構造強度・機能維持に影響はないと判断した。	良	不要	その後の処理運転においても同様な不適合は発生していない。
	高電導度廃液系サンブルポンプ	K13-C003	A	-	地震後のパトロールにおいて軸封部に微量の漏えい跡が確認された。ハンドターニングを実施後、運転確認を行った結果軸封部からの漏えいは確認されなかった。	-	地震発生時に地震力がシャフトや軸封部シール面に加わったことにより一時的に漏えいが発生したものと判断した。	有	漏えいは微量で一時的なものであり、目視点検及び機能確認(運転状態)で異常ないことから、構造強度・機能維持に影響はないと判断した。	良	不要	その後の処理運転においても同様な不適合は発生していない。
			B	-	地震後のパトロールにおいて軸封部に微量の漏えい跡が確認された。ハンドターニングを実施後、運転確認を行った結果軸封部からの漏えいは確認されなかった。	-	地震発生時に地震力がシャフトや軸封部シール面に加わったことにより一時的に漏えいが発生したものと判断した。	有	漏えいは微量で一時的なものであり、目視点検及び機能確認(運転状態)で異常ないことから、構造強度・機能維持に影響はないと判断した。	良	不要	その後の処理運転においても同様な不適合は発生していない。
<b>(5) 電動機</b>												
原子炉冷却材再循環ポンプ電源装置	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット	C81-G002	A	-	永久磁石発電機(C81-G008A)出力ケーブル用フレキシブルチューブの被覆に亀裂を発見した。	-	フレキシブルチューブの被覆亀裂箇所は、本格点検時に養生が繰り返される部分であることから、経年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	フレキシブルチューブの交換を実施した。
					発電機用軸受のオイルリングにねじれ量の許容値逸脱が確認された。	-	通常運転にてオイルリングがメタルカバーに触れ磨耗したものであり、経年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。		-	-	-	オイルリングの交換を実施した。
					電動機ローターバーに緩みが確認された。	-	始動停止に伴う熱膨張収縮の繰り返しによる経年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。		-	-	-	かしめ補修を実施した。
			B	-	電動機反フライホイール側軸受の排油サポートに軽微な変形が確認された。	-	サポート取付部、配管および他の同様なサポートに変形等の異常はないことから、変形はメンテナンス上の締め過ぎによるものと推定され、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	良	不要	サポートの修理を実施した。
補助ボイラに付属する給水設備	給水ポンプ電動機	P62-C001	D	-	電動機ファン側下部に微量の油溜まりを確認した。試運転による機能確認を実施したが、新たなオイルリークは確認されなかった。	-	電動機ファン側ベアリングはシールドベアリングタイプであり、目視点検の結果、油の漏えい跡がないこと、また作動試験の結果、異常が確認されなかったことから、電動機の地震による影響はないと判断した。	無	-	-	-	-

表-6.2.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(2/15)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	備考
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
低圧ドレンポンプ	低圧ドレンポンプ	N22-C002	A	-	電動機基礎部(グラウト部)に軽微なひび割れを確認した。	-	剥離・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの目視点検、打診試験結果に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施した。
			B	-	電動機基礎部(グラウト部)に軽微なひび割れを確認した。	-	剥離・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの目視点検、打診試験結果に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施した。
			C	-	電動機基礎部(グラウト部)に軽微なひび割れを確認した。	-	剥離・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの目視点検、打診試験結果に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施した。
<b>(6)ファン</b>												
換気空調系	廃棄物処理建屋送風機	U41-C091	A	-	地震後のパトロールによりグラウト部にひび割れを確認した。ひび割れの状況は微細であり、硬化剤による補修を実施した。基礎ボルトについては超音波探傷検査等の追加点検を実施し異常のないことを確認した。	-	剥離等が見られないことから、機能に影響を及ぼすものではないが、地震の影響は否定できない。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの打診試験、超音波探傷試験結果に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施した。
			B	-	地震後のパトロールによりグラウト部にひび割れを確認した。ひび割れの状況は微細であり、硬化剤による補修を実施した。基礎ボルトについては超音波探傷検査等の追加点検を実施し異常のないことを確認した。	-	剥離等が見られないことから、機能に影響を及ぼすものではないが、地震の影響は否定できない。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの打診試験、超音波探傷試験結果に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施した。

表-6.2.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(3/15)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	備考
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
換気空調系	サービス建屋ボットラボ送風機	U41-C702	A	-	地震後のパトロールによりグラウト部にひび割れを確認した。ひび割れの状況は微細であり、硬化剤による補修を実施した。基礎ボルトについては超音波探傷検査等の追加点検を実施し異常のないことを確認した。	-	剥落等が見られないことから、機能に影響を及ぼすものではないが、地震の影響は否定できない。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの打診試験、超音波探傷試験結果に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施した。
		U41-C702	B	-	地震後のパトロールによりグラウト部に微細なひび割れを確認した。念のため、基礎ボルトの超音波探傷検査等の追加点検を実施し異常のないことを確認した。	-	剥落等が見られないことから、機能に影響を及ぼすものではないが、地震の影響は否定できない。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの打診試験、超音波探傷試験結果に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施した。
原子炉区域・タービン区域送風機	U41-C101	A	-	地震後のパトロールにより基礎部(グラウト部)に軽微なひび割れを確認した。	-	剥離・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施した。	
		B	-	地震後のパトロールにより基礎部(グラウト部)に軽微なひび割れを確認した。	-	剥離・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施した。	
		C	-	地震後のパトロールにより基礎部(グラウト部)に軽微なひび割れを確認した。	-	剥離・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施した。	
		D	-	地震後のパトロールにより基礎部(グラウト部)に軽微なひび割れを確認した。	-	剥離・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施した。	



表-6.2.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(4/15)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	備考
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
<b>(9)弁</b>												
不活性ガス系	主要弁	T31-F001	-	○	駆動部上部パッキン箱よりエアリークを確認した。駆動部上部パッキン箱の分解点検を実施した結果、ロッドパッキン溝部にグリスの混入を確認した。他に異常は確認されなかった。	良	エアリークは上部パッキン箱グリス塗布に際し一部に厚く塗られたグリスがロッドパッキン挿入時溝部に混入したことが原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	通常の保全作業として、パッキン交換、手入れを実施し、漏えい確認及び作動確認で異常のないことを確認した。
原子炉隔離時冷却系		E51-F039	-	○	弁間漏えい試験において許容値を超えるシート漏えいが確認された。原因究明のため、追加点検(分解点検)を実施した結果、スラッジの付着等が確認された。弁体弁座の手入、浸透探傷及び当たり確認を行い異常のないことを確認した。	良	シート漏えいはスラッジの付着等によりシート面の当りが低下したことが原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	通常の保全作業として、手入れを実施し、漏えい確認及び作動確認で異常のないことを確認した。
液体廃棄物処理系		K11-F003	-	○	弁間漏えい試験において許容値を超えるシート漏えいが確認された。原因究明のため、追加点検(分解点検)を実施した結果、スラッジの付着等が確認された。弁体弁座の手入、浸透探傷及び当たり確認を行い異常のないことを確認した。	良	シート漏えいはスラッジの付着等によりシート面の当りが低下したことが原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	通常の保全作業として、手入れを実施し、漏えい確認及び作動確認で異常のないことを確認した。
		K11-F004	-	○	弁間漏えい試験において許容値を超えるシート漏えいが確認された。原因究明のため、追加点検(分解点検)を実施した結果、スラッジの付着等が確認された。弁体弁座の手入、浸透探傷及び当たり確認を行い異常のないことを確認した。	良	シート漏えいはスラッジの付着等によりシート面の当りが低下したことが原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	通常の保全作業として、手入れを実施し、漏えい確認及び作動確認で異常のないことを確認した。
減圧装置	グラント蒸気減圧弁	N33-F002	-	-	作動試験を実施したところ、弁駆動部より異音が生じたことから、念のため、駆動部の分解点検を実施した。その結果、異常は確認されなかった。	-	弁の分解点検後、長期にわたり停止しているため、弁本体内部、操作器内部において部分的に固着傾向となり、微少な異音が生じたもので地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	-
減圧装置	所内温水系バックアップ熱交換器入口減圧弁	P61-F202	-	-	漏えい確認時、グラント部より微量な熱水の漏えいを確認した。	-	分解点検を実施した結果、グラントパッキンの劣化が確認され、その他損傷等異常がないことから、パッキンの経年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	通常の保全作業として、グラントパッキンを交換後、漏えい確認を実施し、異常のないことを確認した。

