

柏崎刈羽原子力発電所7号機

新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る

点検・評価に関する報告書

(機器レベルの点検・評価報告)

(案)

平成20年8月27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	7号機での観測結果 .....	2-3
2.4	7号機の状況 .....	2-4
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 .....	4-4
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
4.4.2	設備点検の結果 .....	4-10
4.4.3	回転機器の振動診断評価について .....	4-12
4.4.4	7号機以外で確認された不適合事象に関する点検の状況 .....	4-13
4.5	力量管理 .....	4-26
4.5.1	目視点検要員の力量確認 .....	4-26
4.5.2	非破壊試験要員(目視検査要員を除く)の力量確認 .....	4-26
5.	経年劣化事象の考慮 .....	5-1
5.1	配管減肉 .....	5-1
5.1.1	目的 .....	5-1

5.1.2	配管板厚測定の概要 .....	5-1
5.1.3	測定方法 .....	5-1
5.1.4	測定結果の評価 .....	5-2
5.1.5	配管板厚測定結果 .....	5-2
5.2	粒界型応力腐食割れ(IGSCC) .....	5-3
5.2.1	概要 .....	5-3
5.2.2	他号機における IGSCC の地震による影響 .....	5-3
6.	地震応答解析について .....	6-1
6.1	解析評価方針 .....	6-1
6.2	解析評価方法 .....	6-2
6.2.1	地震応答解析の概要 .....	6-2
6.2.2	構造強度評価の方法 .....	6-4
6.2.3	動的機能維持の評価方法 .....	6-5
6.2.4	地震応答解析で用いた条件について .....	6-5
6.3	解析結果 .....	6-7
6.3.1	解析の状況 .....	6-7
6.3.2	構造強度評価結果 .....	6-7
6.3.3	動的機能維持評価結果 .....	6-7
6.4	解析の考察 .....	6-8
7.	総合評価 .....	7-1
7.1	総合評価の方法 .....	7-1
7.1.1	設備点検で異常が確認されなかった場合 .....	7-1
7.1.2	設備点検で異常が確認された場合 .....	7-2
7.2	総合評価結果 .....	7-4
7.2.1	損傷原因の究明(地震による影響の評価) .....	7-4
7.2.2	健全性評価(追加評価を含む)ならびに対応策検討 .....	7-5
7.2.3	塑性変形に対する評価 .....	7-6
7.2.4	品質保証 .....	7-21
7.2.5	評価のまとめ .....	7-25
8.	今後の予定 .....	8-1
8.1	機器レベルの設備点検 .....	8-1
8.1.1	設備点検の着実な実施 .....	8-1
8.2	損傷原因の究明 .....	8-1
8.2.1	高・低圧タービンの翼損傷等における解析評価 .....	8-1
8.3	系統健全性の確認 .....	8-1

8.3.1	系統レベルでの点検・評価 .....	8-1
9.	添付資料.....	9-1
10.	参考資料.....	10-1

## 1. はじめに

柏崎刈羽原子力発電所7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7号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価計画書」（以下「点検・評価計画書」という。）における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まとめるとともに、総合評価を実施したものである。

なお、平成20年4月10日には、原子炉安全上重要な設備<sup>\*</sup>を中心に設備点検ならびに地震応答解析について取りまとめた「柏崎刈羽原子力発電所7号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価に関する中間とりまとめ（報告書）」を既に提出している。