表-6.2.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(5/15)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	備考
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
<b>(11)非常用ディーゼル発電機</b>												
非常用ディーゼル発電設備	ディーゼル機関	R43-C001	A	○	当直員の日常パトロールにおいて燃料噴射ポンプの入口配管フランジより燃料油のにじみを確認した。	良	漏えい箇所のパッキンに建設時の装着不良によるものと思われる割れが認められたことから、建設時の施工不良が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	燃料噴射噴射ポンプの点検に併せて改良型パッキンに交換しているところであり、当該部を含め未交換箇所のパッキン交換を実施した。
					地震後のパトロールにより基礎・グラウト部にひび割れを確認した。	良	確認されたひびは、形状、発生場所から判断すると地震時に想定されるコンクリート部の損傷パターンとは大きく異なるものである。また、地震応答解析では、評価基準値に対して、十分に余裕のある結果が得られている。さらに、コンクリート破壊に対して、基礎ボルトが先行して破壊するよう設計されているのに対し、ボルトは目視点検、打診試験、トルク確認、超音波探傷検査によって健全性が確認されている。以上から、コンクリートの乾燥収縮に起因したひび割れであり、地震による影響ではないと考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの打診試験、超音波探傷試験結果に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	-
	ディーゼル発電機		B	○	地震後のパトロールにおいて発電機ブラシカバー用ホルダーのパックルに変形を確認した。	良	ブラシカバーの開閉を繰り返したことが原因でパックルが変形したものと推定され、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	パックルの修理を実施した。
	ディーゼル機関				地震後のパトロールにより基礎・グラウト部にひび割れを確認した。	良	確認されたひびは、形状、発生場所から判断すると地震時に想定されるコンクリート部の損傷パターンとは大きく異なるものである。また、地震応答解析では、評価基準値に対して、十分に余裕のある結果が得られている。さらに、コンクリート破壊に対して、基礎ボルトが先行して破壊するよう設計されているのに対し、ボルトは目視点検、打診試験によって健全性が確認されている。以上から、コンクリートの乾燥収縮に起因したひび割れであると判断できるが、地震の影響は否定できない。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの打診試験、超音波探傷試験結果に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	-
	ディーゼル発電機		C	○	非常用予備発電装置(C)発電機軸受けの排油側配管にあるフランジ部から、油の滲みを発見した。	良	当該フランジ部を分解した結果、Oリングの損傷(過去のOリングの取付不良)が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	Oリングの交換を実施した。
	ディーゼル機関				地震後のパトロールにより基礎・グラウト部にひび割れを確認した。	良	確認されたひびは、形状、発生場所から判断すると地震時に想定されるコンクリート部の損傷パターンとは大きく異なるものである。また、地震応答解析では、評価基準値に対して、十分に余裕のある結果が得られている。さらに、コンクリート破壊に対して、基礎ボルトが先行して破壊するよう設計されているのに対し、ボルトは目視点検、打診試験によって健全性が確認されている。以上から、コンクリートの乾燥収縮に起因したひび割れであると判断できるが、地震の影響は否定できない。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの打診試験、超音波探傷試験結果に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	-
	空気だめ	R43-A004	A-1	○	当直員の日常パトロールにおいて当該タンクの圧力降下が他のタンクに比べて早いことを確認した。始動弁フランジ部より微少な漏えいを確認した。	-	パッキンの経年劣化が原因であり地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	パッキンの交換を実施した。
		R43-A004	B-1	○	当直員の日常パトロールにおいて当該タンクの圧力降下が他のタンクに比べて早いことを確認した。空気圧縮機出口のフランジより漏えいを確認した。	-	パッキンの経年劣化が原因であり地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	パッキンの交換を実施した。

表-6.2.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(6/15)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	備考
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
<b>(13) 制御棒駆動機構</b>												
制御棒駆動系	水圧制御ユニット(アキムレー) (スクラム弁含む)	C12-D004	126	○	スクラム弁(ロケーションNo.:06-31/22-31)の漏えい確認にてシート漏えいが確認された。 当該弁(ロケーションNo.:06-31/22-31)は、予め計画する追加点検対象であったため、分解点検を実施した結果、弁棒には傷、弁座にはシート面の欠損が確認された。	良		スクラム弁の開閉時の弁のすわりにより、微小な腐食が発生したものと推定される。 これにより、弁座についても損傷したものと考えられ、地震の影響でないと判断した。	無	-	-	弁棒は予備品と交換、弁座は消耗品のため新品と交換した。
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構	C12-D005	(26-43)	○	燃料移動時に引抜き不良が確認された。その後、分解点検及び作動試験を行い異常のないことを確認した。	良		スクラム水による高圧水の通水により、スムーズに引き抜きが可能となった。その後、分解点検を実施し、内部構造物(中空ピストン、パuffersリップ等)に異常の無いことが確認され、クラッド等の一時的な干渉による動作不良であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	通常の保全作業実施後、スクラム試験などの作動試験を実施し、作動性能に異常のないことを確認した。
			(38-43)	○	燃料移動時に引抜き不良が確認された。その後、分解点検及び作動試験を行い異常のないことを確認した。	良		スクラム水による高圧水の通水により、スムーズに引き抜きが可能となった。その後、分解点検を実施し、内部構造物(中空ピストン、パuffersリップ等)に異常の無いことが確認され、クラッド等の一時的な干渉による動作不良であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	通常の保全作業実施後、スクラム試験などの作動試験を実施し、作動性能に異常のないことを確認した。
			-	○	基本点検における作動確認において、アンカップリング事象が確認された。原因究明のため分解点検が必要と判断し、追加点検(分解点検)を実施したが、中空ピストンカップリング部に、損傷・異常は確認されなかった。	良		アンカップリング事象は、カップリング部に損傷がなかったことから、地震前の作業における結合不良であることが確認され、地震の影響でないと判断した。	無	-	-	最終報告内容(対策)についてNISAと折衝中。
<b>(14) 主タービン</b>												
蒸気タービン	高圧タービン	N31-C001	-	-	基本点検における目視点検において、軸受の油切りロータとの接触による損傷及び接触の痕等を確認した。また、予め計画する追加点検においては、翼(動翼と静翼)及び車軸の接触の痕・傷ならびに地震の荷重を直接受け保つ中間軸受台キーの変形、オイルシールリングの割れ等が確認された。	-		地震により、スラスト軸受及びジャーナル軸受の割れがロータに伝わり、ロータが揺れたことにより、軸受の油切りロータとの接触、翼間(動翼と静翼)及び車軸の接触等が発生したものと考えられ、地震の影響によるものと判断した。	有	否	要	軸受け油切り歯、オイルシールリングの取替、中間軸受台キーの修理等を行う。
					目視点検にて地震の荷重を直接受けもつ中間軸受台基礎部コンクリート(グラウト部)に割れが確認された。	-		本事象の発生時期は不明であるが、地震の影響による可能性があるかと判断した。	有	良	不要	通常の保全作業として手入れを実施した。
								翼(動翼と静翼)の接触痕は軽微であり、これらは機能に影響ないと判断した。	有	良	不要	通常の保全作業として手入れを実施した。
								グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であって、基礎に至るようなひびではないため機能には影響ないと判断した。	有	良	不要	-

表-6.2.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(7/15)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	備考						
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定								
蒸気タービン	低圧タービン	N31-C002	A	-	基本点検における目視点検において、軸受の油切りにロータとの接触による損傷及び接触の痕等を確認した。また、予め計画する追加点検においては翼(動翼と静翼)及び車軸の接触の痕・傷等が確認された。	-	地震により、スラスト軸受及びジャーナル軸受の揺れがロータに伝わり、ロータが振れたことにより、軸受の油切りとロータとの接触、翼間(動翼と静翼)及び車軸の接触等が発生したものと考えられ、地震の影響によるものと判断した。	有	軸受の油切りにロータとの接触による損傷、動翼に摩擦が確認されており、これらの機器の損傷は、機能に影響があるものと判断した。	否	要	-						
									車軸及び軸受け等の接触痕は軽微であるため機能には影響ないと判断した。	良	不要		通常の保全作業として手入れを実施した。					
									翼(動翼と静翼)の接触痕は軽微であり、これらは機能に影響ないと判断した。	良	不要		通常の保全作業として手入れを実施した。					
					動翼については、さらなる追加点検として、翼付け根部の目視点検及び非破壊検査を行った結果、第14段に磁粉指示模様を確認された。(第14段:12枚/304枚)	-	金属破面の調査等を行った結果、高サイクル疲労が原因と考えられ、今回の地震以前に生じたものと考えられることから地震の影響によるものでないと判断した。	無	-	-	-	交換又は修理を実施した。						
									B	-	基本点検における目視点検において、軸受の油切りにロータとの接触による損傷及び接触の痕等を確認した。また、予め計画する追加点検においては翼(動翼と静翼)及び車軸の接触の痕・傷等が確認された。	-	地震により、スラスト軸受及びジャーナル軸受の揺れがロータに伝わり、ロータが振れたことにより、軸受の油切りとロータとの接触、翼間(動翼と静翼)及び車軸の接触等が発生したものと考えられ、地震の影響によるものと判断した。	有	軸受の油切りにロータとの接触による損傷、動翼に摩擦が確認されており、これらの機器の損傷は、機能に影響があるものと判断した。	否	要	-
															車軸及び軸受け等の接触痕は軽微であるため機能には影響ないと判断した。	良	不要	
			翼(動翼と静翼)の接触痕は軽微であり、これらは機能に影響ないと判断した。	良	不要	通常の保全作業として手入れを実施した。												
			動翼については、さらなる追加点検として、翼付け根部の目視点検及び非破壊検査を行った結果、第14段、第16段に磁粉指示模様を確認された。(第14段:91枚/304枚、第16段:1枚/260枚)	-	金属破面の調査等を行った結果、高サイクル疲労が原因と考えられ、今回の地震以前に生じたものと考えられることから地震の影響によるものでないと判断した。	無	-	-			-	交換又は修理を実施した。						
							C	-			基本点検における目視点検において、軸受の油切りにロータとの接触による損傷及び接触の痕等を確認した。また、予め計画する追加点検においては翼(動翼と静翼)及び車軸の接触の痕・傷等が確認された。	-	地震により、スラスト軸受及びジャーナル軸受の揺れがロータに伝わり、ロータが振れたことにより、軸受の油切りとロータとの接触、翼間(動翼と静翼)及び車軸の接触等が発生したものと考えられ、地震の影響によるものと判断した。	有	軸受の油切りにロータとの接触による損傷、動翼に摩擦が確認されており、これらの機器の損傷は、機能に影響があるものと判断した。	否	要	-
															車軸及び軸受け等の接触痕は軽微であるため機能には影響ないと判断した。	良	不要	
			翼(動翼と静翼)の接触痕は軽微であり、これらは機能に影響ないと判断した。	良	不要	通常の保全作業として手入れを実施した。												
			動翼については、さらなる追加点検として、翼付け根部の目視点検及び非破壊検査を行った結果、第14段、第16段に磁粉指示模様を確認された。(第14段:34枚/304枚、第16段:4枚/260枚)	-	金属破面の調査等を行った結果、高サイクル疲労が原因と考えられ、今回の地震以前に生じたものと考えられることから地震の影響によるものでないと判断した。	無			-	-	-	交換又は修理を実施した。						