※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。

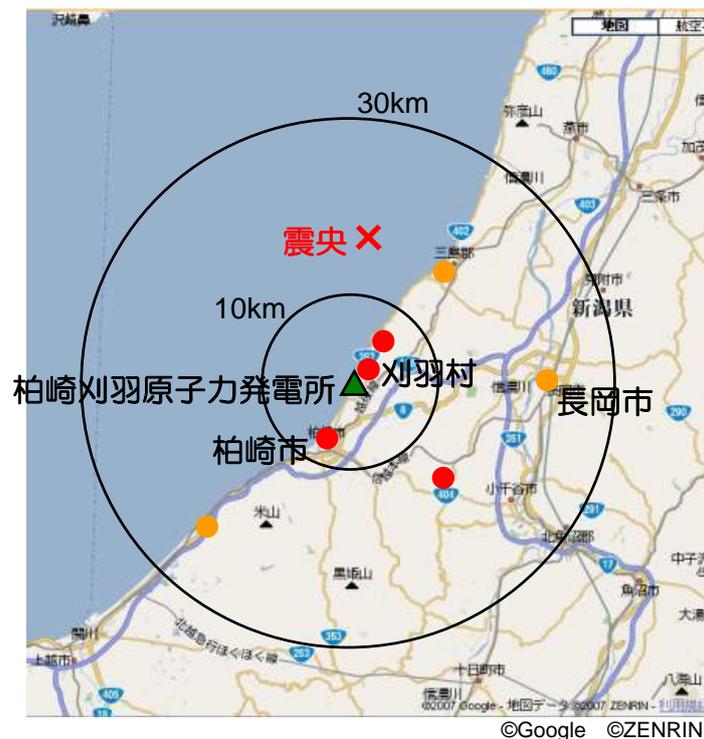


図-2.1.1：平成 19 年新潟県中越沖地震の震央と柏崎刈羽原子力発電所の位置

### 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のパルスが低減されているのが確認できる。

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。

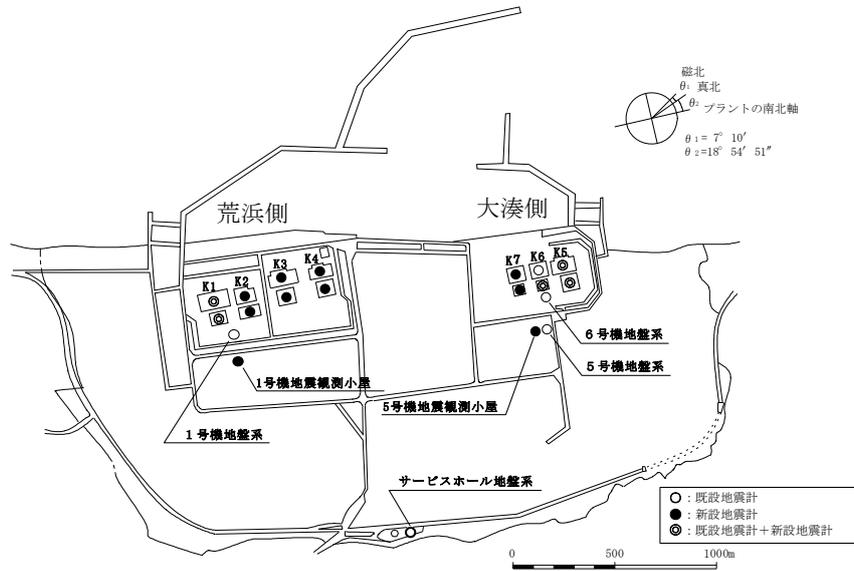


図-2.2.1：柏崎刈羽原子力発電所における地震観測点の配置

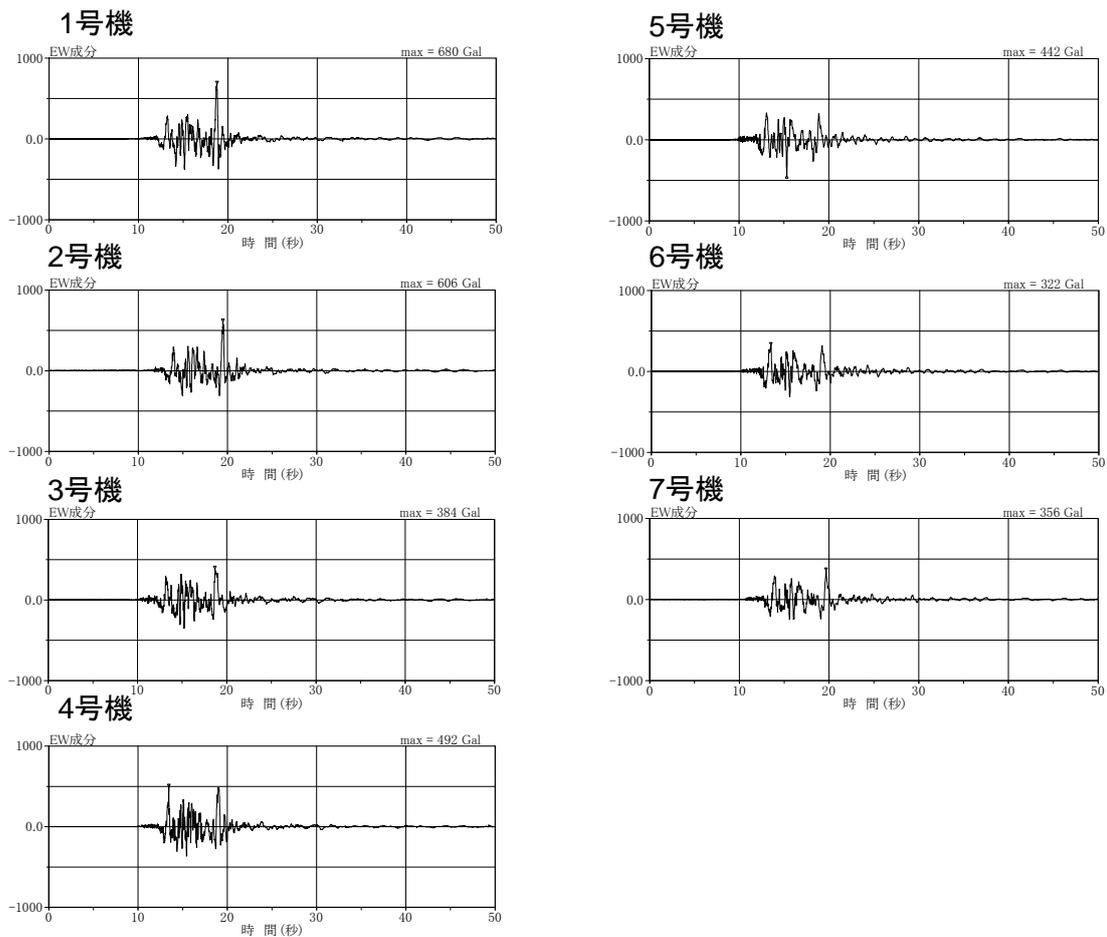


図-2.2.2：原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形（東西方向）

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 7号機での観測結果

7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 356gal であった。

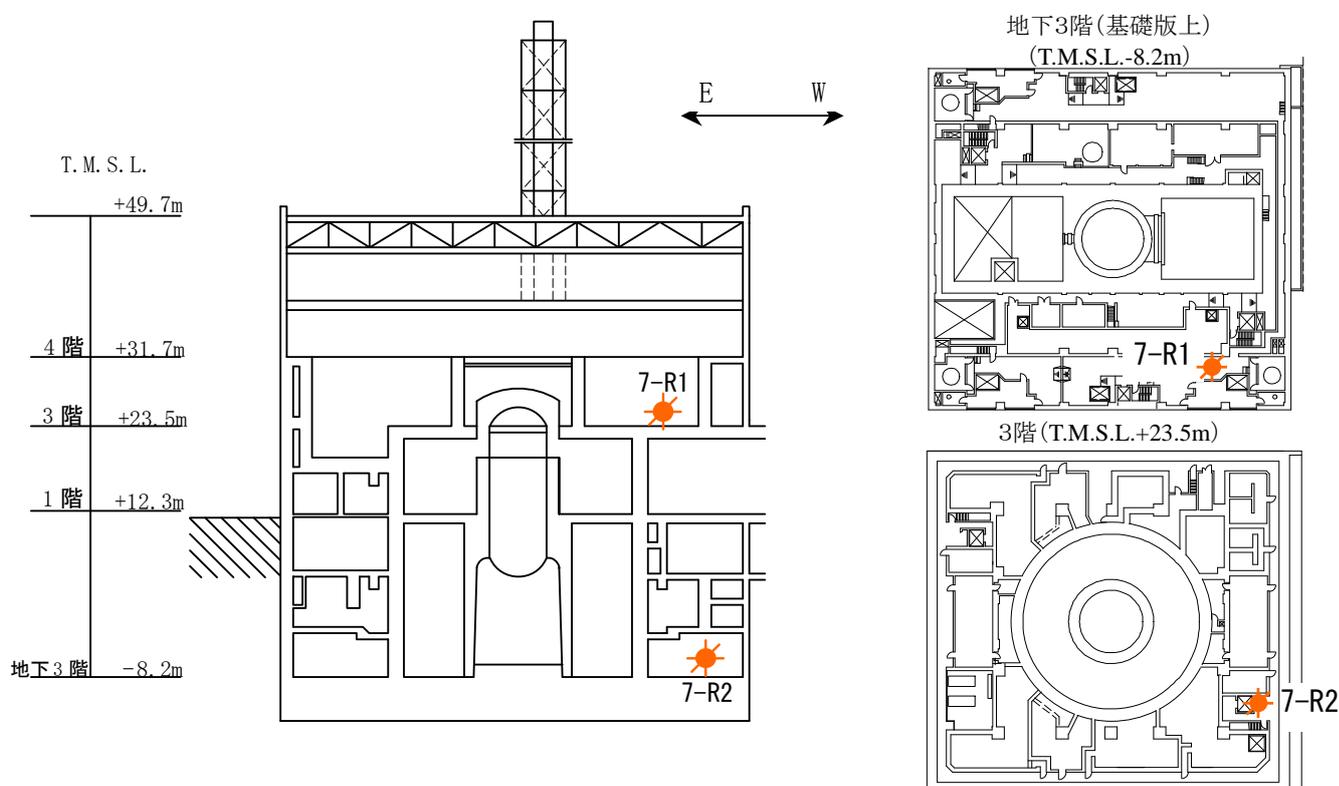


図-2.3.1：7号機原子炉建屋地震計配置図（赤星部）

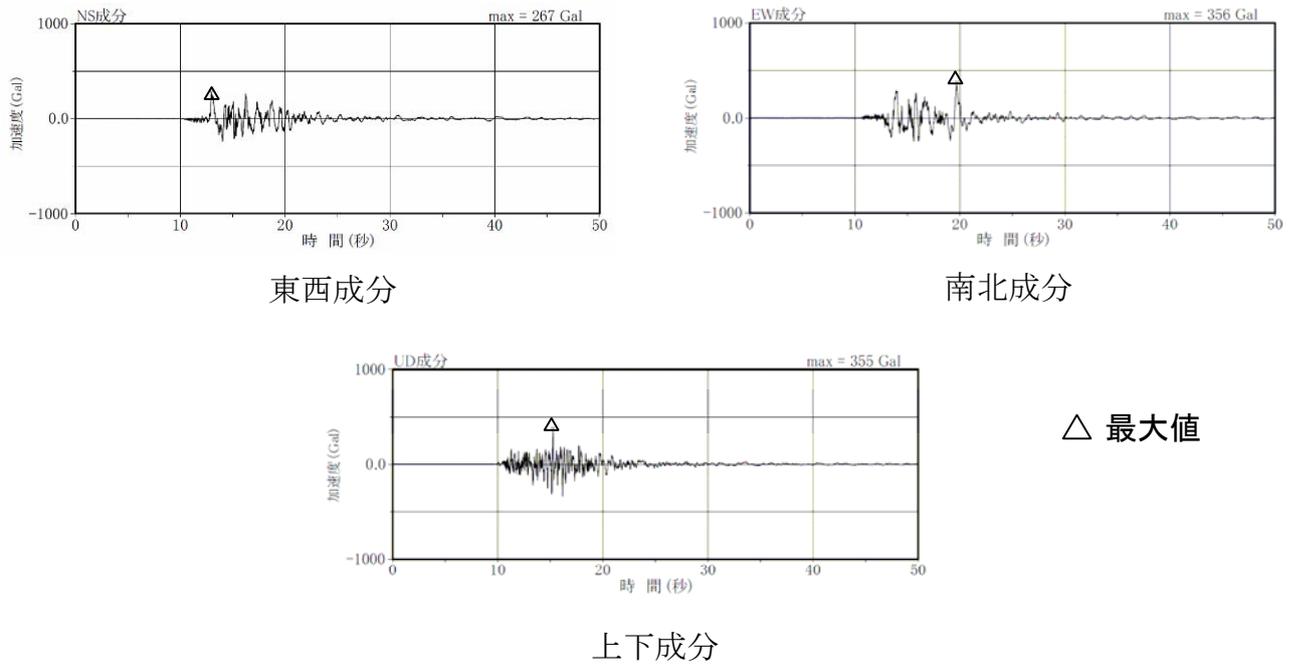


図-2.3.2 : 7号機 原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形

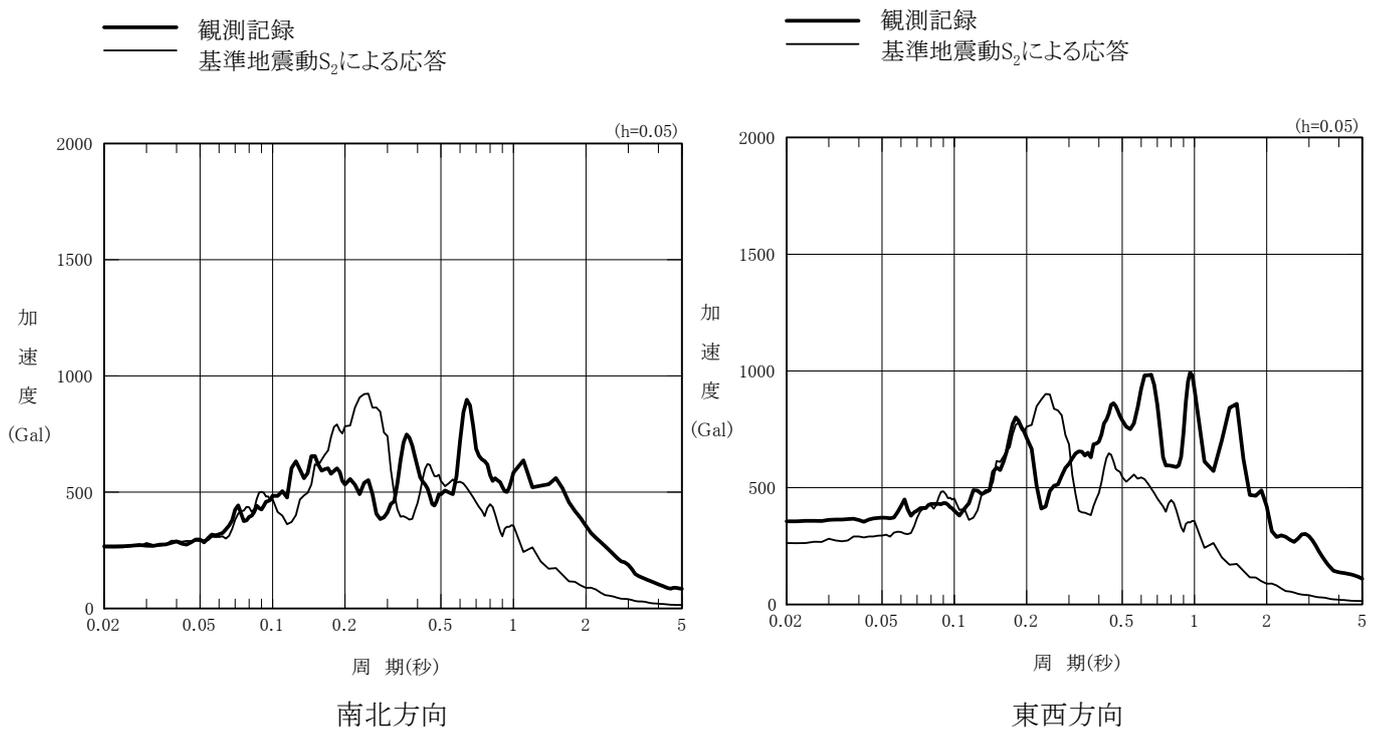


図-2.3.3 7号機 原子炉建屋基礎版上の加速度応答スペクトル

## 2.4 7号機の状況

地震発生当時、柏崎刈羽原子力発電所7号機は定格熱出力一定運転中であつたが、地震波が到達した直後に原子炉が自動停止し、その後の運転操作により安定的な冷温停止状態に移行した。

### 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・評価作業を実施してきた。

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、概ね終了したこと
- あらかじめ計画する追加点検等<sup>\*1</sup>が概ね終了したこと
- 地震応答解析<sup>\*2</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:原子力安全保安院点検指示「柏崎刈羽原子力発電所 7号機の設備健全性評価に係る追加的検討の指示について(平成20年4月17日付け平成20・04・15原院第4号)」(以下、原子力安全保安院「追加指示」という)を含む

※2:タービン建屋およびコントロール建屋については、現状検討されている建屋応答解析結果を用いて、同建屋内に設置されている設備の地震応答解析を実施

#### 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した。

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-3.1 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した。
- その他の設備については、設備点検を主体に実施し、基本点検において異常が確認された設備に対し追加点検を実施した。
- 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した。
- 設備点検および地震応答解析による評価の両者の結果を踏まえ、設備健全性の総合評価を行った。

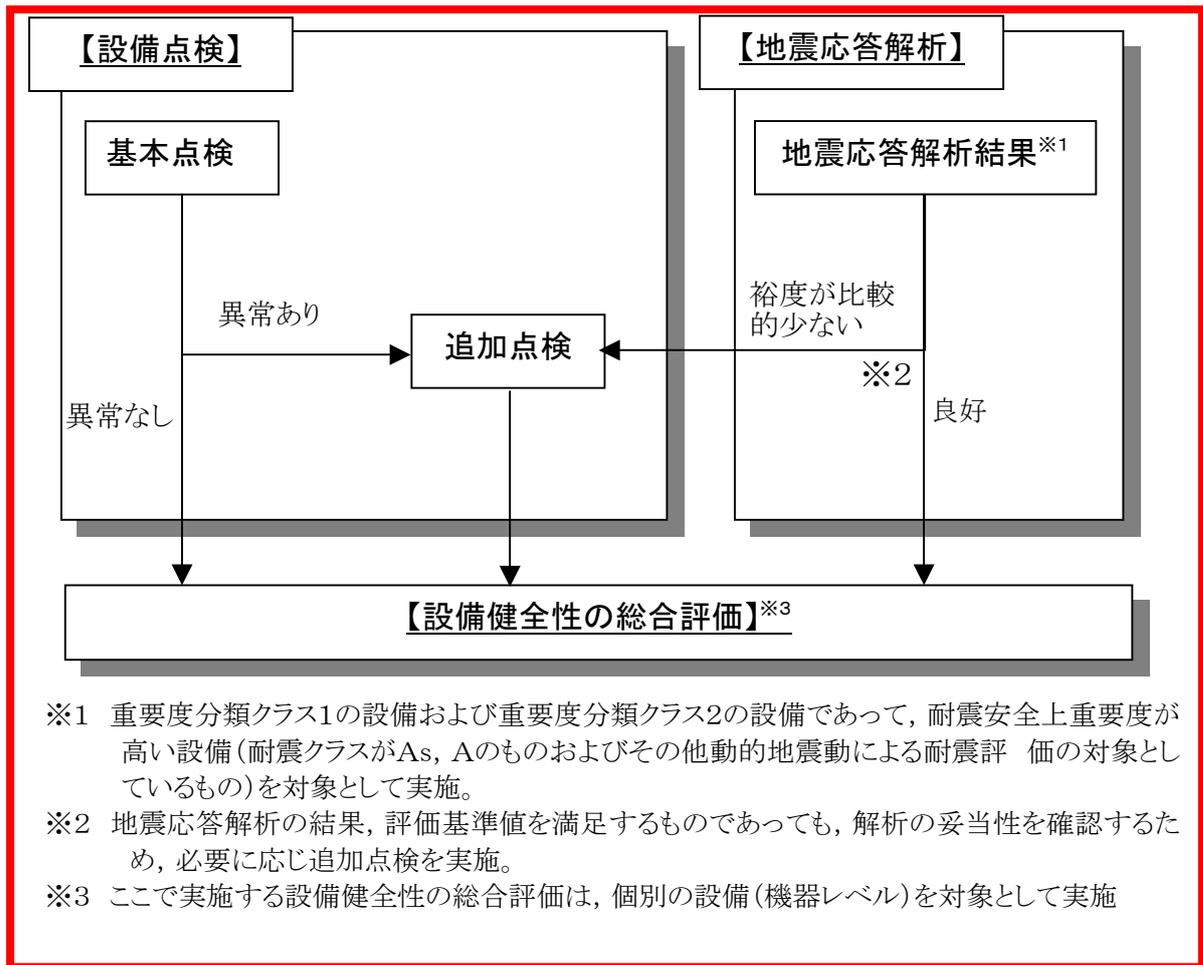
### 3.2.2 系統レベルの点検・評価

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-3.1 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

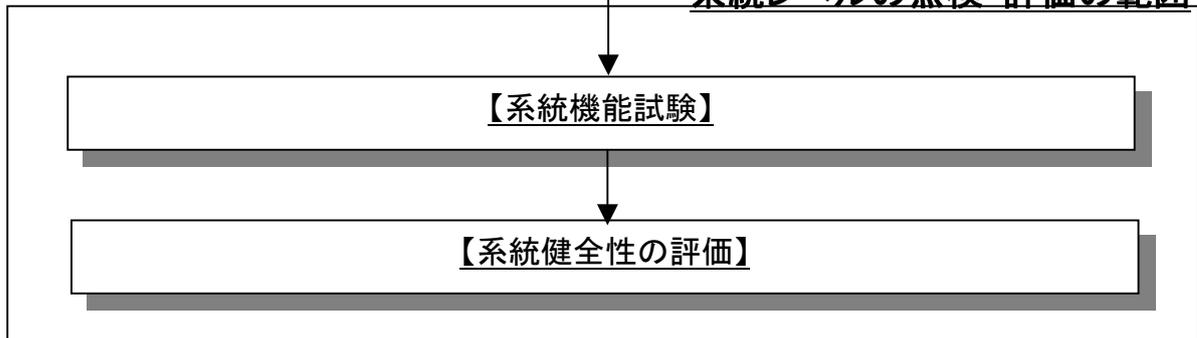


図-3.1 点検・評価の全体フロー

### 3.3 品質保証

品質保証活動は、「柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定」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-3.2に、第三者による点検・評価の確認体制を図-3.3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。

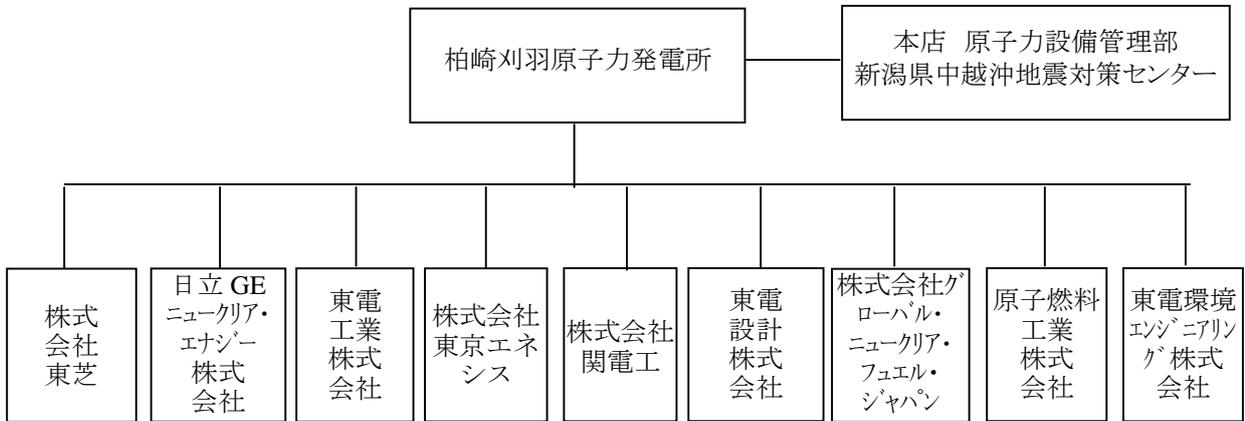


図-3.2 点検・評価体制

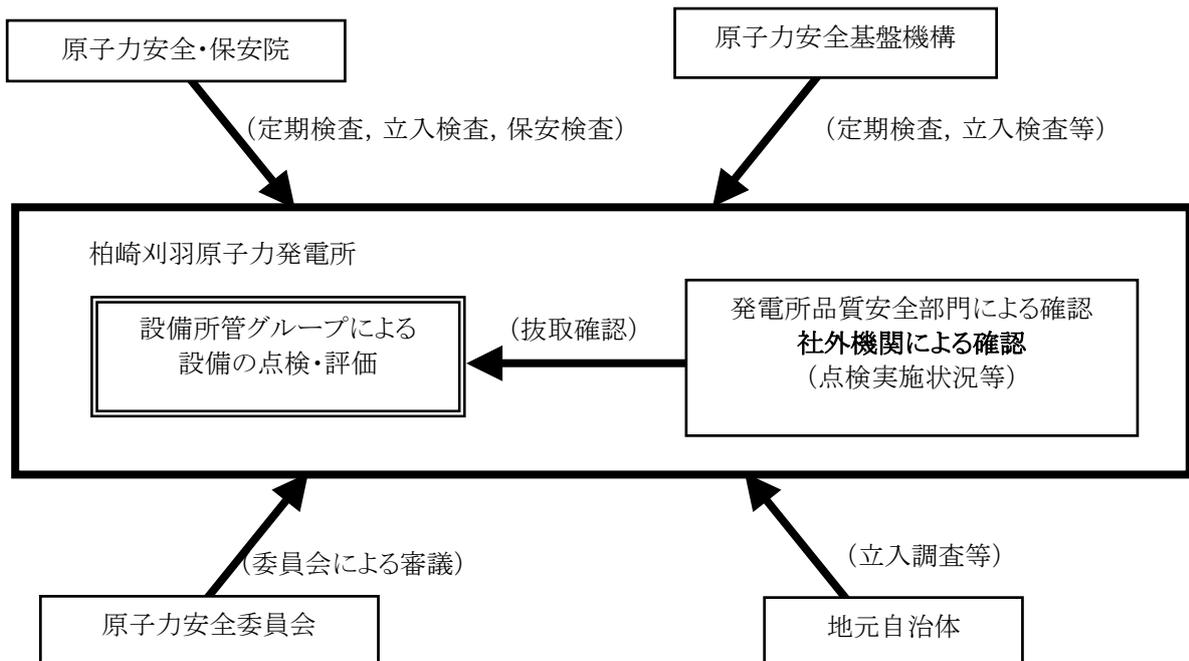


図-3.3 第三者による点検・評価の確認体制

## 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対象設備を選定した。

### 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-4.1 参照）

表-4.1 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*	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*	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*
		40)	燃料体(燃料集合体およびチャンネルボックス)
		支持構造物等	
		41)	基礎ボルト
		42)	支持構造物

※7号機 対象機器なし

#### 4.2.2 各機種の点検方法

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、要領書等を定めて点検を実施している。

#### a. 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>\*1</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。

※1: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)」を参考に主に振動診断(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。

#### b. 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>※1</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

※1: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。

### c. 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>※1</sup>,打診試験
- 追加点検:非破壊検査,低速走行試験 等

※1: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

I. 設備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することにより,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を実施した。

- ①:一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)
- ②: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)
- ③: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。

- ①: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)
- ②: 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
<u>復水器等</u>	<u>【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</u>	<u>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</u>
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
<u>原子力安全・保安院「追加指示」</u>	<u>【Ⅰ】地震応答解析の結果、評価基準値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</u>	<u>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</u>

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	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却海水ポンプ</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>主蒸気隔離弁 等</li> </ul> <p style="text-align: right;">合計 65 機器</p>
	【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	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系ポンプタービン</li> <li>原子炉給水系ポンプタービン等</li> </ul> <p style="text-align: right;">合計 8 機器</p>
	<b>73 機器 (全 370 機器)</b>	
配管	【Ⅰ】地震応答解析の結果、他の箇所と比べて地震の影響が比較的大きい箇所	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気系</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>原子炉隔離時冷却系</li> </ul> <p style="text-align: right;">等 As, A クラス配管 合計 11 系統 (※は代表を選定して実施)</p>
	【Ⅰ】建屋間貫通部に施設される箇所	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気系</li> <li>給水系</li> <li>原子炉補機冷却系</li> <li>高圧炉心注水系</li> <li>液体廃棄物処理系 等</li> </ul> <p style="text-align: right;">合計 416 箇所 (※は代表を選定して実施)</p>
	【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	<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 等</li> </ul> <p style="text-align: right;">合計 8 系統</p>
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	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水器</li> <li>湿分分離加熱器</li> <li>給水加熱器</li> <li>グラント蒸気浄化器 等</li> </ul> <p style="text-align: right;">合計 40 箇所</p>

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】地震応答解析の結果, 他の箇所比べて地震の影響が比較的大きい箇所(ノズルセーフエンド)	浸透探傷試験 (※1) 超音波探傷試験 (※2)
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	詳細目視点検 トルク確認 (全数の10%) 超音波探傷試験 (全数の10%)
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)	浸透探傷試験
	【Ⅱ】内包する流体が蒸気である等の理由により, 現時点で運転時の指示値の確認が出来ない箇所	低速走行試験
<u>原子力安全・保安院「追加指示」</u>	<u>【Ⅰ】地震応答解析の結果, 比較的裕度が小さいと評価される箇所</u>	<u>詳細目視点検 浸透探傷試験(※)</u>

<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注水ノズルセーフエンド (N6B,C)等</li> </ul> <p style="text-align: right;"><b>14箇所 (全 30箇所)</b> (※1は可能な範囲で実施) (※2は解析結果を踏まえて代表を選定して実施)</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力容器(12本/120本)</li> <li>・ ほう酸水注入系タンク(2本/20本)</li> <li>・ 主蒸気逃し安全弁逃し弁機能用アキュムレータ(支持脚溶接部)</li> <li>・ ディーゼル機関(2本/20本)</li> <li>・ ディーゼル機関発電機(2本/14本)</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器(2本/8本) 等</li> </ul> <p style="text-align: right;"><b>代表機器基礎ボルトの約 10%</b></p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 主蒸気系</li> <li>・ 給水系</li> <li>・ <u>気体廃棄物処理系</u></li> <li>・ <u>制御棒駆動系 等</u></li> </ul> <p style="text-align: right;"><b>約 30箇所</b></p>
<p style="text-align: right;"><b>22台</b></p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>低圧注水ノズル (N6)</u></li> <li>・ <u>燃料交換機</u></li> <li>・ <u>原子炉格納容器電気配線貫通部</u></li> <li>・ <u>原子炉再循環ポンプモーターケーシング</u></li> <li>・ <u>残留熱除去系配管</u></li> </ul> <p style="text-align: right;"><b>41箇所</b> (※は可能な範囲で実施)</p>

#### 4.4 各機種の設備点検結果

各機種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、機器毎の点検結果の詳細を添付資料 2 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、7 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。

##### 4.4.1 設備点検の進捗状況

設備点検の進捗状況は、基本点検について概ね全体の 88% (このうち原子炉安全上重要な機器については 83%) 完了している (表 4.4.1 参照)。また、追加点検については完了している。

ここで、現時点で実施が困難な原子炉圧力容器漏えい試験 (規定圧力の半分の圧力による試験は実施)、主タービン復旧後のタービン設備の作動試験、核計装設備の機能確認試験等 (作動試験および漏えい試験等に該当) については、今後、実施して報告する。

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 1,200 / 1,360 機器 約 530 / 640 機器	
目視点検	約 1,360 / 1,360 機器 約 640 / 640 機器	完了
作動試験・機能試験 ※1	約 950 / 1,000 機器 約 430 / 450 機器	
漏えい確認	約 460 / 610 機器 約 240 / 350 機器	
追加点検の進捗	約 240 / 240 機器	完了

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

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。

#### 4.4.2 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 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78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、「7. 総合評価」において実施する。

##### a. 動的機器の追加点検

###### (a) 機種および建屋毎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、電動機の固定子巻線楔の緩み等\*軽微な損傷は確認されたが、羽根車、軸および軸受等の内部部位には地震影響による損傷は確認されなかった。

###### (b) 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、主タービンに地震の影響と思われる翼（動翼と静翼）、車軸の接触痕・傷等の損傷等\*を確認している。

\*詳細については、表-4.4 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。

##### b. 配管の追加点検

###### (a) 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）

配管における詳細な目視点検（維持規格 VT-1 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た結果、異常は確認されなかった。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詳細結果を添付資料 11 に示す。

(b) 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で、貫通部からそれぞれ第一支持構造物までの配管および支持構造物すべてについて、保温材を取外した状態での詳細な目視点検(維持規格 VT-1 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。

(c) 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

詳細な目視点検(維持規格 VT-1 相当)を実施した結果、異常のないことを確認した。

c. 復水器等の追加点検

分解点検や非破壊試験を実施した結果、復水器に経年的な事象と考えられる内部整流板の干渉\*等が確認されている。

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器内配管のこすれ\*が確認されている。

※詳細については、表 4.4 参照のこと

d. 原子炉压力容器の追加点検

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。

さらに、一部解析結果等より原子炉停止時冷却材出口ノズルを代表部位として、念のため超音波探傷試験を実施し、異常のないことを確認した。

e. 基礎部の追加点検

原子炉建屋の各階ごとの代表設備および前項以外の機種で代表を選定し、トルク確認および超音波探傷試験を実施した(設備に応じて、トルク確認のみ実施)。建設時施工目標値によるトルク確認において、残留熱除去系熱交換器、原子炉压力容器、燃料取替エリア排気放射線モニタ及び非常用ガス処理系フィルタ装置にトルクの低下が確認されたものの、いずれも締結力が喪失している状況ではないことを確認している。

f. 支持構造物等の追加点検

(a) 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の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。

(b) 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た。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、あわせて実施した。

その結果、走行抵抗の増大等なく、本地震の影響によりボールネジ、ボールナットの損傷等、異常のないことを確認した。

g. 地震応答解析の結果、比較的裕度が小さいと評価される箇所（原子力安全保安院「追加指示」）

原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシング、原子炉格納容器電気配線貫通部および燃料交換機等の設備で、比較的裕度が小さいと評価される部位に対して、詳細目視点検を実施し、異常のないことを確認した。

または原子炉格納容器電気配線貫通部は、上部に設置するものを代表として、浸透探傷試験を実施し、異常のないことを確認した。

4.4.3 回転機器の振動診断評価について

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

今後も定期的に振動診断を行い、機器の状態を把握することに努める。

#### 4.4.4 7号機以外で確認された不適合事象に関する点検の状況

7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12件であった。

このうち、7号機においても水平展開を図るべき事象は7件（6件は変圧器関連の不適合、1件は原子炉建屋天井クレーンの不適合事象）であった。現在までに変圧器関連の不適合について水平展開を実施した。原子炉建屋天井クレーンの不適合について原因および対策を検討した結果、7号機の駆動構造は6号機と異なり、駆動伝達部の損傷が発生する可能性は低いと判断した。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。

- a. 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（1号機）、所内変圧器基礎部のズレ・電源母線ダクトのズレ（2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。

7号機については、変圧器の基礎部のズレおよび電源母線ダクトのズレは確認されなかったが、1～3号機で確認された変圧器基礎と電源母線ダクト基礎の不等沈下事象に対する対策の水平展開として、埋戻土上に設置された電源母線ダクト基礎の杭基礎化を実施した。

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、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。

- b. 原子炉建屋天井クレーンユニバーサルジョイントのクロスピン破損確認（6号機）

6号機原子炉建屋天井クレーンの目視点検を行ったところ、クレーンを駆動さ

せるユニバーサルジョイントのクロスピン3箇所に破損を確認した。

地震発生時、原子炉建屋天井クレーンは停止している状態であり、走行車輪は電動機側に設置されているブレーキが掛かっている状態であったが、地震動により強制的にクレーンの走行方向（東西方向）の力が発生し、走行車輪に回転しようとする力が作用したため、ブレーキによる電動機側の回転を阻止する力の相反する作用により、走行車輪と電動機の上に位置するユニバーサルジョイントに過大なトルクが発生し、ユニバーサルジョイントのクロスピンが破損したものと推定した。

7号機原子炉建屋天井クレーンは、駆動構造が6号機とは異なりユニバーサルジョイントを使用していない。また、7号機は1軸1車輪構造であるため、6号機の1軸2車輪構造と比較して駆動軸が車輪から受けるトルクは半分となるため、同じ地震力を受けたとしても、駆動伝達部の損傷が発生する可能性は低いと判断した。

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表(1/11)

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	廃棄設備	液体廃棄物処理系	タービン建屋 高電導度廃液 サンプポンプ(C)	K11-C151C	立形ポンプ	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:作動試験前のハンドターニングにて動作不良を確認したため、追加点検を実施する。 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。	要	分解点検	グラウンドバックインの劣化による固着、軸受内面の異物によると思われる摺動傷が確認された。
2	原子炉冷却系統設備	復水給水系	タービン駆動 原子炉給水 ポンプ(B)	N21-C007B	横形ポンプ	クラス3	B	目視点検	目視:異常なし	基本点検では異常はないが、駆動源が蒸気のため予め計画する追加点検を実施	-	分解点検 (予め計画する追加点検)	軸継ぎ手の分解を行った結果、軸継ぎ手面にへこみが確認された。
3	原子炉冷却系統設備	復水給水系	原子炉 給水ポンプ 駆動用タービン (B)	N38-C001B	ポンプ駆動用 タービン	クラス3	B	目視点検	目視:異常なし	基本点検では異常はないが、駆動源が蒸気のため予め計画する追加点検を実施	-	分解点検 (予め計画する追加点検)	軸受の分解を行った結果、軸受油切り部(車軸と油切り歯先部)について接触痕が確認された。
4	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:電動機停止状態でローターシャフトのマグネチックセンターゲージがずれていることを確認した。 作動:未実施 漏えい:未実施	当該のセンターゲージずれについては、機器の停止時にエンドプレー(軸方向に動く寸法)の範囲内で生じた事象であり、地震による影響ではなく設計通りの通常な事象であることから、基本点検の結果からは、追加点検の実施は不要と判断した。 ただし、原子炉冷却材再循環ポンプMGセット(B)の不適合事象を調べて、同一の構造である(A)号機についても、水平展開として追加点検(分解点検)を実施。	要	分解点検 (水平展開として実施する追加点検)	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット(B)の油切り判定基準逸脱事象に伴い、ギャップ測定を実施した結果、同様に許容値を逸脱していた。
			原子炉冷却材再循環ポンプMGセット(B)	C81-C002B	電動機	クラス3	C	目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:電動機停止状態でローターシャフトのマグネチックセンターゲージがずれていることを確認した。 作動:未実施 漏えい:未実施	当該のセンターゲージずれについては、機器の停止時にエンドプレー(軸方向に動く寸法)の範囲内で生じた事象であり、地震による影響ではなく設計通りの通常な事象であることから、追加点検の実施は不要と判断した。	-	分解点検 (予め計画する追加点検)	電動機、発電機、フライホイールの油切り接触による傷がシャフトに見られ、ギャップ測定の結果、許容値を逸脱していた。

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表(2/11)

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
5	原子炉冷却系統設備	高圧ドレンポンプ	高圧ドレンポンプ電動機	N22-C001 A	電動機	クラス3	B	目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:電動機停止状態でローターシャフトのマグネチックセンターゲージがずれていることを確認した。 作動:未実施 漏えい:未実施	当該のセンターゲージずれについては、機器の停止時にエンドブレー(軸方向に動く寸法)の範囲内で生じた事象であり、地震による影響ではなく設計通りの通常の事象であることから、追加点検の実施は不要と判断した。	-	分解点検 (予め計画する追加点検)	固定子巻線部分放電、襷履み、油切りネジ穴摩耗あり。
				N22-C001 B				目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:電動機停止状態でローターシャフトのマグネチックセンターゲージがずれていることを確認した。 作動:未実施 漏えい:未実施	当該のセンターゲージずれについては、機器の停止時にエンドブレー(軸方向に動く寸法)の範囲内で生じた事象であり、地震による影響ではなく設計通りの通常の事象であることから、追加点検の実施は不要と判断した。	否	-	-
				N22-C001 C				目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:異常なし 作動:未実施 漏えい:未実施	現在までの基本点検では異常はないが、予め計画する追加点検を実施。	-	分解点検 (予め計画する追加点検)	固定子巻線部分放電事象あり。
6	原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材再循環系	原子炉冷却材再循環ポンプ電動機	B31-C001 E	電動機	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:未実施 漏えい:未実施	現在までの基本点検では異常はないが、予め計画する追加点検を実施。	-	分解点検 (予め計画する追加点検)	スラストカラーのPTを実施した結果、線状指示模様を確認された。また、回転子、固定子表面に錆が確認された。
7	原子炉冷却系統設備	高圧復水ポンプ	高圧復水ポンプ電動機	N21-C002 A	電動機	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:異常なし 漏えい:異常なし	基本点検では異常はないが、予め計画する追加点検を実施。	-	分解点検 (予め計画する追加点検)	固定子巻線襷履みを確認した
				N21-C002 C				目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:異常なし 作動:未実施 漏えい:未実施	現状の基本点検では異常はないが、予め計画する追加点検を実施。	-		

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表(3/11)