表-6.2.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(8/15)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	備考
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
<b>(15) 発電機</b>												
発電機	主発電機本体	-	-	-	<p>予め計画する追加点検として軸受廻り詳細点検を実施した結果、軸受メタルに回転子シャフトとの接触キズを確認した。また、浸透探傷検査にて部分的な欠陥を確認した。</p> <p>予め計画する追加点検としてブラシホルダー廻り詳細点検を実施した結果、ブラシホルダー廻りの構成部品と回転子コレクタ廻りとの接触、界磁電路接続ボルト緩み・ロッカー部のノックピンの変形等が確認された。</p> <p>予め計画する追加点検としてキー部、基礎ボルト詳細点検を実施した結果、センターキーの変形、アライメントキーの傷、アライメント調整座取付ボルトの緩み、ライナー飛び出し、発電機据付ボルトワッシャーずれを確認した。</p>	-	本事象は地震の影響によるものと判断した。	有	主要構成品の大きな損傷には至っておらず、機能維持に影響ないと判断した。	良	不要	現在損傷部品の修理を実施中。修理完了後、発電機の復旧に入り、組立完了後リーク試験にて気密性の確認を行う。
<b>(17) 燃料取替機</b>												
燃料取扱装置	燃料取替機	F15-E001	-	-	<p>燃料取替機給電レールの変形が確認された。</p> <p>地震後に「制御系異常」警報が確認された。</p>	-	<p>仮置中のウェルシールドプラグが地震によって移動し、燃料取替機給電レールに干渉した事により当該レールが変形したものと推定した。</p> <p>基本点検結果に異常がなかったことから、「制御系異常」警報は地震により燃料取替機台車が揺れたために発生したものと推定される。</p>	有	<p>給電レールが変形したものの走行レールは健全であり、燃料取替機としての機能に異常ないことを確認した。</p> <p>基本点検結果に異常がなかったことから、故障等、健全性に影響を与えるものではないことを確認した。</p>	良	不要	給電レールを交換し、異常の無いことを確認した。
<b>(18) クレーン</b>												
燃料取扱装置	原子炉建屋クレーン	U31-E001	-	-	<p>基本点検の結果、走行伝動用継手(ユニバーサルジョイントのクロスピン)が破損し、動作不可であることを確認した。破損は南側(車輪側・電動機側)、北側(車輪側)で計3箇所を確認された。また、ガーター側面に設置の15tホイストリミットスイッチ用レバーに軽微な曲がり確認された。走行用架線(クレーン作動電源供給部品)については多少の曲がり確認された。</p>	-	<p>走行伝動用継手(ユニバーサルジョイントのクロスピン)は地震動により過大なトルクが発生し破損に至ったと考えられる。ガーター側面に設置の15tホイストリミットスイッチ用レバーの軽微な曲がりについては、地震時にリミットスイッチ用レバーがストライカー作動用の鋼板へ接触したことによるものと考えられる。走行用架線(クレーン作動電源供給部品)の多少の曲がりについては建設当初の据付時からのものと考えられる。</p>	有	<p>走行伝動用継手(ユニバーサルジョイント)の破損については走行機能に影響あり。その他は影響なし。</p>	否	要	<p>走行伝動用継手(ユニバーサルジョイントのクロスピン)については当該部品を新品・同型に交換を実施した。また、ガーター側面に設置の15tホイストリミットスイッチ用レバーについては当該部品を新品・同型に交換を実施した。走行用架線(クレーン作動電源供給部品)の多少の曲がりについては作動試験により問題ない事を確認した。</p>

表-6.2.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(9/15)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	備考
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
<b>(21)配管</b>												
補助ボイフに付属する管	主配管	-	-	-	漏えい試験において弁P61-TCV-F207付近の配管より蒸気の漏えいを確認した。当該箇所を保温撤去後、詳細目視点検、及び浸透探傷試験を実施した結果、P61-TCV-F207下流側溶接部に指示模様を確認した。	-	当該箇所について材料調査を実施した結果、浸透探傷検査の指示箇所が靱界割れの様相を呈していることが確認された。F207調節弁が微開運用を繰り返すことから、原因として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水酸化ナトリウムが濃縮され、残留応力が高い溶接部でアルカリ腐食割れが発生したことによると考えられる(震災前に向発電所5号機に同じ現象によるアルカリ腐食割れが発生している)。以上より、今回発生した配管割れはアルカリ腐食割れが原因であり、地震による影響はないと判断する。	無	-	-	-	当該配管部の修理(交換)を予定。
給水加熱器ドレンベント系(オイルスナッパ)	給水加熱器ドレンベント系の管(オイルスナッパ)	SNO-HV	T105	-	目視点検の結果、給水加熱器ベント系オイルスナッパのターンバックルに曲がり確認された。	-	本事象は、上下方向の地震力によりターンバックル部が変形したものと判断した。	有	オイルスナッパ本体にはオイル漏れ等の事象はなかったものの、配管とを連結するターンバックル部が上下方向に変形していることから、配管支持機能へ影響があったものと判断した。	否	要	本オイルスナッパの交換を実施
			T107	-	目視点検の結果、給水加熱器ベント系オイルスナッパのターンバックルに曲がり確認された。	-	本事象は、上下方向の地震力によりターンバックル部が変形したものと判断した。		オイルスナッパ本体にはオイル漏れ等の事象はなかったものの、配管とを連結するターンバックル部が上下方向に変形していることから、配管支持機能へ影響があったものと判断した。	否	要	本オイルスナッパの交換を実施
			T109	-	目視点検の結果、給水加熱器ベント系オイルスナッパのターンバックルに曲がり確認された。	-	本事象は、上下方向の地震力によりターンバックル部が変形したものと判断した。		オイルスナッパ本体にはオイル漏れ等の事象はなかったものの、配管とを連結するターンバックル部が上下方向に変形していることから、配管支持機能へ影響があったものと判断した。	否	要	本オイルスナッパの交換を実施
			T186	-	目視点検の結果、給水加熱器ベント系オイルスナッパのターンバックルに曲がり確認された。	-	本事象は、上下方向の地震力によりターンバックル部が変形したものと判断した。		オイルスナッパ本体にはオイル漏れ等の事象はなかったものの、配管とを連結するターンバックル部が上下方向に変形していることから、配管支持機能へ影響があったものと判断した。	否	要	本オイルスナッパの交換を実施
主蒸気配管	主配管(レストレント)	RE-MS-T001	-	-	目視点検の結果、レストレント脚部に溶接部割れが確認された。	-	破面調査の結果、運転疲労によるものと判断でき、地震による影響でないことを確認した。	無	-	-	-	脚部の補修を実施する。
	主配管1(メカニカルスナッパ)	SNM-MS-T033	1	-	低速走行試験を実施した結果、メカニカルスナッパにスティック(固着)が確認された。	-	分解点検を実施した結果、原因は部品(ボールネジ)の固着であり、地震による破損ではなかった。	無	-	-	-	-
			3	-	低速走行試験を実施した結果、メカニカルスナッパにスティック(固着)が確認された。	-	分解点検を実施した結果、原因は部品(ボールネジ)の固着であり、地震による破損ではなかった。		-	-	-	-
主配管2(メカニカルスナッパ)	SNM-MS-T034	1	-	低速走行試験を実施した結果、メカニカルスナッパにスティック(固着)が確認された。	-	分解点検を実施した結果、原因は部品(ボールネジ)の固着であり、地震による破損ではなかった。	無	-	-	-	-	-