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	電動機駆動原子炉給水ポンプ	電動機駆動原子炉給水ポンプ 電動機	N21-C008A	電動機	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:異常なし 漏えい:異常なし	基本点検では異常はないが、予め計画する追加点検を実施。	-	分解点検 (予め計画する追加点検)	固定子巻線模様を確認した
9	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	T22-C001A	ファン	クラス1	A	目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:ファン側軸受とモータ側軸受の間に設けられるスペースに埃を確認した。 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。ただし、予め計画する追加点検としても分解点検が計画されていた。	要	分解点検	・分解点検時、スペースを固定するベアリングナットが、締め付け不足であることを確認した。 ・その他の部品には異常は認められなかった。
10	原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材浄化系	主要弁	G31-F002	弁	クラス1	As	目視点検 作動試験 漏えい確認	目視:原子炉建屋 上部ドライウェル内に設置されているG31-F002の弁駆動部のギアボックス部から油がこじみ出しているのが確認された。 作動:異常なし 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。	要	分解点検	・駆動部の分解を行い、ギアボックス部のパッキンに劣化事象が認められた。 ・その他ギアボックス内に損傷・変形などの異常は無いことを確認した。
11	原子炉冷却系統設備	主蒸気系	主要弁	B21-F002C	弁	クラス1	As	目視点検 機能確認 作動試験 漏えい確認	目視:異常なし 機能:主蒸気隔離弁漏えい率検査(停止後)を実施した結果、漏えい率が分解点検の実施を判断するレベルを超えた。 作動:異常なし 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。	要	分解点検	弁体弁座の手入、PT及びび当たり確認を行い異常のないことを確認した。
12	原子炉格納施設	不活性ガス系	主要弁	T31-F003	弁	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:作動試験時、駆動部上部パッキン箱よりエアリークを確認した。 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。	要	分解点検	・パッキンシート面に塗装片が付着していることを確認した。 ・その他内部構成部品に異常は確認されなかった。
13	原子炉冷却系統設備	主蒸気系	主蒸気 遮り安全弁	B21-F001B	弁	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:未実施	基本点検の結果、異常はないが、予め計画する追加点検を実施。	-	分解点検 (予め計画する追加点検)	付属品であるLVDT(間度計)のロッド部他に不具合が確認された。 対象弁: B21-F001B/D/U ・フッシュの摩耗 ・ロッドの曲がり * 摺動痕有り ・ロッドの破損 * B:ロッド折損 * D:ロッド固定用廻り止め溶接破損 * U: D同様
				B21-F001D									
				B21-F001U									

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表(4/11)

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
14	非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電設備	空気圧縮機	R43-C005A1	非常用ディーゼル発電機	クラス3	As	目視点検 作動試験 漏えい確認	目視: スポンジ製吸入フィルターの劣化が認められた。 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。ただし、予め計画する追加点検としても分解点検が計画されていた	-	分解点検 (予め実施する追加点検)	分解点検を実施した結果、基本点検で確認されたもの以外の異常は確認されなかった。
				R43-C005A2									
15	計測制御系統設備	制御材	制御棒	-	制御棒	クラス1	As	目視点検 作動試験	目視: 不適合としてハンドルのガイドローラ部に微小なひびが確認されたが、IASCOにより運転中に発生していると判断され、また、継続使用しても健全性が損なわれることはないことが既に確認されているものであるため、点検結果は良(異常なし)と判断した。  作動: 未実施(一部実施済み: 異常なし)	基本点検の結果、異常なしと判断したため、追加点検は不要。	-	-	-
16	計測制御系統設備	制御材駆動装置	制御棒駆動機構	C12-D005	制御棒駆動機構	クラス1	As	目視点検 作動点検 漏えい確認	目視: 異常なし 作動: 地震直後の燃料移動時に引き抜き不良が確認された。スクラム試験などの作動試験を実施し、作動機械性能に異常のないことを確認した。運転圧状態でのスクラム試験は未実施。 漏えい: 未実施	地震直後の燃料移動時に引き抜き不良が確認された制御棒駆動機構に対して、原因究明のため追加点検(分解点検)を実施。また、基本点検の結果、異常が確認されていない制御棒駆動機構に対しても、予め計画する追加点検(分解点検)を実施。	要	分解点検	バッファースリーブ、ボールネジ等の各部における分解目視点検を実施した。 地震による中空ピストンの摺動等も考慮、摺動痕の状況を含め確認を行い、異常のないことを確認した。
17	蒸気タービン設備	蒸気タービン	高圧タービン 低圧タービン	N31-C001	主タービン	クラス3	B	目視点検	目視: 軸受の油切れ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。	-	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。 ・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。 ・低圧タービンの第14段の翼補込部において2本の折損が確認されるとともに、第14段から第16段まで磁粉指示模様が確認された(第14段: 90枚/912枚, 第15段: 1枚/756枚, 第16段: 96枚/780枚)
				N31-C002A									
				N31-C002B									
				N31-C002C									

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表(5/11)

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
18	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	-	分解点検 (予め計画する 追加点検)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・発電機コレクタリングブラシホルダーのリチーナがコレクタリングと接触して変形していることを確認。</li> <li>・回転子シャフトとコレクタハウジングの防風板が接触していることを確認。</li> <li>・発電機脚板底面とソールプレート間の溝に挿入したキーが若干変形。</li> <li>・発電機脚板下に挿入したライナーがはみだしていること及び一部ライナーの損傷が確認。</li> <li>・軸受廻りの油切と回転子が接触していることを確認。</li> <li>・コレクタファンとコレクタファンデフレクターが接触していることを確認。</li> <li>・コレクタ側アライメントキーに傷があることを確認。</li> <li>・分解前耐圧漏えい試験にて水室締め付けボルトから漏えいを確認。</li> <li>・固定子コイル機の打音試験にて一部緩みが確認された。</li> <li>・シールリング摺動面に焼付、線状痕、当たりを確認した。</li> </ul>
19	燃料設備	燃料取扱設備	燃料取替機	F15-E001	燃料取替機	クラス2	B	目視点検 機能確認 作動試験	<p>目視：燃料取替機走行駆動部カップリング合わせボルトの折損が確認された。尚、ボルトは回収済みであり、ルースパーツ無し。カップリング合わせボルトは、2分割構造のカップリングを合わせるためのボルトである。</p> <p>また、燃料交換機燃料交換機伸縮管の第2管ガイドレール締め付けねじ(皿ねじ)が頭部より破損しているのを確認した。</p> <p>なお、地震後に「電気室異常」警報を確認した。</p> <p>機能：異常なし 作動：異常なし</p>	<p>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。</p> <p>なお、「電気室異常」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動いたことにより、位置を検出する信号が急変して発生したものと推定され、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>	要	分解点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・駆動部カップリング部の分解点検を行い、カップリング部合わせボルトの損傷以外のカップリング・キー・シャフトには問題となる損傷は確認されなかった。</li> <li>・伸縮管の分解点検を行い、皿ねじの破損以外に伸縮管に損傷・変形がないことを確認した。</li> </ul>
20	燃料設備	燃料取扱設備	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	<p>目視：クレーントロリのケーブルベアが地震の影響によりレールから逸脱していることを確認した。ケーブルベア及びレールに著しい損傷が無いことを確認したのち、ケーブルベアをレール上へ戻し、作動確認を実施し問題の無いことを確認した。</p> <p>作動：異常なし</p>	<p>ケーブルベアは構造強度に影響を与える部材ではないため、元の位置に戻す操作を行い、その他部材に損傷が確認されていないことから追加点検は不要とする。</p>	否	-	-

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表(6/11)

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
21	蒸気タービン設備	復水器	復水器	N61-B001 A	復水器 給水加熱器 湿分分離器	クラス3	B	目視点検	目視:水室蓋のズレ跡・ボルトナットの緩み、漏えい痕、内部整流板の干渉等、軽微な損傷を確認した。	内部流体が蒸気であるため運転圧にて実施する漏えい試験が困難なため予め計画する追加点検を実施。	-	分解点検 (予め計画する追加点検)	・器内小口径配管とサポートとの軽微なこすれ痕を確認
				N61-B001 B									
				N61-B001 C									
22	電気設備	変圧器	主変圧器	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	-	分解点検 (予め計画する追加点検)	・主変圧器放圧管より油漏れを確認した。機器保護の為の動作であり機器の損傷ではない。 ・地震の影響によると思われる巻線部の絶縁物に一部スレが確認された。 ・変圧器二次ブッシング(三相及び中性点)絶縁油から微量のPCB混入が確認された。
23	その他の発電装置	蓄電池及び充電器	直流125V 7A No. 4蓄電池	-	蓄電池	クラス1	As	目視点検 機能確認	目視:異常なし 機能:直流125V蓄電池 7A No. 4端子電圧低下を確認した。	本事業は蓄電池の通常使用による劣化であり、地震前から経年していること、蓄電池に外観上の損傷はなく、補水及び均等充電により端子電圧は正常範囲に復旧したことから、追加点検は不要。	否	-	-
24	電気設備	所内母線負荷用6.9kV遮断器(保護継電装置の種類)	過電流継電器	M/C 7A-1-4B-49-50-51 (R)	継電器	クラス3	C	目視点検 機能確認	目視:51要素コイルに熱の影響による変形を確認した。 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に異常は見られず、経年的な熱の影響による変形であるため、地震により発生したものではないと考えられることから、当該継電器の交換を実施し、正常に復旧したことを確認した。従って、追加点検は不要とする。	否	-	-
25	電気設備	所内母線負荷用6.9kV遮断器(保護継電装置の種類)	過電流継電器	M/C 7B-1-5A-49-50-51 (T)	継電器	クラス3	C	目視点検 機能確認	目視:51要素コイルに熱の影響による変形を確認した。 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に異常は見られず、経年的な熱の影響による変形であるため、地震により発生したものではないと考えられることから、当該継電器の交換を実施し、正常に復旧したことを確認した。従って、追加点検は不要とする。	否	-	-

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表(7/11)

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
26	非常用予備発電設備	非常用ディーゼル発電設備(発電機) (保護継電装置の種類)	発電機界磁地絡継電器(警報用)	R43-64FDB	継電器	クラス1	As	目視点検機能確認	目視:異常なし 機能:接点の動作不良を確認した。	当該補助継電器を手動にて数回動かしたところ、正常に動作したことから、接点部の絶縁物介在による導通不良によるものであり、地震により発生したものではないと考えられることから、当該補助継電器の交換を実施し、正常に復旧したことを確認した。 従って、追加点検は不要とする。	否	-	-
27	放射線管理設備	プロセスモニタリング設備	格納容器内雰囲気放射線モニタドライケル	D23-RE-005B	検出器	クラス2	A	目視点検機能確認	目視:異常なし 機能:対数線量率計から記録計への出力信号がふらついた	原因究明のため、追加点検(単体校正)を実施した。	要	単体校正	対数線量率計の記録出力用可変抵抗器付近を打振し出力値が変動することを確認した。
28	電気設備	発電機 (保護継電装置の種類)	スラスト軸受磨耗検出装置	N31-POE-055A	検出器	クラス3	C	目視点検	目視:タービン本体との接触により検出部損傷が認められた。	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)を実施する。	要	分解点検	接触で計器先端部が削れ、検出コイルが断線することにより信号が出力されないことが確認された。
				N31-POE-055B									
				N31-POE-055C									
29	原子炉格納施設	原子炉格納施設	原子炉格納容器	T11	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	As	目視点検漏えい確認	目視:一部の壁面塗装部に剥離が認められた 漏えい:異常なし	原因究明のため、剥離部について、母材(ライナー部)の詳細目視点検が必要と判断し、追加点検を実施する。	要	詳細目視点検	塗装を除去後、母材(ライナー部)の詳細目視点検を実施し、母材部に異常がないことが確認された。
30	放射線管理設備	生体遮へい装置	原子炉遮へい壁	-	原子炉格納容器及び付属機器	クラス1	B	目視点検	目視:R/B D/W 生体遮へい厚(340° 人員厚、N3Dノズル)閉防止ストッパーの損傷を確認した。	原因究明のため、損傷箇所に対し詳細目視点検が必要と判断し、追加点検を実施する。	要	詳細目視点検	損傷箇所は、閉防止トッパーのみであり、遮へい機能に影響する異常は確認されなかった。
31	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 7D DIV-IV	R46-P001	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:直流電圧検出ユニットの動作値が管理値を逸脱していた。	原因究明のため、損傷箇所に対し詳細目視点検が必要と判断し、追加点検を実施する。	要	詳細目視点検	基板内の抵抗器が断線していた。
32	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可変周波数電源装置(H)	C81-P002H	制御盤、電源盤	クラス3	C	目視点検機能確認	目視:異常なし 機能:出力電圧計の単体試験を実施した結果、判定基準逸脱を確認した。	外觀上の異常はなく、経年的な劣化であると考えられるため、当該出力電圧計の交換を実施し、正常に復旧したことを確認した。 従って、追加点検は不要とする。	否	-	-

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表(8/11)

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
33	原子炉本体	原子炉压力容器支持構造物	原子炉压力容器基礎ボルト	B11-D003	基礎ボルト	クラス1	As	目視点検 打診試験	目視:異常なし 打診:異常なし	基本点検では異常はないが、予め計画する追加点検(詳細目視点検、トルク確認、超音波探傷検査)を実施。	-	詳細目視点検 トルク確認 超音波探傷検査 (予め計画する追加点検)	全基礎ボルトの10%員数のボルトに対し、建設時の施工目標値のトルクにてトルク確認を実施した結果、12本のうち11本に、トルク値の低下が確認された。 また、締結機能の確認のため、建設時の施工目標トルクの1%以上のトルクで締め方向のトルク確認により、締結機能が喪失していないことを確認した。 また、同員数のボルトに対し、超音波探傷検査を実施し、異常のないことを確認した。 また、詳細目視点検において、異常のないことを確認した。
34	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	E11-B001	基礎ボルト	クラス1	As	目視点検 打診試験	目視:異常なし 打診:異常なし	基本点検では異常はないが、予め計画する追加点検(詳細目視点検、トルク確認、超音波探傷検査)を実施。	-	詳細目視点検 トルク確認 超音波探傷検査 (予め計画する追加点検)	全基礎ボルトの10%員数のボルトに対し、建設時の施工目標値のトルクにてトルク確認を実施した結果、2本のうち2本に、トルク値の低下が確認された。 また、締結機能の確認のため、建設時の施工目標トルクの1%以上のトルクで締め方向のトルク確認により、締結機能が喪失していないことを確認した。 また、全基礎ボルトの10%員数のボルトに対し、超音波探傷検査を実施し、異常のないことを確認した。 また、詳細目視点検において、異常のないことを確認した。
35	放射線管理設備	非常用ガス処理系	非常用ガス処理系フィルタ(フィルタ装置)	T22-D002	基礎ボルト	クラス1	A	目視点検 打診試験	目視:異常なし 打診:異常なし	基本点検では異常はないが、予め計画する追加点検(詳細目視点検、トルク確認、超音波探傷検査)を実施。	-	詳細目視点検 トルク確認 超音波探傷検査 (予め計画する追加点検)	全基礎ボルトの10%員数のボルトに対し、建設時の施工目標値のトルクにてトルク確認を実施した結果、2本のうち2本に、締付トルク値の低下が確認された。 また、締結機能の確認のため、建設時の施工目標トルクの1%以上のトルクで締め方向のトルク確認により、締結機能が喪失していないことを確認した。 また、全基礎ボルトの10%員数のボルトに対し、超音波探傷検査を実施し、異常のないことを確認した。 また、詳細目視点検において、異常のないことを確認した。

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表(9/11)

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
36	蒸気タービン設備	蒸気タービン	高圧タービン 低圧タービン	N31-C001	基礎ボルト	クラス3	B	目視点検 打診試験	目視:地震の荷重を直接受ける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。 打診:異常なし	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。 なお、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、追加点検は実施しない。	-	-	-
				目視:異常なし 打診:異常なし					基本点検では異常はないが、予め計画する追加点検(超音波探傷検査)を実施。	-	超音波探傷検査	基礎ボルトに対し、超音波探傷検査を実施し異常のないことを確認した。	
				目視:異常なし 打診:異常なし					-	-	-	-	
				目視:異常なし 打診:異常なし					-	-	-	-	
37	蒸気タービン設備	復水器	復水器	N61-B001A	基礎ボルト	クラス3	B	目視点検 打診試験	目視:基礎台のひび割れ、基礎ボルト用ワッシャの固着・変形を確認した。 打診:異常なし	基礎台のひび割れは、剥落に至るようなひびの形状ではない。また、基礎台の打診試験にて異常のないことを確認した。 なお、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、追加点検は実施しない。基礎ボルト用ワッシャの固着・変形については、詳細目視点検が必要と判断し、追加点検を実施する。	要	詳細目視点検	ナットワッシャを除外し、詳細目視点検を実施したところ、ナットとワッシャの間に入り込んだ塗料による固着であることが確認された。
				目視:基礎台のひび割れ、基礎ボルト用ワッシャの固着・変形を確認した。 打診:異常なし					基礎台のひび割れは、剥落に至るようなひびの形状ではない。また、基礎台の打診試験にて異常のないことを確認した。 なお、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、追加点検は実施しない。基礎ボルト用ワッシャの固着・変形については、詳細目視点検が必要と判断し、追加点検を実施する。	要	詳細目視点検	ナットワッシャを除外し、詳細目視点検を実施したところ、ナットとワッシャの間に入り込んだ塗料による固着であることが確認された。	
				目視:基礎台のひび割れを確認した。 打診:異常なし					基礎台のひび割れは、剥落に至るようなひびの形状ではない。また、基礎台の打診試験にて異常のないことを確認した。 なお、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、追加点検は実施しない。	-	-	-	
38	原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系 再生熱交換器	G31-B001	基礎ボルト	クラス2	B	目視点検 打診点検	目視:異常なし 打診:基礎ボルト8本中2本(固定側4本の内、内側2本)にナットの廻りが確認された。	打診点検の結果締付トルク値の低下が確認されたボルトに対し、超音波探傷検査を実施し、異常のないことを確認する。 なお、その他のボルトについては、打診点検にて異常のないことを確認している。	要	非破壊検査	非破壊試験(超音波探傷試験)を実施し異常のないことを確認した。

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表(10/11)

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
39	廃棄設備	気体廃棄物 処理系	気体廃棄物 処理系排ガス 再結合器	N62-D001	基礎ボルト	クラス2	B	目視点検 打診点検	目視:基礎定着部を確認したところ、モルタル とソールプレートの間にずれが確認された。 打診:基礎ボルト16本中10本のナットに回転 が確認された。	ソールプレートのずれについては、設計上熱影 響を考慮しソールプレートのボルト穴部と、基 礎ボルトに隙間があることから、追加点検とし て、詳細目視点検を行う。基礎ボルトについて 超音波探傷検査を実施し、異常のないことを 確認する。	要	詳細目視点検 非破壊検査	詳細目視点検及び非破壊試験(超 音波探傷試験)を実施し異常のない ことを確認した。
40	非常用予備 発電装置	非常用ディーゼル 発電設備(発電 機)	非常用ディーゼル 発電機7A リアク トル盤 DIV-I	H21-P603A	基礎ボルト	クラス1	As	目視点検 打診試験	目視:基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび 割れを確認した。 打診:異常なし	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、剥落に至るようなひびの形状ではない。 なお、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 は実施しない。	否	-	-
		非常用ディーゼル 発電機7B リアク トル盤 DIV-II	H21-P603B										
		非常用ディーゼル 発電機7Cリアク トル盤 DIV-III	H21-P603C										
		非常用ディーゼル 発電機7A 中性 点接地装置盤 DIV-I	H21-P606A										
		非常用ディーゼル 発電機7B 中性 点接地装置盤 DIV-II	H21-P606B										
		非常用ディーゼル 発電機7C 中性 点接地装置盤 DIV-III	H21-P606C										
41	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 可変周波数 電源装置(A)	C81-P003A	基礎ボルト	クラス3	C	目視点検 打診試験	目視:基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび 割れを確認した。 打診:異常なし	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、剥落に至るようなひびの形状ではない。 なお、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 は実施しない。	否	-	-
		原子炉冷却材 再循環ポンプ 可変周波数 電源装置(B)	C81-P003B										
		原子炉冷却材 再循環ポンプ 可変周波数 電源装置(C)	C81-P003C										
		原子炉冷却材 再循環ポンプ 可変周波数 電源装置(D)	C81-P003D										
		原子炉冷却材 再循環ポンプ 可変周波数 電源装置(E)	C81-P003E										
		原子炉冷却材 再循環ポンプ 可変周波数 電源装置(F)	C81-P003F										
		原子炉冷却材 再循環ポンプ 可変周波数 電源装置(G)	C81-P003G										
		原子炉冷却材 再循環ポンプ 可変周波数 電源装置(H)	C81-P003H										

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表(11/11)

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
42	非常用予備発電設備	非常用ディーゼル発電設備	非常用ディーゼル発電機	R43-C001 A	基礎ボルト	クラス1	As	目視点検 打診試験	目視:基礎部コンクリートに軽微なひび割れを確認した。 打診: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ー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、追加点検は必要ないと判断するが、(A)号機については予め計画する追加点検(超音波探傷検査・トルク確認)を実施。	-	トルク確認 超音波探傷検査 (予め計画する追加点検)	基礎ボルトのトルク確認・超音波探傷検査を実施し、異常のないことを確認した。
				R43-C001 B							-	-	-
				R43-C001 C							否	-	-
43	計測制御系統設備 放射線管理設備	非常用ガス処理系 (燃料取替機・排気放射能高) プロセスモニタ設備	燃料取替エリア排気放射線モニタ	D11-RE-066A	基礎ボルト	クラス1	A	目視点検	目視:異常なし	基本点検では異常はないが、予め計画する追加点検(詳細目視点検、トルク確認)を実施。	-	詳細目視点検 トルク確認 (予め計画する追加点検)	全基礎ボルトの10%貫数のボルトに対し、建設時の施工目標値のトルクにてトルク確認を実施した結果、2本のうち1本に、トルク値の低下が確認された。 また、締結機能の確認のため、建設時の施工目標トルクの1%以上のトルクで締め方向のトルク確認により、締結機能が喪失していないことを確認した。 また、詳細目視点検において、異常のないことを確認した。
45	原子炉冷却系統設備	主蒸気系	配管支持構造物	RE-MS-R015	支持構造物	クラス2	B	目視点検	配管サポートにひび割れが確認された。	原因究明のため、損傷箇所に対し詳細目視点検が必要と判断し、追加点検を実施する。	要	詳細目視点検	ひび割れは溶接部近傍に発生しており、開口部に塗料の付着が確認された。
46	原子炉冷却系統設備	残留熱除去系	配管支持構造物	RH-RHR-R034,R059	支持構造物	クラス1	As	目視点検	リジットハンガロットにロッドの緩みが確認された。	ターンバックル、リジットハンガロッドの曲がり、フック部の変形、各溶接部に割れなど、リジットハンガ自体に異常が認められていないこと、ならびに、その他の配管支持構造物(当該リジットハンガの近傍の支持構造物を含む)の点検においても、不具合は確認されていないことから、追加点検は実施しない。	-	-	-
47	原子炉冷却系統設備	復水給水系	配管支持構造物	(SH-FDW-R009,R011)	支持構造物	クラス3	B	目視点検	スプリングハンガのインジケータ指示値が設計値と相違していることが確認された。	復水給水系配管スプリングハンガのインジケータ指示値の変化については、通常運転中においても見られる事象であるとともに、ハンガロッド、パイプラグ等のスプリングハンガ構成部品に曲がり、損傷は認められず、ターンバックル、ナットに緩みがないこと、配管の外観点検でも変形が認められないことから、追加点検は実施しない。	-	-	-

## 4.5 力量管理

点検実施者の力量管理については、以下のとおり実施した。

### 4.5.1 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「非破壊検査—技術者の資格及び色覚の試験方法」にて非破壊検査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。

### 4.5.2 非破壊試験要員（目視検査要員を除く）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. 経年劣化事象の考慮

### 5.1 配管減肉

#### 5.1.1 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、7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。

#### 5.1.2 配管板厚測定の概要

##### a. 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12 図1～3参照）。

#### 5.1.3 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 12 図 4 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 NDIS0601「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。

#### 5.1.4 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>\*1</sup>と比較評価するとともに，余寿命<sup>\*2</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>\*3</sup>の影響）を考慮した評価を加えることとした（添付資料 12 図 5 参照）。

#### 5.1.5 配管板厚測定結果

各測定箇所における配管板厚測定結果を添付資料 12 に示す。

いずれの測定ポイントにおいても必要最小板厚およ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，製作寸法に対しては，“公称板厚に対する製作公差”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，いずれも製作時の開先加工の範囲であり，製作時の記録等と比較して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，本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。

※1: 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

※2: 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

※3: 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

## 5.2 粒界型応力腐食割れ (IGSCC)

### 5.2.1 概要

地震により IGSCC のひび発生・進展は助長されないが、IGSCC が顕在化している場合、過大な荷重が作用した場合に構造強度に影響を与える可能性および疲労によりわずかに進展する可能性が否定できない。

IGSCC 発生の可能性がある炉内構造物等については、通常の保全プログラムに基づき IGSCC の発生・進展について管理を行っており、7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。

### 5.2.2 他号機における IGSCC の地震による影響

7号機の設備に IGSCC はないが、3号機原子炉再循環系配管の IGSCC のひびについて、超音波探傷試験による深さ・長さの測定および知見拡充の観点からひび部の断面観察によりひびの状況も確認した。その結果を参考資料2に示す。

断面観察の結果、次のとおりひびの形態が確認された。

- ・ひびの形態はいずれの位置においても IGSCC の特徴を有していた。
- ・ひびの先端部の形態においても、母材部は粒界に沿って、溶接金属内は結晶組織に沿って進展しており IGSCC の特徴を有していた。
- ・ひび先端の性状の明確な変化（鈍化）は確認されなかった。

以上の結果より、ひびは粒界に沿って進展する IGSCC 特有の形態であり、地震によるひびの進展は明瞭には確認されなかった。また、ひび先端部の有意な硬化は確認されなかった。以上より、ひびに対する地震の影響は極めて小さいと類推される。

## 6. 地震応答解析について

### 6.1 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解析対象設備を選定する。

具体的には、表-6.1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する。

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。

## 6.2 解析評価方法

### 6.2.1 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する。

原子炉建屋内の大型機器である原子炉格納容器、原子炉压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う。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う。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-6.2 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）を選定する。

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する。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う。

#### a. 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る。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る。

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)を考慮して拡張が行われるが、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張は行わない(表-6.2参照)。

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-6.1(1)～図-6.1(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6号機と共用)に設置される設備については、現状検討中の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-6.2(1)～図-6.2(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-6.5に示す(コントロール建屋の設備については全て剛であるため床応答スペクトルを用いない)。

7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-6.3に示す。

#### b. 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する。

建屋・機器連成応答解析モデルには、原子炉格納容器-原子炉圧力容器解析モデルと炉内構造物解析モデルがある(図-6.4(1)～6.4(3)参照、水平方向についてはNS方向を例として示す)。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-6.2参照)

#### c. 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-6.3および表-6.4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

た値を用いるが、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る。  
(表-6.2 参照)

## 6.2.2 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する。また、余裕度（評価基準値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）の結果を算出値とする。評価の手順を図-6.5 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する。

### a. 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，設計時の応力に乘じることにより算出値を求め，評価基準値と比較する。

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，設計時の応力に乘じることにより算出値を求め，評価基準値と比較する。

### b. 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，評価基準値と比較する。

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，評価基準値と比較する。

### c. 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>AS</sub> における許容応力を用いる。

### 6.2.3 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する。なお、機能確認済加速度とは、立形ポンプ、横形ポンプ、および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る(参考文献5参照)。

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、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する(参考文献6参照)。

### 6.2.4 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、「柏崎刈羽原子力発電所7号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価計画書」にて必要に応じで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-6.2に示す。

また、7号機は本地震時、定格熱出力運転状態から地震加速度大により原子炉自動停止に至っている。原子炉自動停止の際、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)。一方、定格熱出力状態における条件については設計時と同様に考慮した(下記②)。

#### ①原子炉自動停止における機械的荷重

- ・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(設計時と同じ)

- ・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

- ・ほう酸水注入なし

- ⇒ほう酸水注入系配管の解析にほう酸水注入による機械的荷重を考慮せず

②定格熱出力状態における条件

- ・①以外の荷重条件（設備重量，クレーン容量等）⇒設計時と同じ設定
- ・運転圧力，運転温度 ⇒設計時と同じ設定

## 6.3 解析結果

### 6.3.1 解析の状況

解析対象設備評のすべてについて評価を終了した。

構造強度評価 ……約 100 設備

動的機能維持評価 ……約 30 設備

### 6.3.2 構造強度評価結果

#### a. 構造強度評価

構造強度の評価結果を表-6.6, および表-6.7 に示す。機器・配管系の算出値は、いずれも評価基準値以下であることを確認した。

#### b. 疲労評価

地震による 1 次+2 次応力が厳しくなる設備を選出し疲労評価を実施した。

原子炉压力容器～原子炉格納容器間の地震時の相対変位も含め地震による 1 次+2 次応力が厳しくなると想定される設備として、配管系より残留熱除去系配管、原子炉压力容器ノズルより低圧注水ノズルを今回の疲労評価の対象として選出した。残留熱除去系配管の評価結果を表-6.8 に、低圧注水ノズルの評価結果を表-6.9 に示す。本地震における地震の繰返し回数は本震と余震を合せて 22 回とした（繰返し回数の算出方法は添付資料 7 参照）。本地震による疲れ累積係数と通常運転（40 年）による疲れ累積係数の和は、評価基準値を十分下回っていることを確認した。

また、建屋間（原子炉建屋～タービン建屋間）の地震時の相対変位により 1 次+2 次応力が厳しくなると想定される設備として給水系配管を選出して疲労評価を実施した。評価結果を表-6.10 に示す。繰返し回数については残留熱除去系配管と低圧注水ノズルの評価と同じく 22 回とした。本地震による疲れ累積係数は  $10^{-3}$  未満であり本地震による疲労への影響は僅かであることを確認した。

### 6.3.3 動的機能維持評価結果

動的機能維持の評価結果を表-6.11 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。

制御棒の地震時挿入性については、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た。[また、制御棒挿入の時系列を確認し、燃料集合体の最大相対変位が発生する前に制御棒が挿入されていることを確認した（添付資料8参照）。](#)