表-6.2.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(10/15)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	備考
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
<b>(24) 復水器、給水加熱器、湿分分離加熱器</b>												
復水器	復水器A	N61-6001	A	-	基本点検における目視点検で整流板に浮き上がり及び変形を確認した。	-	地震前の第8回定検点検結果では変形は確認されておらず、地震後点検時に変形が確認され、その箇所はA,B,C全てのコーナー部に発生していることから、本事象は地震によるタービンと復水器の揺れの違いから整流板が下部ホルダーと干渉し、曲げ加工(コーナのR加工)で剛性が高いコーナー部が塑性変形した事象であると判断した。	有	整流板は伸縮継手に直接蒸気が当たるのを防ぐために保護用で取付けられており、本事象の浮き上がり、変形は直接機能には影響するものでないと判断した。	良	不要	念のため、損傷整流板について新製交換した。
					基本点検における目視点検で水室フランジ部漏えい痕及び海側水室フランジ蓋パッキンのはみ出し・千切れが確認された。	-	フランジボルトズレ跡部に錆が確認されており、運転振動により締付力が若干低下し、パッキンが徐々にみ出し、劣化・硬化し千切れたもので、経年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	復水器水室内面に目張り補修を実施中。
					基本点検における目視点検で、水室フランジ部ボルトナットのズレ跡が確認された。	-	フランジボルトズレ跡部に錆が確認されており、運転振動により締付力が若干低下したものであり、経年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	ズレ量の大きい箇所のボルト・ナットについて、抜取りVTを行い異常のないことを確認した。また、ボルト全数のトルク締めを実施した。
	復水器B		B	-	基本点検における目視点検で整流板に浮き上がり及び変形を確認した。	-	地震前の第8回定検点検結果では変形は確認されておらず、地震後点検時に変形が確認され、その箇所はA,B,C全てのコーナー部に発生していることから、本事象は地震によるタービンと復水器の揺れの違いから整流板が下部ホルダーと干渉し、曲げ加工(コーナのR加工)で剛性が高いコーナー部が塑性変形した事象であると判断した。	有	整流板は伸縮継手に直接蒸気が当たるのを防ぐために保護用で取付けられており、本事象の浮き上がり、変形は直接機能には影響するものでないと判断した。	良	不要	念のため、損傷整流板について新製交換した。
					基本点検における目視点検で水室フランジ部漏えい痕及び海側水室フランジ蓋パッキンのはみ出し・千切れが確認された。	-	フランジボルトズレ跡部に錆が確認されており、運転振動により締付力が若干低下し、パッキンが徐々にみ出し、劣化・硬化し千切れたもので、経年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	復水器水室内面に目張り補修を実施中。
					基本点検における目視点検で、水室フランジ部ボルトナットのズレ跡が確認された。	-	フランジボルトズレ跡部に錆が確認されており、運転振動により締付力が若干低下し、パッキンが徐々にみ出し、劣化・硬化し千切れたもので、経年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	ズレ量の大きい箇所のボルト・ナットについて、抜取りVTを行い異常のないことを確認した。また、ボルト全数のトルク締めを実施した。
	復水器C		C	-	基本点検における目視点検で整流板に浮き上がり及び変形を確認した。	-	地震前の第8回定検点検結果では変形は確認されておらず、地震後点検時に変形が確認され、その箇所はA,B,C全てのコーナー部に発生していることから、本事象は地震によるタービンと復水器の揺れの違いから整流板が下部ホルダーと干渉し、曲げ加工(コーナのR加工)で剛性が高いコーナー部が塑性変形した事象であると判断した。	有	整流板は伸縮継手に直接蒸気が当たるのを防ぐために保護用で取付けられており、本事象の浮き上がり、変形は直接機能には影響するものでないと判断した。	良	不要	念のため、損傷整流板について新製交換した。
					基本点検における目視点検で水室フランジ部漏えい痕及び海側水室フランジ蓋パッキンのはみ出し・千切れが確認された。	-	フランジボルトズレ跡部に錆が確認されており、運転振動により締付力が若干低下し、パッキンが徐々にみ出し、劣化・硬化し千切れたもので、経年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	復水器水室内面に目張り補修を実施中。

表-6.2.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(11/15)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	備考
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
復水器	復水器C	N61-B001	C	-	基本点検における目視点検で、水室フランジ部ボルトナットのズレ跡が確認された。	-	フランジボルトズレ跡部に錆が確認されており、運転振動により締付力が若干低下したものであり、経年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	ズレ量の大きい箇所ボルト・ナットについて、抜取りVTを行い異常のないことを確認した。また、ボルト全数のトルク締めを実施した。
					予め計画する追加点検として浸透探傷検査を実施した結果、管内混合ドレン配管のサポート溶接部近傍に損傷が確認された。	-	損傷部位を切り出し破面観察を実施した結果、破面の僅一部を除き腐食生成物が確認されていることから、損傷に至った原因は地震の影響ではなく運転中の疲労による損傷と判断した。		-	-	-	損傷サポートについて新製交換実施中
蒸気タービンに附属する熱交換器	湿分離加熱器	N35-B001	A	クラス3	予め計画する追加点検として浸透探傷試験により溶接部の指示模様や目視点検による溶接部の傷が確認された。	-	確認された指示模様は円形指示模様であること、傷については内部構造物の取付溶接溶接部であり地震発生以前にも同様な箇所へ傷が確認されていることから経年的な事象であり地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	当該部の補修や傷の除去を行った。
			B	クラス3	予め計画する追加点検として浸透探傷試験により溶接部の指示模様や目視点検による溶接部の傷が確認された。	-	確認された指示模様は円形指示模様であること、傷については内部構造物の取付溶接溶接部であり地震発生以前にも同様な箇所へ傷が確認されていることから経年的な事象であり地震の影響によるものではないと判断した。		-	-	-	当該部の補修や傷の除去を行った。
給復水系	第1給水加熱器A	N21-B001	A	-	第1給水加熱器(A)基礎・グラウト部にき裂が確認された。	-	確認されたひびは、形状、発生場所から判断すると地震時に想定されるコンクリート部の損傷パターンとは大きく異なるものである。コンクリートの乾燥収縮に起因したひび割れであると判断できるが、地震の影響は否定できない。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの打診試験、超音波探傷試験結果に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	構造強度に影響はないと判断したが、念のため、今後グラウト部の補修を実施する。



表-6.2.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(12/15)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	備考
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
<b>(26)変圧器</b>												
主要変圧器 (中性点接地舎)	主要変圧器	S11-MTR	-	-	予め計画する追加点検として目視点検を実施した結果、放圧管より油漏れが確認された。	-	揺れにより放圧装置が動作し放圧弁から漏油したものであり、地震の影響によるものと判断した。	有	変圧器本体を保護する為の動作であり機器の損傷ではないことから、機械性能等には影響ないと判断した。	良	不要	地震による影響であり、機能維持には影響が無いと判断したが、正規の状態にて復旧するため、放圧板および安全ピンの交換を実施した。
					予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、巻線部の絶縁物の一部にズレが確認された。	-	本来、等間隔に配置されている絶縁物に揺れが原因と考えられるズレが生じていることから、地震の影響によるものと判断した。	有	絶縁物の配列ズレであり、巻線にズレは無いことから、巻線距離に変化は無く絶縁性能等に影響無いと判断した。	良	不要	地震による影響であり、機能維持には影響が無いと判断したが、正規の状態にて復旧するため、絶縁物を元の位置に修復した。
低起動変圧器	低起動変圧器	S12-LSTR	6SB	-	基本点検における目視点検にて、放圧管より油漏れが確認された。	-	揺れにより放圧装置が動作し放圧弁から漏油したものであり、地震の影響によるものと判断した。	有	変圧器本体を保護する為の動作であり機器の損傷ではないことから、機械性能等には影響ないと判断した。	良	不要	地震による影響であり、機能維持には影響が無いと判断したが、正規の状態にて復旧するため、放圧装置の交換を実施した。
所内変圧器	所内変圧器	R11-HTR	6A	-	予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、巻線部の絶縁物の一部にズレが確認された。	-	本来、等間隔に配置されている絶縁物に揺れが原因と考えられるズレが生じていることから、地震の影響によるものと判断した。	有	絶縁物の配列ズレであり、巻線にズレは無いことから、巻線距離に変化は無く絶縁性能等に影響無いと判断した。	良	不要	地震による影響であり、機能維持には影響が無いと判断したが、正規の状態にて復旧するため、絶縁物を元の位置に修復した。
			6B	-	予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、巻線部の絶縁物の一部にズレが確認された。	-	本来、等間隔に配置されている絶縁物に揺れが原因と考えられるズレが生じていることから、地震の影響によるものと判断した。	有	絶縁物の配列ズレであり、巻線にズレは無いことから、巻線距離に変化は無く絶縁性能等に影響無いと判断した。	良	不要	地震による影響であり、機能維持には影響が無いと判断したが、正規の状態にて復旧するため、絶縁物を元の位置に修復した。
変圧器	補助ボイラ用変圧器	P62-J004	C	-	基本点検における目視点検にて、油面計指示の固着を確認した。	-	地震の前後で指示に著しい変化はなく、また計器に外観上の損傷もないことから経年劣化によるものと考えられるが、地震の影響を完全には否定できないと判断した。	有	補助ボイラ変圧器(C)本体に漏油・油面の変動は確認されなかったため、変圧器の機能に影響はないと判断した。	-	-	油面計の交換を実施した。
					基本点検における目視点検にて、本体下部に発錆を確認した。	-	経年による発錆であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	変圧器下部板の肉厚測定の結果、強度上問題ない厚さが残っていることを確認した。	
<b>(29)計器、継電器、調整器、検出器、変換器</b>												
低起動変圧器 (保護継電装置の種類)	低起動変圧器温度高検出装置(警報用)	26	AD	-	基本点検における機能確認試験にて、接点の動作不良が確認された。	-	経年劣化により温度指示計のカムとマイクロスイッチとのクリアランスが増加し接点の動作不良に至ったことが原因で、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	温度検出装置の交換を実施した。
起動領域モタ	起動領域モタ	C51-Z801	G	○	基本点検における目視点検にてコネクタ接続ケーブルにゆるみが確認された。	良	過去の点検における取り外し・取付に伴う経年劣化が原因で、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	コネクタの交換を実施した。
出力領域モタ	平均出力領域モタ(検出器)	C51-LPRM	-	○	基本点検における目視点検にてLPRM検出器信号コネクタ2個(ケーブル側)にゆるみが確認された。 (対象はロケーションNo.36-37A/80-45C)	未	過去の点検における取り外し・取付に伴う経年劣化が原因で、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	コネクタの交換を実施した。