#### 6.4 解析の考察

地震応答解析について、評価対象設備の算出値は評価基準値を満足することが確認できた。さらに、算出値に対する地震力の影響は部分的であることを考慮すれば、地震力に対しては十分な余裕度を持って評価基準値を満足していると考えられる（添付資料-9）。

また、より現実に近い応答を再現するための検討解析を行い、本評価における地震応答解析に十分な保守性があることを確認した（参考資料1）。

一方、建屋応答解析と原子炉建屋3階（TMSL+23.5m）で得られている地震観測記録の比較において、一部の周期帯で相違が見られるが、この相違を考慮しても評価基準値（許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sにもとづく許容値）を満足することが確認できた（添付資料-10）。

表-6.1 柏崎刈羽7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>※1</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>※2</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>

※ 1 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

※ 2 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-6.2 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-6.3, 6.4, 参考文献2,3参照)	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 $K_e$ (割増係数) の適用(参考文献4参照)	配管の疲労評価に適用
④地震以外の短期機械的荷重を含む場合の配管の許容応力見直し(参考文献4参照)	制御棒挿入による機械的荷重を考慮する制御棒駆動系配管に適用
⑤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4参照)	容器に適用
現実の運転状態の反映*	
①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
②ほう酸水注入系配管	: ほう酸水注入による機械的荷重なし

※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-6.3 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
ボルトおよびリベット構造物	2.0	2.0
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0	1.0
電気盤	4.0	1.0
燃料集合体	7.0	1.0
制御棒駆動装置	3.5	1.0
配管系	0.5～3.0 <sup>※</sup>	0.5～3.0 <sup>※</sup>
燃料取扱機	1.5～2.0 <sup>※</sup>	1.5～2.0 <sup>※</sup>
天井クレーン	2.0 <sup>※</sup>	2.0 <sup>※</sup>

※ 試験・研究等にて妥当性が確認された値。参考文献 2,3 参照。また配管系の減衰定数の詳細を表-6.4 に示す。

表-6.4 配管系減衰定数

配管区分		減衰定数(%) <sup>※</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

※ 「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。

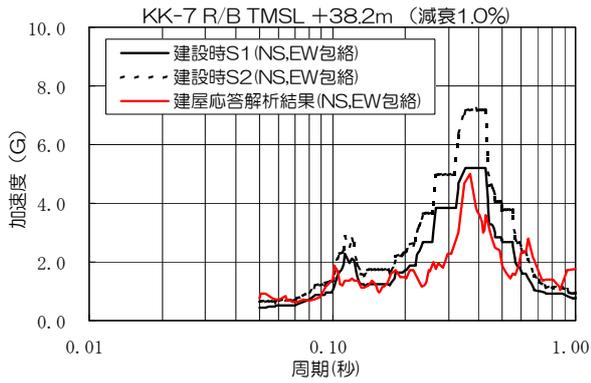


図-6.1 (1) 天井クレーン階 (TMSL+38.2m)

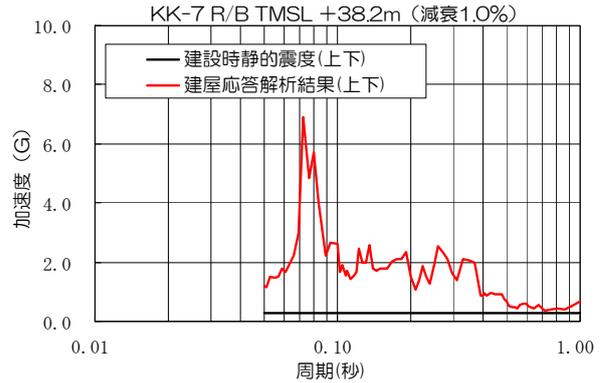


図-6.1 (2) 天井クレーン階 (TMSL+38.2m)

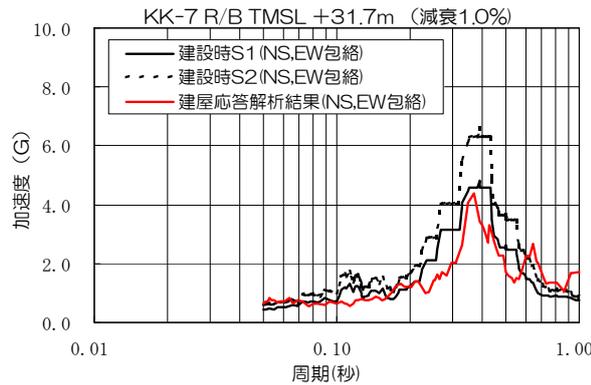


図-6.1 (3) 4階 (TMSL+31.7m)

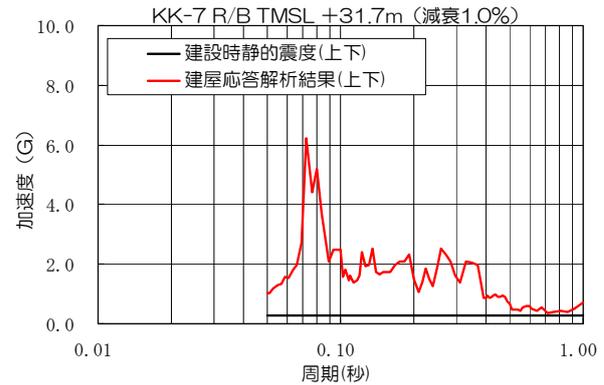


図-6.1 (4) 4階 (TMSL+31.7m)

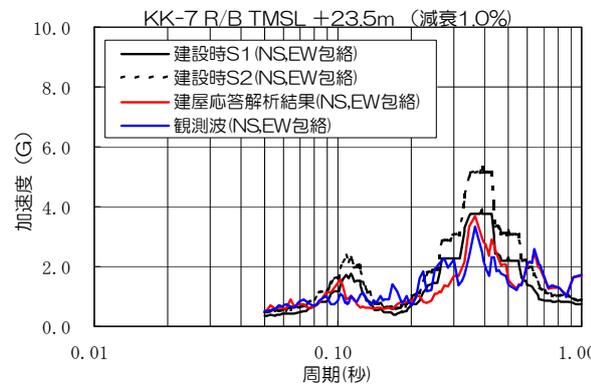


図-6.1(5) 3階 (TMSL+23.5 m)

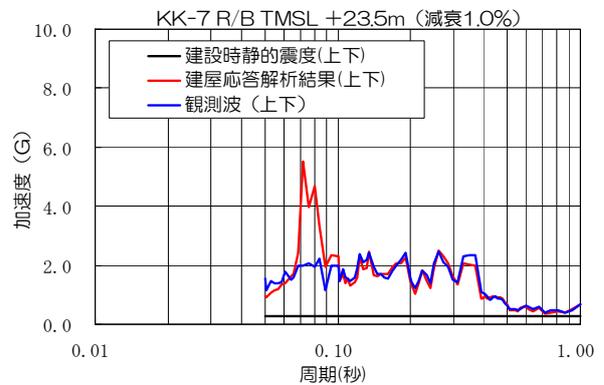


図-6.1(6) 3階 (TMSL+23.5 m)

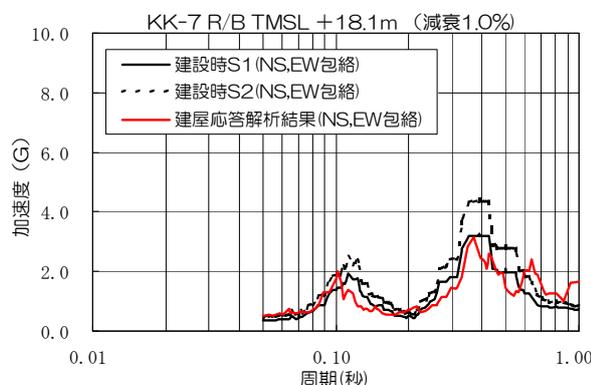


図-6.1(7) 2階 (TMSL+18.1 m)

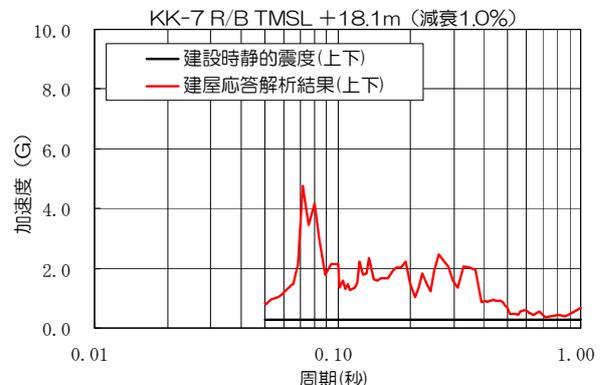


図-6.1(8) 2階 (TMSL+18.1 m)

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%)

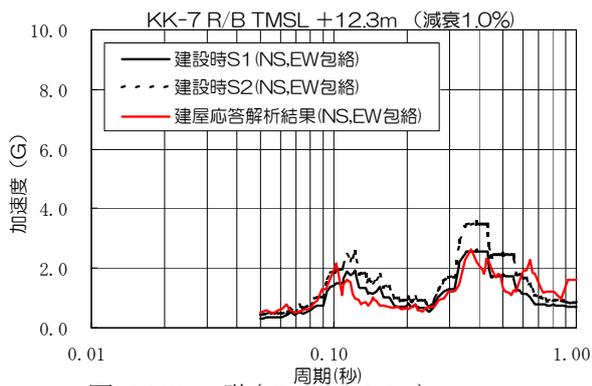


図-6.1(9) 1階 (TMSL+12.3m)

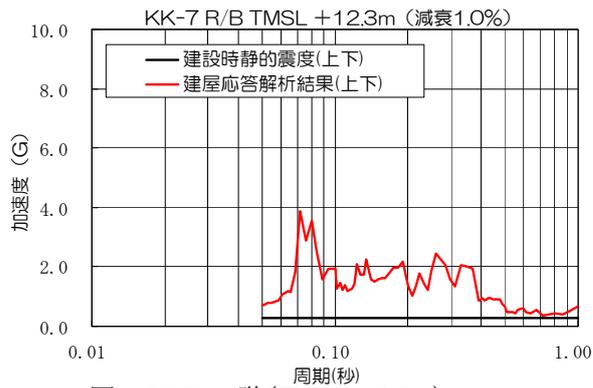


図-6.1(10) 1階 (TMSL+12.3m)

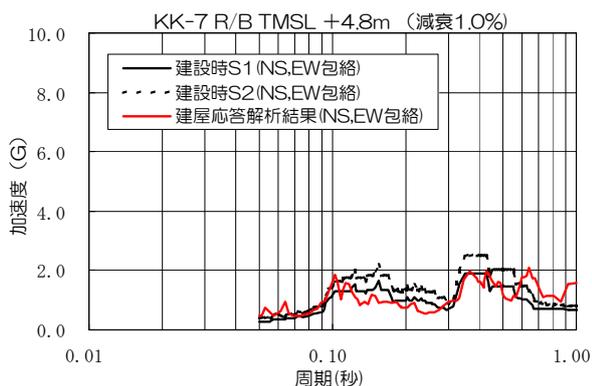


図-6.1(11) 地下1階 (TMSL+4.8m)

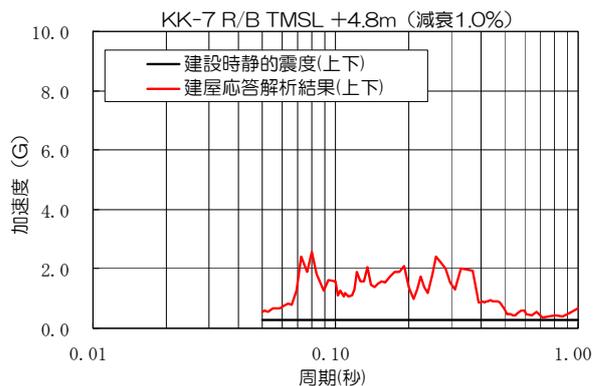


図-6.1(12) 地下1階 (TMSL+4.8m)

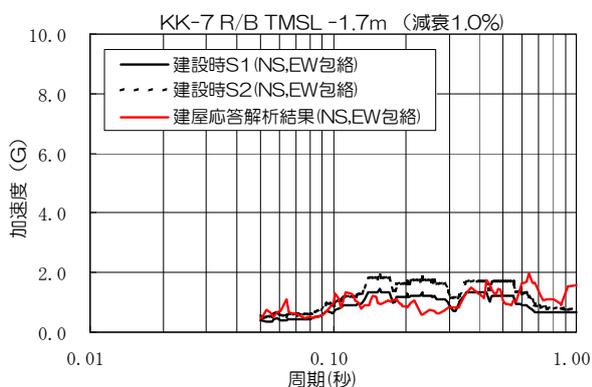


図-6.1(13) 地下2階 (TMSL-1.7m)

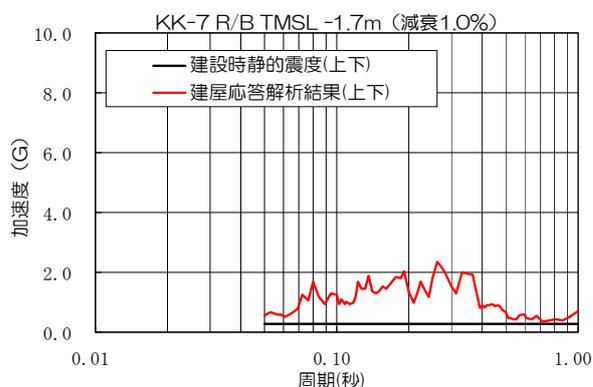


図-6.1(14) 地下2階 (TMSL-1.7m)

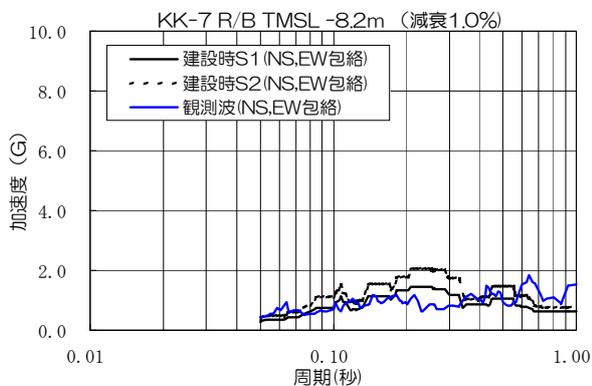


図-6.1(15) 基礎版上 (TMSL-8.2m)

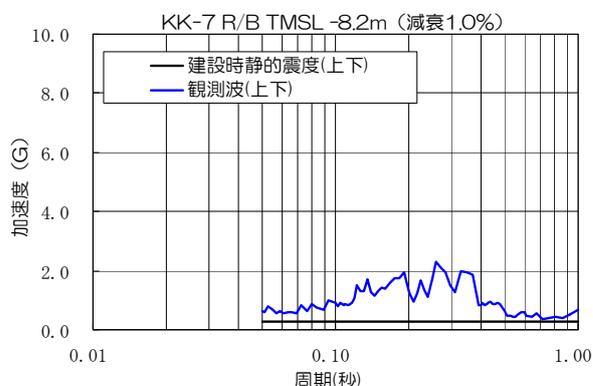


図-6.1(16) 基礎版上 (TMSL-8.2m)

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%)

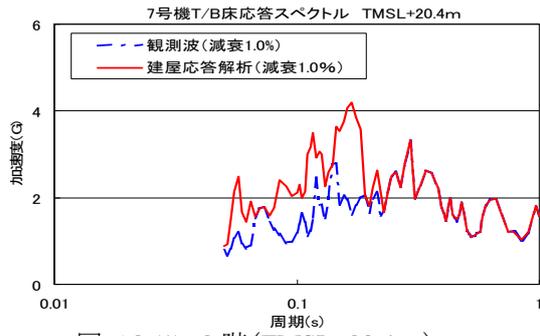


図-6.2(1) 2階(TMSL+20.4m)

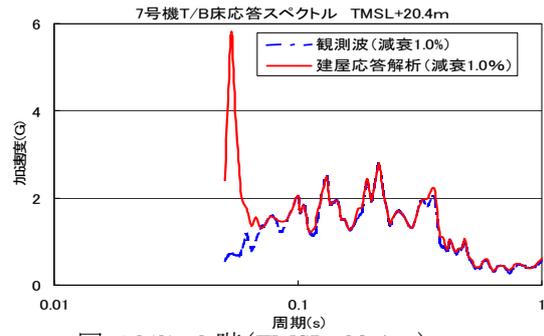


図-6.2(2) 2階(TMSL+20.4m)

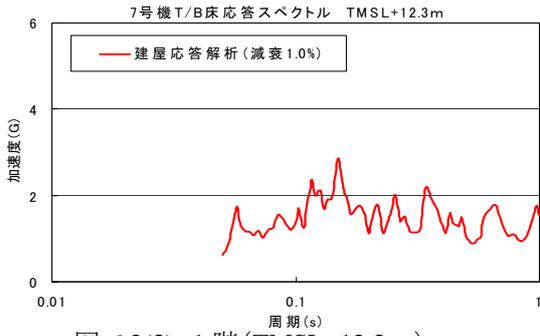


図-6.2(3) 1階(TMSL+12.3m)

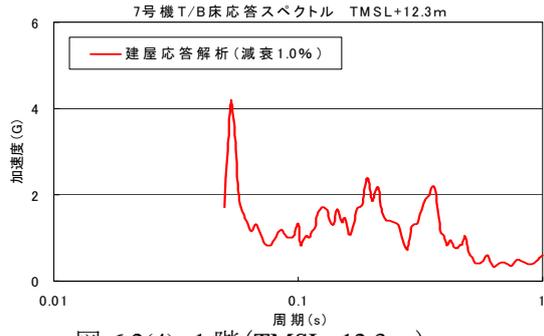


図-6.2(4) 1階(TMSL+12.3m)

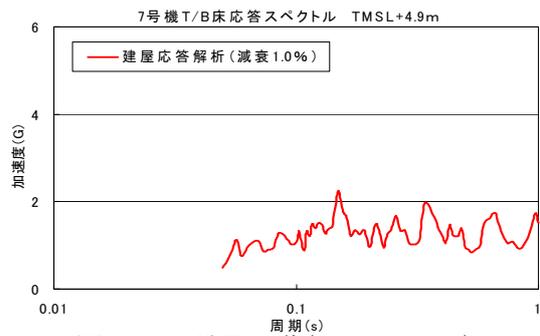


図-6.2(5) 地下1階(TMSL+4.9m)

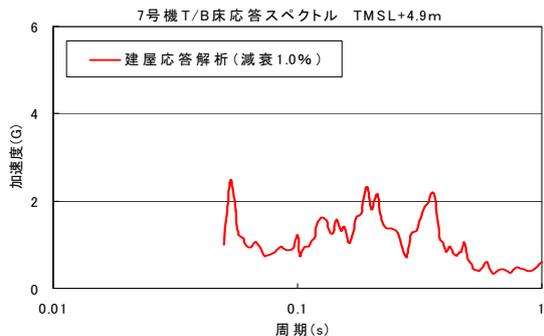


図-6.2(6) 地下1階(TMSL+4.9m)

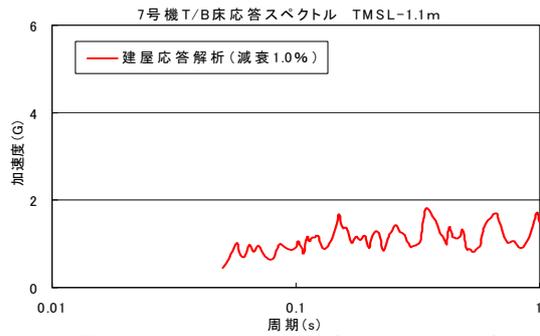


図-6.2(7) 地下中2階(TMSL-1.1m)



図-6.2(8) 地下中2階(TMSL-1.1m)

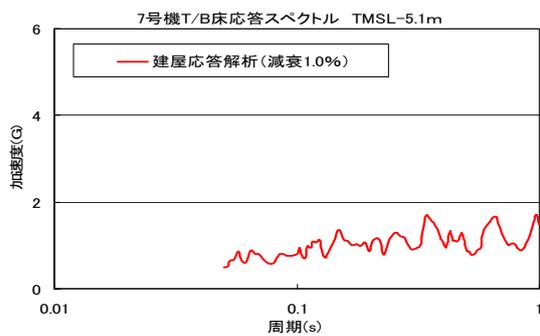


図-6.2(9) 地下2階(TMSL-5.1m)

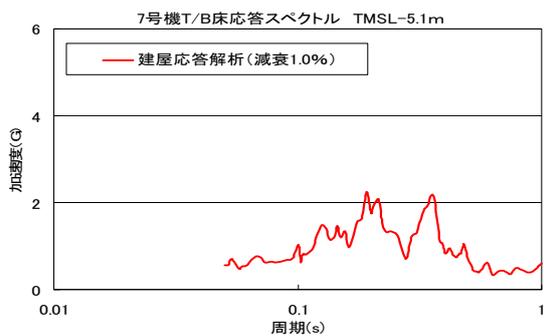


図-6.2(10) 地下2階(TMSL-5.1m)

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-6.5 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

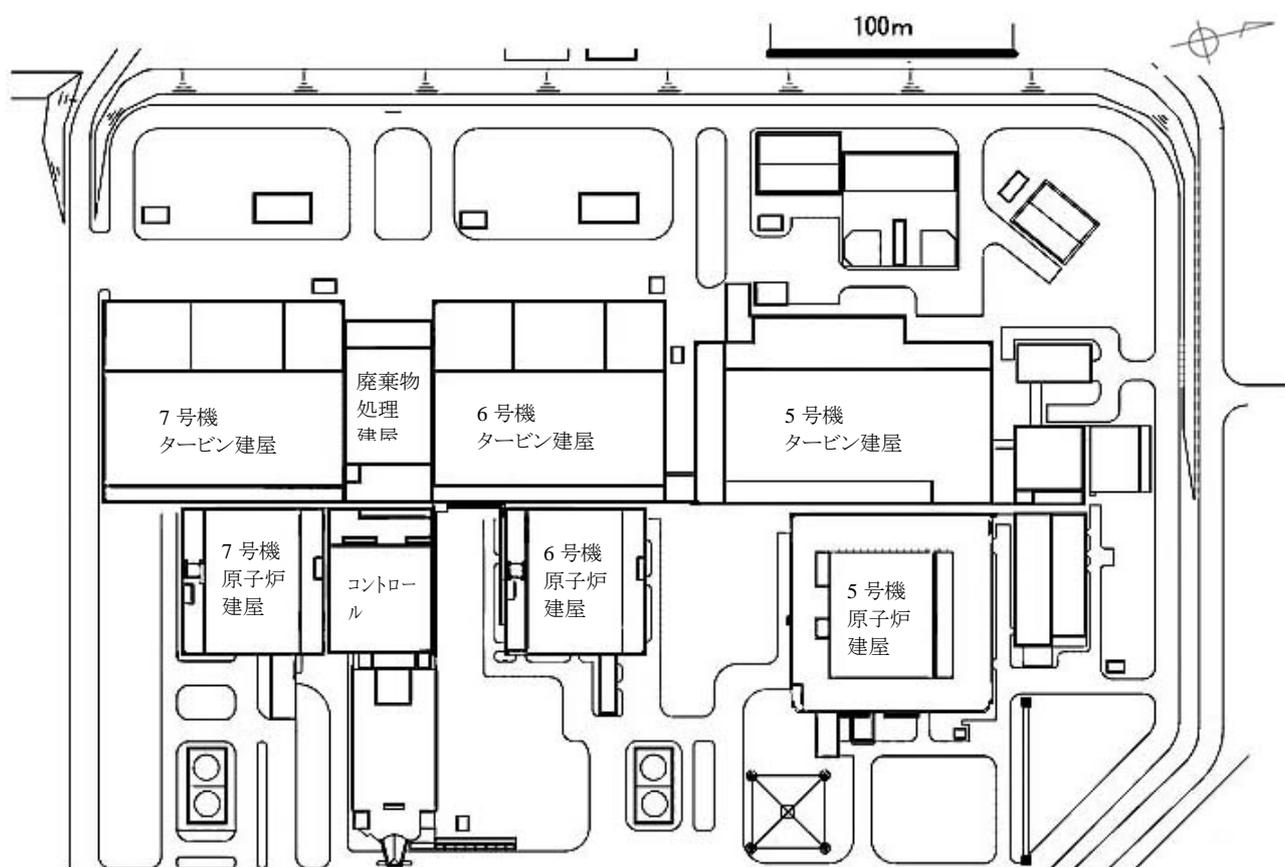


図-6.3 7号機各建屋配置図



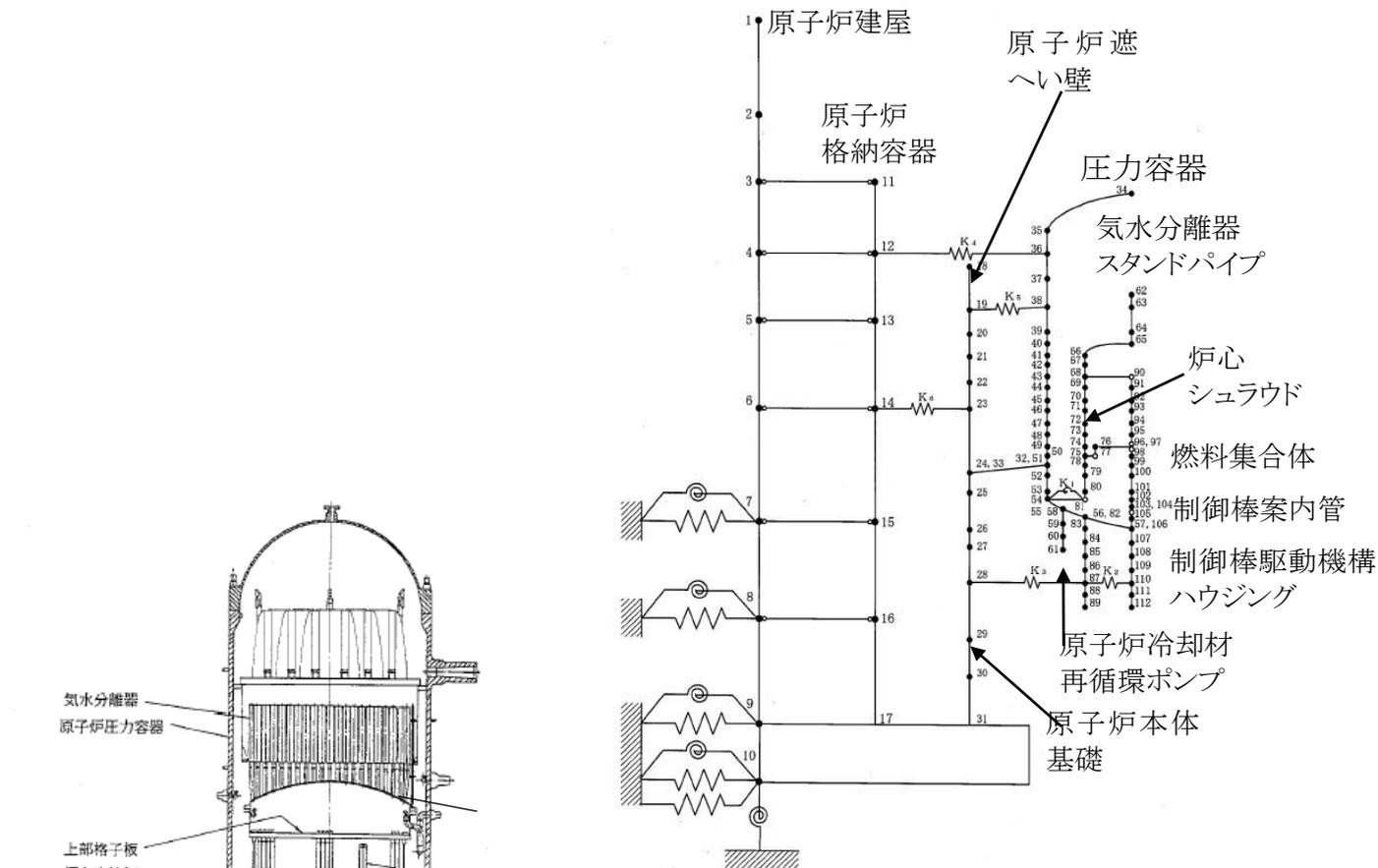


図-6.4 (2) 炉内構造物解析モデル(水平 NS 方向)