表-6.2.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(13/15)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	備考
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
プロセスモニタリング設備	格納容器(D/W)内雰囲気放射線モニタ	D23-RE005	A	○	基本点検における目視点検にて格納容器内雰囲気放射線モニタ検出器(ドライウェル)の高圧電源用コネクタの芯線抜けを確認した。	良	過去の点検における取り外し・取付に伴う経年劣化が原因で、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	コネクタの交換を実施した。
		D23-RE005	B	○	基本点検における目視点検にて格納容器内雰囲気放射線モニタ検出器(ドライウェル)の高圧電源用コネクタの芯線抜けを確認した。	良	過去の点検における取り外し・取付に伴う経年劣化が原因で、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	コネクタの交換を実施した。
	気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ	D11-RE111	A	-	基本点検における機能確認において気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタAの検出器の校正機能の確認を実施したところ、校正回路における模擬信号の上昇時間が他の検出器と比べて長い状態であった。検出器校正回路を点検した結果、回路の校正ハルスを生成している素子の故障を確認した。	-	外観上及び他の素子に異常が無いことから、経年的な故障であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	当該検出器については修理を実施した。
	排気筒放射線モニタ(IC)	D11-RE043	B	-	基本点検における目視点検にて排気筒放射線モニタ検出器の信号用コネクタピン(プリアンプ側)に芯線抜けを確認した。	-	過去の点検における取り外し・取付に伴う経年劣化が原因で、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	コネクタの交換を実施した。
エリアモニタリング設備(原子炉建屋放射線モニタ)	R/B 3F 南東側エリア	D21-RE008	-	-	基本点検における機能確認にてエリアモニタ検出器の校正機能の確認を実施したところ、校正回路における模擬信号の上昇時間が他の検出器と比べて長い状態である。検出器校正回路を点検した結果、回路の校正ハルスを生成している素子の故障を確認した。	-	外観上及び他の素子に異常が無いことから、経年的な故障であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	当該検出器については交換を実施した。
	R/B 2F 南東側エリア	D21-RE010	-	-	基本点検における機能確認にてエリアモニタ検出器の校正機能の確認を実施したところ、校正回路における模擬信号の上昇時間が他の検出器と比べて長い状態である。	-	外観上損傷が無いこと及び、過去にも同様の故障を経験しており、地震の影響ではなく、経年劣化であると判断した。	無	-	-	-	当該検出器については交換を実施した。
ディーゼル発電機用6.9kV遮断器(保護継電装置の種類)	発電機比率差動	R43-87DC	-	○	機能:D/G(C)保護継電器87DGC/Rの最小動作値の管理値逸脱を確認した。	良	原因は経年劣化による可変抵抗器抵抗値増加によるものと考えられ、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	当該抵抗器を新品と交換して動作試験を実施したところ、管理値内で動作することを確認した。

表-6.2.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(14/15)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	備考
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
<b>(35) 除湿塔</b>												
計装用圧縮空気系	計装用圧縮空気系除湿装置除湿塔	P52-A004	-	-	漏えい試験のため起動した際、「除湿塔出口圧力 低」警報が発生し、トリップする事象が発生した。	-	漏えい試験のパウダリとなる弁 (P52-AO-F021B, P52-AO-F022B) において異物がかみこみシートバスが発生したことにより、圧力が低下し警報が発生したものと考えられた。パウダリ弁の分解点検を実施後、漏えい試験を実施し、除湿塔に漏えいのないことを確認した。	無	-	-	-	
<b>(38) 制御盤、電源盤</b>												
所内母線負荷用6.9kV遮断器	6.9kVメタクラ6A-1	M/C6A-1	-	-	基本点検における目視点検にて、5Bユニット真空遮断器のシャフト支えブッシュのずれを確認した。	-	劣化によりシャフトとブッシュ間の揺動性が低下したこと、またブッシュとメインシャフト支え間の寸法公差が許容値内ではあるが少なかったことにより、開閉動作を繰返すうちにシャフト支えブッシュがズレたものと推定した。同一電源盤に取り付けられている他の遮断器に異常はみられないことから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	真空遮断器操作機構部を分解し、メインシャフト支え及びシャフト支えブッシュの交換を実施し、遮断器の開閉動作機能に異常のないことを確認した。
圧力制御	主タービンEHC盤	H12-P685	-	-	基本点検における目視点検にて主タービンEHC盤の内扉開放用ストッパーが嵩外に落ちているため取付けようとしたところ、ストッパーが収納出来なかった。ストッパーを確認したところ、変形が確認された。	-	地震発生時、点検作業のため当該ストッパーを使用し内扉開放中だったことから、地震の影響により変形したと判断した。	有	盤扉開放用ストッパーの変形であり盤の機能には影響がなかったことから、問題ないものと判断した。	良	不要	ストッパーの修正を行った。
安全保護系	安全保護系盤	H11-661-4	-	○	基本点検における機能点検(エラーログ採取)のために安全保護系盤(H11-P661-4)ユニット内の基板に保守ツールを接続したが、インターフェース不良によりエラーログ採取が出来なかった。基板の点検を実施した結果、インターフェース用部品の故障を確認した。	良	多重化されている他の基板に異常のないこと及び過去にも類似の故障を経験していることから、地震の影響ではなく、経年劣化であると判断した。	無	-	-	-	基板の交換を行った。
原子炉冷却材再循環ポンプ電源装置	原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置(F)	C81-P002	F	-	アイソレータの単体試験にて判定基準逸脱が確認された。	-	過去の点検で確認されたアイソレータ不適合と同じ事象であり、部品の経年劣化が原因で、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	アイソレータの交換を実施した。
蓄電池及び充電器	直流125V充電器盤	R42-P002	C	○	動作確認試験において過電流継電器の動作不良が確認された。	未	同一電源盤に取り付けられている他の継電器に異常は見られず、過去に他号機の同型継電器でも動作不良による交換を行っているため、経年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	継電器の交換を実施した。
			D	○	電流計の誤差の管理値逸脱が確認された。	未	電流計の誤差の管理値逸脱は過去にも発生しており、経年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	電流計の交換を実施した。
	直流125V充電器盤6C-6D予備	R42-P011	-	-	動作試験において過電流継電器の動作不良が確認された。	-	同一電源盤に取り付けられている他の継電器に異常は見られず、過去に他号機の同型継電器でも動作不良による交換を行っているため、経年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	継電器の交換を実施した。
			直流250V充電器盤	R42-P007	-	-	継電器取り付けフックの破損が確認された。	-	同一電源盤に取り付けられている他の継電器のフックに異常は見られなかった。また、同様の事象は過去に他の継電器でも確認されていることより、フックの破損は地震発生前からの経年劣化によるものと判断した。	無	-	-
変圧器	補助ボイラ(4C)電気盤	H21-P472	C	-	盤扉ストッパー金具等に変形が確認された。	-	地震前には扉の開閉操作は支障なく行ったことから、地震の影響によるものと判断した。	有	盤扉ストッパー金具の変形であり盤の機能には影響がなかったことから、問題ないものと判断した。	良	不要	盤扉の修理を実施し復旧した。
バイタル交流電源設備	バイタル交流電源装置	R46-P002B	B	○	地震後のパトロールにおいて、盤内に吊り下げられていた乾燥剤の袋が破れ内容物の一部が盤内に散乱しているのを確認した。	未	地震の影響により制御盤内の機器と接触し破れたものと思われる。	有	清掃して機能確認を実施したところ異常がなかったことから、問題ないものと判断した。	良	不要	散乱物を清掃後、絶縁抵抗を測定し、問題ないことを確認した。

表-6.2.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(15/15)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	備考
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
<b>(43)ボイラ</b>												
補助ボイラ (4C)	胴	P62-D001	C	-	目視点検において、水面計ユニオン部より漏えい跡を確認した。	-	ユニオン部の経年劣化による漏えいであり、地震の影響ではないと判断した。	無	-	-	-	修理後運転確認を行い漏えいがないことを確認した。健全性確認を行い異常ないことを確認した。
					目視点検において、フード閉開機グランド部からの蒸気リークを確認した。	-	グランドバックシンの経年劣化による漏えいであり、地震の影響ではないと判断した。		-	-	-	グランドバックシン交換を行い漏えいがないことを確認した。健全性確認を行い異常ないことを確認した。
					目視点検において、缶体側給水ラインフランジ部からのリークを確認した。	-	フランジガスケットの経年劣化による漏えいであり、地震の影響ではないと判断した。		-	-	-	ガスケット交換を行い漏えいがないことを確認した。健全性確認を行い異常ないことを確認した。
					機能確認において、給水流量計の動作に異常が確認された。	-	地震後の運転は異常なく、今回起動時に生じたことから地震の影響ではないと判断した。		-	-	-	当該流量計を修理後再度運転試験を行い異常のないことを確認した。
<b>(44)特殊フィルタ</b>												
非常用ガス処理系	主配管3(非常用ガス処理系フィルタ装置)	T22-D002	-	○	フィルタ装置内部床面に、軽微な発錆及び塗装の剥離を確認した。	良	塗膜の部分的な劣化による錆の発生であり地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	塗膜の劣化によるもので発錆箇所は補修塗装を実施した。
					端子箱取付ボルトの一部に緩みが認められた。	良	ボルトに伸び等の異常が認められないこと及び端子箱に損傷がないことから地震の影響によるものではなく、締め付け不良と推定した。		-	-	-	再締め付けを実施した。

## 6.2.4 品質保証

設備健全性に係る点検・評価の計画および実施にあたっては、保安規定において適用している「原子力発電所における安全のための品質保証規程」(JEAC4111-2003)に基づき品質保証活動を行った。

具体的な活動は以下のとおりである。

- (1) 設備健全性に係る点検・評価の実施に際し、当社の品質マネジメントシステム文書である「保守管理基本マニュアル」および「設計管理基本マニュアル」等に基づき技術検討書「新潟県中越沖地震後の詳細点検の実施方針について」ならびに点検・評価計画書等を作成し、点検・評価を行った。
- (2) 点検・評価に係る業務の調達においては、「調達管理基本マニュアル」に基づき実施した。
- (3) 設備健全性に係る点検・評価の実施において確認された不適合事象に対して、「不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき管理を実施した。
- (4) 点検・評価結果の記録等の管理については、「文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき行っている。
- (5) 地震応答解析の実施においては、「許認可解析の検証マニュアル」に基づき実施した。
- (6) さらに、(1)～(5)に加えて、設備所管グループによる点検・評価の実施に係る活動が適切に行われていることを社内品質安全部門および社外機関が以下のとおり確認した。

### ① 点検者の力量確認

#### イ. 目視点検要員

地震の影響の有無判断を実施する目視点検員の力量について、設備

所管グループにより以下の項目が確認され適切な力量管理が行われていることを品質安全部門および社外機関が抜き取りにより確認した。

(イ) 日本非破壊検査協会規格 NDIS 3413「非破壊試験技術者の視力及び色覚の試験方法」にて準用される，日本工業規格 JIS Z 2305「非破壊試験－技術者の資格及び認証」にて非破壊試験員に要求される近方視力の確認が行われていること。

(ロ) 当該設備または機器点検の経験年数が3年以上であること。  
経験年数が3年未満の場合は，目視点検に関する教育を行い，結果が設備所管グループに報告されていること。

(ハ) 「各機器について想定される損傷及び損傷に対する点検方法」を確認した者が従事していること。

ロ. 非破壊試験（目視点検を除く）要員

地震の影響の有無判断を実施する非破壊試験員の力量について，設備所管グループにより以下の項目が確認され適切な力量管理が行われていることを品質安全部門および社外機関が抜き取りにより確認した。

(イ) 放射線透過試験，超音波探傷試験，磁粉探傷試験，浸透探傷試験，渦流探傷試験など資格を必要とする非破壊試験を実施する場合には，原則として日本工業規格 JIS Z2305「非破壊試験－技術者の資格及び認証」に定める非破壊試験技術者資格 NDT レベル2以上もしくは日本非破壊検査協会認定資格 NDI 2種以上の資格を有する者，またはその者が所属する社内認定制度の NDT レベル2以上もしくは NDI 2種相当以上の資格を有する者がこれにあたっていること。

② 点検実施状況の確認

現場確認または記録確認を品質安全部門および社外機関が抜き取りにより以下のとおり実施し，点検実施状況の確認を行った。

イ. 施行要領書確認

- (イ) 施行要領書がメーカー設計者によるレビューを受け，設備所管グループが審査・承認していることを確認した。
- (ロ) 施行要領書に必要な事項が定められていることを確認した。

ロ. 現場確認

- (イ) 力量を有する点検者が，施行要領書に基づき点検・評価していることを，設備所管グループと異なる独立した立場で現場確認を行った。

ハ. 点検記録確認

- (イ) メーカー設計者によるレビューおよび設備所管グループによる審査・承認後，点検記録の確認を行った。
- (ロ) 点検記録が施行要領書および現場の点検・評価に基づいて作成されていることを確認した。
- (ハ) 点検記録の保管については，「文書及び記録管理基本マニュアル」に従っていることを確認した。

### 6.3 評価のまとめ

柏崎刈羽原子力発電所 6 号機は、本地震後の設備健全性評価を行うにあたり、原子炉施設保安規定に基づき定めた特別な保全計画に従い、機器レベルにおける点検・評価を実施してきた。

点検対象である約 1540 機器に設備点検を実施した結果、地震の影響による異常<sup>※3</sup>を 43 機器に確認した。また、40 機器に通常の点検時にみられる経年的な劣化事象を確認したが、地震の影響によるものでないと判断した。

※3：本報告書では設備点検により確認した損傷、不具合等を「異常」と定義しており、ここでは評価した結果、構造強度、機能に影響の無かったものも含めて「異常」と称した。

地震の影響による事象を確認した 43 機器のうち、9 機器に構造強度や機能維持に影響を与えると考えられる異常を確認した。これらは機器に重大な損傷をもたらしたものでなく、かつ原子炉安全を阻害する可能性のある事象ではなかった。これらの損傷について具体的な機器および事象は以下のとおりである。

- 動的機器内部構造物の接触事象（4 機器）
  - 主タービン（高圧，低圧(A)(B)(C)）の内部構造物の接触・損傷等
- 部品等のずれ，こすれ，損傷等（5 機器）
  - 原子炉建屋天井クレーン（1 機器）
    - ・ 走行伝動用継手の破損（ユニバーサルジョイント）
  - 給水加熱器ドレンベント系（4 機器）
    - ・ オイルスナッパ ターンバックル曲がり

これらの損傷については、部品の取替，補修，手入れ等により原形に復旧する。

なお、上記 40 機器に確認された経年的な劣化事象についても、通常の保全作業で実施しているような部品の取替，補修，手入れにより復旧している。



地震応答解析については、構造強度評価件および動的機能維持評価件を終了し、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）を除いた全ての対象設備で評価基準値を下回っていることを確認した。また、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）については、追加点検の結果より異常が確認されなかったことから健全性に問題はないと考えられる。

本点検・評価においては、健全性を損なう可能性のある機器が抽出された場合、解析ならびに設備点検の結果を踏まえて総合評価を行い、モックアップ試験や追加評価、または取替、補修、手入れ等の要否判断を行うことにより対応することを計画していた。しかしながら、原子炉安全上重要な機器については、設備点検において地震による重要な異常がなかったこと、ならびに地震応答解析では許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S等の評価基準値を超えているものはなかったことから、上記の対応を伴わず設備の健全性が確認できた。

6号機において確認された地震による損傷では、7号機では確認されていない、原子炉建屋天井クレーンのユニバーサルジョイントが破損に至る事象や、オイルスナッパターンバックルの曲がり事象が確認された。これらの原因は、上下方向の地震加速度が大きかったことにより発生したものであった。6号機では上下の最大応答加速度が488galであり、7号機の355galと比較すると1.5倍程度大きい影響から、6号機のみ損傷に至ったものと考えられる。

その他については、7号機の損傷状況と大きな違いは確認されていない。

今回の特別な保全計画における設備点検で得られた「基礎部の軽微なひび」および「支持構造物の軽微な異常」等の知見については、当社の品質マネジメントシステムにおける保全プログラムへの反映等を実施する。

## 7. 今後の予定

### 7.1 機器レベルの設備点検

#### 7.1.1 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作動試験および漏えい試験等の点検項目については、条件が整い次第、点検を行う。また、得られた知見等については他号機の点検にも反映を実施していく。

### 7.2 系統健全性の確認

#### 7.2.1 系統レベルでの点検・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。

## 8. 添付資料

添付資料 1	各機種 の 点検方法
添付資料 2	各機種 の 点検結果
添付資料 3	追加点検結果一覧表
添付資料 4	柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る総合評価
添付資料 5	目視点検困難で代替点検を実施した箇所
添付資料 6-1-1	コンクリートの微細なひび割れ確認事象について
添付資料 6-1-2	支持構造物で確認された事象の概要について
添付資料 6-2-1	主タービンに確認された事象の概要について
添付資料 6-2-2	主発電機に確認された事象の概要について
添付資料 6-2-3	主変圧器で確認された事象の概要について
添付資料 7	疲労評価における繰返し回数の算出について（追而）
添付資料 8	制御棒駆動機構で確認された事象について
添付資料 9	原子炉建屋クレーンで確認された事象について
添付資料 10	補助蒸気配管で確認された事象について
添付資料 11	原子炉隔離時冷却系の弁に確認された事象について
添付資料 12	塑性ひずみ測定結果（硬さ測定結果）
添付資料 13	配管減肉測定結果

## 9. 参考資料

参考資料 1 軽油タンクと移送ラインの点検結果について

## 10. 参考文献

- 1 耐震設計高度化調査 原子炉建屋・機器の水平・上下応答評価法の調査報告書, (財) 原子力発電技術機構, 平成 13 年 3 月
- 2 配管系設計用減衰定数適正化に関する検討, (社) 日本電気協会, 第 9 回機器・配管検討会資料 No.9-3-2-2(5), 平成 18 年 5 月 12 日
- 3 クレーン類の設計用減衰定数に関する検討, (社) 日本電気協会, 第 9 回機器・配管検討会資料 No.9-3-2-2(2), 平成 18 年 5 月 12 日
- 4 水平・上下地震動に対する設計用減衰定数の改定について, (社) 日本電気協会, 第 9 回機器・配管検討会資料 No.9-3-2-2(1), 平成 18 年 5 月 12 日
- 5 許容応力規定の比較 (JSME 設計・建設規格と JEAG4601 改定案), (社) 日本電気協会, 第 20 回機器・配管検討会資料 No.20-4-1, 平成 18 年 12 月 27 日
- 6 水平・鉛直地震動に対する動的機器の地震時機能維持評価法の改定案について, (社) 日本電気協会, 第 15 回機器・配管検討会資料 No.15-4-4-2, 平成 18 年 9 月 11 日
- 7 沸騰水型原子力発電所 改良型制御棒駆動装置 (FMCRD), (株) 東芝, TLR-049, 改訂 1, 平成 5 年 4 月
- 8 Investigation on Ultimate Strength Evaluation of Snubber in Piping System of Japanese NPP, Eiichi Yamazaki & Nobuyuki Kojima, SMiRT19, 2007