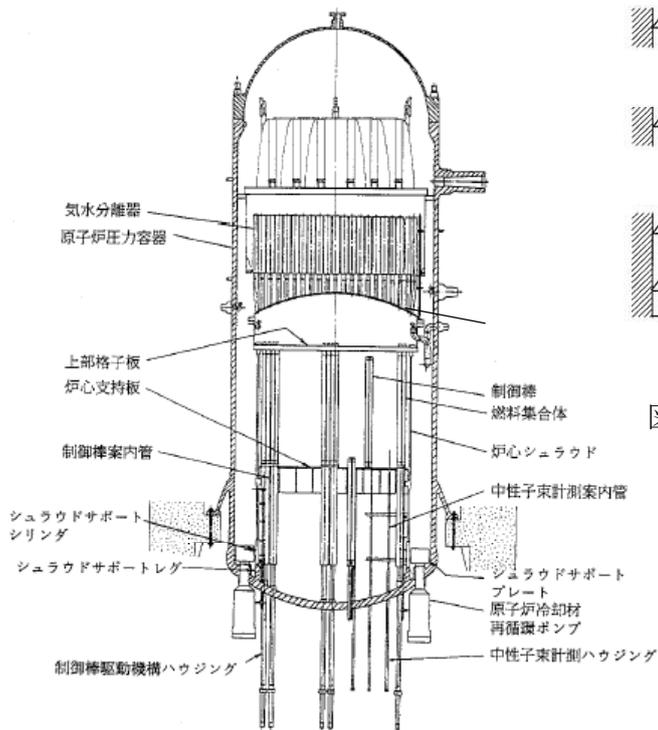
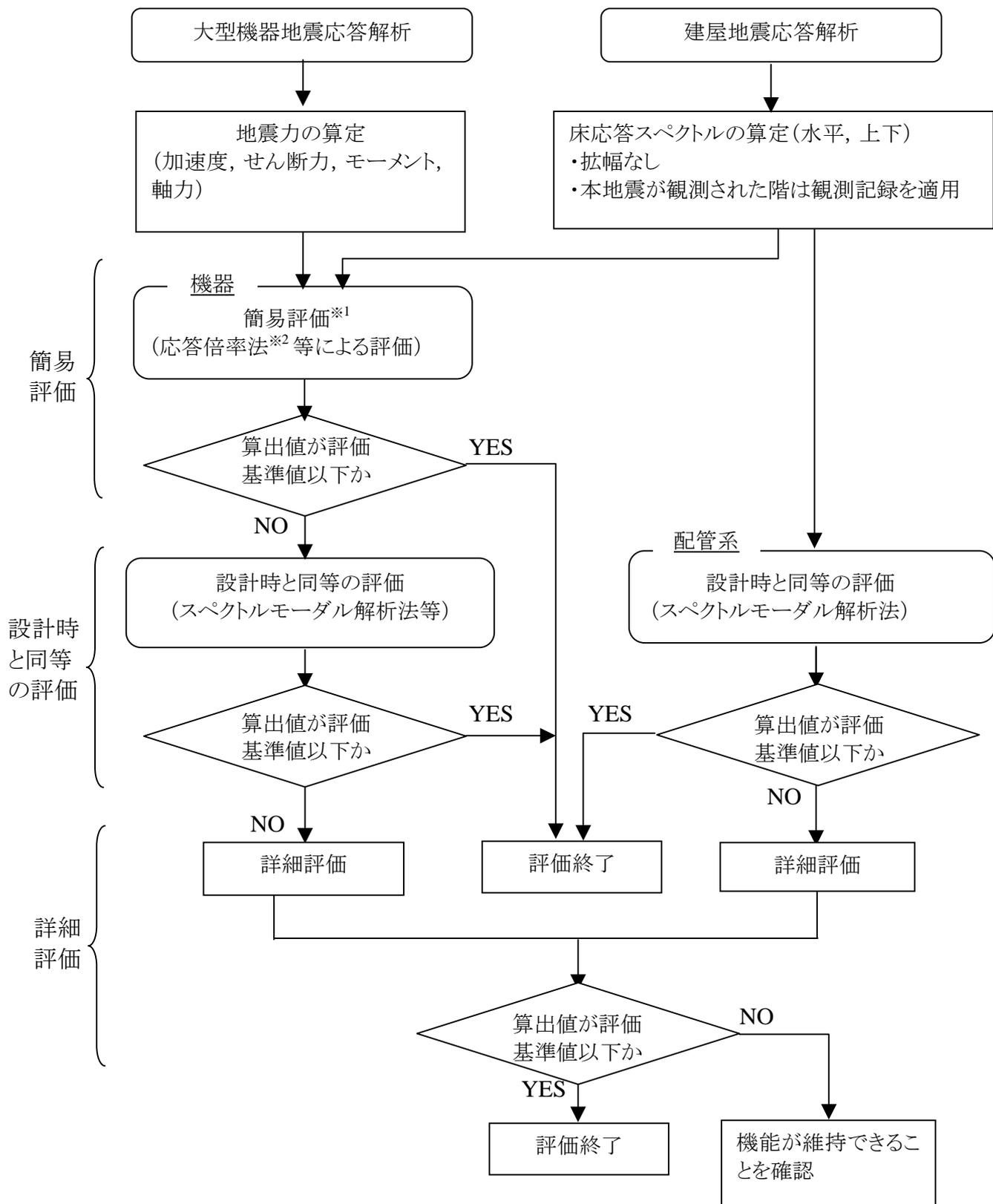


図-6.4 (3) 炉内構造物解析モデル(上下方向)



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

※2 次ページに詳細説明を記載

図-6.5 地震応答解析の手順

※ 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2乗和平方と設計時の水平加速度と上下加速度の2乗和平方との比

備考欄の赤字は報告書提出時には削除

表-6.6 構造強度評価結果(1/10)

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	原子炉 圧力 容器	RPV円筒胴	胴板	膜	177	303	B	
		下部鏡板	球殻部	膜	186	303	B	
		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	68	99 98	B	JSME S NC1-2005を適用し て見直し
		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R部	膜+曲げ	224	418	B	名称の適正化
		支持スカート	スカート	膜+曲げ	25	387	B	
				座屈	0.1	1	B	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	115	499	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
		主蒸気ノズル(N3)	ノズルセーフエンド	膜	97	303	B	
		給水ノズル(N4)	ノズルセーフエンド	膜+曲げ	111	252	B	
		低圧注水ノズル(N6)	ノズルセーフエンド	膜+曲げ	177	252	B	
		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	140	252	B	
		計装ノズル(N12)	ノズルセーフエンド	膜+曲げ	75	205	A	設計時応力は193MPa (設計時の配管反力は大き な裕度をもって設定されてい るため)
		計装ノズル(N13)	ノズルセーフエンド	膜+曲げ	75	205	A	
		計装ノズル(N14)	ノズルセーフエンド	膜+曲げ	156	197	A	
		原子炉圧力容器 スタビライザ	ロッド	引張	221	513	B	
		制御棒駆動機構ハウジング レストレイントビーム	レストレイントビーム	曲げ	61	176	B	
		原子炉冷却材 再循環ポンプ	モーターケーシング	軸圧縮	105	165 123	B	JSME S NC1-2005を適用し て見直し
ブラケット類	RPV スタビライ ザブラケット	膜+曲げ	132	454	A			

注1) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

注2) 原子炉圧力容器の設備(表-6.6 [1/10])のうち応力分類が「膜+曲げ」の場合は許容値に形状係数 $\alpha$ を適用

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)

備考欄の赤字は報告書提出時には削除

表-6.6 構造強度評価結果(2/10)

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	20	181 <del>155</del>	A	記載の適正化 JSME S NC1-2005 を適用して 見直し
		シュラウドヘッド	鏡板	膜+曲げ	60	138 <del>139</del>	A	JSME S NC1-2005 を適用して 見直し
		気水分離器	スタントパイプ	膜+曲げ	46	127 <del>128</del>	B	JSME S NC1-2005 を適用して 見直し
		給水スパージャ	ヘッド	膜+曲げ	24	213	A	
		低圧注水スパージャ	ヘッド	膜+曲げ	20	213	A	
		高圧炉心注水スパージャ	ヘッド	膜+曲げ	37	213	A	
		高圧炉心注水系配管 (原子炉圧力容器内部)	パイプ	膜+曲げ	19	213	A	
		中性子束計測案内管	中性子束計測案内管	膜+曲げ	6	138 <del>139</del>	A	JSME S NC1-2005 を適用して 見直し
	炉心支持構造物	炉心シュラウド	下部胴	膜	19	127 <del>128</del>	B	JSME S NC1-2005 を適用して 見直し
		シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	32	243	B	
		上部格子板	グリッドプレート	膜+曲げ	24	213	B	
		炉心支持板	補強ビーム	膜+曲げ	91	213	A	
		燃料支持金具	燃料支持金具	膜応力	6	56	B	
		制御棒案内管	下部溶接部	膜	6	92 <del>139</del>	B	誤記訂正(膜+曲げ許容値→ 膜許容値)
	原子炉基礎	アンカボルト	アンカボルト	引抜力	335.1 (t/4.5°)	434.7 (t/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
圧力容器ブラケット		ブラケット	せん断応 力度	1.6 (t/cm2)	2.50 (t/cm2)	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)

備考欄の赤字は報告書提出時には削除

表-6.6 構造強評価結果(3/10)

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	36	211	A	
			取付ボルト	引張	16	158	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	15	121	A	名称の適正化
			基礎ボルト	せん断	10	133	A	
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	基礎ボルト	せん断	38	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	107	141	A	震度比が1.0を下回るため工認値を記載
		起動領域モニタドライチューブ	パイプ	膜+曲げ	128	258 257	A	震度比が1.0を下回るため工認値を記載 許容値はJSME S NC1-2005を適用して見直し
		現場盤原子炉系(I系)計装ラック	取付ボルト	せん断	2	133	A	
		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
	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	97	373 372	A
脚				組合せ	18	224	A	
基礎ボルト				せん断	17	118	A	
残留熱除去系		残留熱除去系ポンプ	原動機台取付ボルト	せん断	4	341	A	名称の適正化
			基礎ボルト	せん断	5	350	A	
		残留熱除去系ストレーナ	取付部フランジ	膜+曲げ	61	169	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)

備考欄の赤字は報告書提出時には削除

表-6.6 構造強度評価結果(4/10)

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	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	ポンプ取付ボルト	せん断	6	341	A	名称の適正化
			基礎ボルト	引張	30	455 456	A	JSME S NC1-2005を適用して見直し
		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン	タービン取付ボルト	引張	20	443	A	名称の適正化
			基礎ボルト	引張	12	456	A	
	高圧炉心注水系	高圧炉心注水系ポンプ	原動機台取付ボルト	せん断	6	341	A	名称の適正化
			基礎ボルト	せん断	7	350	A	
		高圧炉心注水系ストレーナ	取付部フランジ	膜+曲げ	51	169	A	
	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	158	372	A	タービン建屋
			脚	組合せ	27	231	A	
			基礎ボルト	せん断	53	121	A	
		原子炉補機冷却水ポンプ	原動機取付ボルト	せん断	5	121	A	タービン建屋 名称の適正化
			基礎ボルト	せん断	9	365	A	
	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	せん断	18	118	A	タービン建屋 名称の適正化
			基礎ボルト	せん断	12	118	A	
		原子炉補機冷却海水系ストレーナ	基礎ボルト	せん断	3	365	A	タービン建屋

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)

備考欄の赤字は報告書提出時には削除

表-6.6 構造強度評価結果(5/10)

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	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	平均引張応力	175	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	胴板	膜	29	150	A	
			脚	組合せ	3	201	A	
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	胴板	膜	36	150	A	
			脚	組合せ	8	201	A	
	原子炉格納施設	格納施設	ドライウエル上鏡	フランジプレート	曲げ	27	264	A
下部ドライウエルアクセスストンネル			原子炉本体基礎側フレキシブルジョイント部	組合せ	206	427	A	名称の適正化
配管貫通部			フランジプレート	曲げ	160	201 202	A	X-204 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 許容値は JSME S NC1-2005 を適用して見直し
			スリーブ	膜	42	141	A	X-210B, C
電気配線貫通部			フランジプレート	曲げ	195	264	A	
ベント管			リターンラインの垂直管との結合部	膜+曲げ	52	127	A	
サブプレッションチェンバススプレイ管			スプレイ管	一次	64	219	A	
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	156 51	492 304	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 評価箇所の変更

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)

備考欄の赤字は報告書提出時には削除

表-6.6 構造強度評価結果(6/10)

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	排風機取付ボルト	引張	51	148	A	名称の適正化	
			基礎ボルト	せん断	15	129	A		
		非常用ガス処理系乾燥装置	取付ボルト	せん断	33	341	A		
			基礎ボルト	せん断	12	129	A		
		非常用ガス処理系フィルタ装置	取付ボルト	せん断	105	341	A		
			基礎ボルト	せん断	13	129	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	せん断	2	139	A		
			架台取付ボルト	せん断	2	139	A		
	放射線管理設備	中央制御室換気空調系	中央制御室送風機	送風機取付ボルト	引張	18	158	A	コントロール建屋 名称の適正化
				基礎ボルト	引張	17	173	A	
中央制御室排風機			原動機取付ボルト	引張	5	173	A	コントロール建屋 名称の適正化	
			基礎ボルト	せん断	3	133	A		
中央制御室再循環送風機		基礎ボルト	引張	11	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	18	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)

備考欄の赤字は報告書提出時には削除

表-6.6 構造強度評価結果(7/10)

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	204	241	A	発生応力を水平、上下に分解し、それぞれの震度比を乗じて評価
		原子炉建屋クレーン	ガーダ中央部	曲げ	228	319	B	
		使用済燃料貯蔵ラック	基礎ボルト	引張	100	153	A	ラックの振動方向別の発生応力を考慮し、それぞれの震度比を乗じて評価
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	サポート部 基礎ボルト	引張	75	153	A	
			底部 基礎ボルト	せん断	24	118	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	0.00009	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		
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	基礎ボルト	せん断	21	194	A	
		空気だめ	胴板	膜	118	241	A	
			スカート	組合せ	6	258	A	
				座屈	0.03	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
		基礎ボルト	せん断	7	133	A		
		燃料ディタンク	スカート	組合せ	13	241	A	
				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
		基礎ボルト	せん断	6	121	A		
		空気圧縮機	基礎ボルト	せん断	4	139	A	クラス3のため削除
		発電機	機関側軸受 台下部ベース 取付ボルト	引張	31	180	A	名称の適正化
			基礎ボルト	せん断	9	194	A	

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 NE1-2003)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)

備考欄の赤字は報告書提出時には削除

表-6.6 構造強度評価結果(8/10)

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) MPa	評価 手法	備考
				MPa	MPa			
附帯設備	蓄電池および充電器	125V 系 充電器	取付ボルト	せん断	5	133	A	コントロール建屋 名称の適正化
		125V 系 蓄電池	取付ボルト	せん断	7	133	A	コントロール建屋 名称の適正化
		バイタル交流電源設備	取付ボルト	せん断	6	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)

備考欄の赤字は報告書提出時には削除

表-6.6 構造強度評価結果(9/10)

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	136	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	31 kN	44 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	129	209	B	タービン建屋 評価点の変更
		支持構造物	組合せ	98 <del>215</del>	105 <del>280</del>	B	
	原子炉冷却材浄化系	配管	一次	89	274	B	(注4) 評価点の変更
		支持構造物	組合せ	23 <del>0.1</del>	97 <del>1.0</del>	B	
	放射性ドレン移送系	配管	一次	68	188	B	評価点の変更
		支持構造物	組合せ	96 <del>110</del>	118 <del>215</del>	B	
	制御棒駆動系	配管	一次	153	283	B	制御棒挿入による機械荷重を考慮
		支持構造物	組合せ	219	235	B	
	ほう酸水注入系	配管	一次	73	132	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	0.6	1.0	B	(注1)
	残留熱除去系	配管	一次	239	274	B	評価基準値は設計荷重(定格荷重×1.5)
		支持構造物	スナッパ耐荷重	87 kN	88 kN	B	
	原子炉隔離時冷却系	配管	一次	94	182	B	評価基準値は設計荷重(定格荷重×1.5)
		支持構造物	スナッパ耐荷重	13 kN	14 kN	B	

注1) 圧縮力と曲げモーメントを受ける部材の組合せ応力は次式を満足しなければならない

$$(\text{圧縮応力}/\text{許容圧縮応力}) + (\text{曲げ応力}/\text{許容曲げ応力}) \leq 1$$

注2) 配管系:減衰定数を見直し

注3) 配管系:上下, 水平の地震動の組合せはSRSS法を適用

注4) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

注5) 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)

備考欄の赤字は報告書提出時には削除

表-6.6 構造強度評価結果(10/10)

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	高圧炉心注水系	配管	一次	96	220	B	
		支持構造物	組合せ	78 <del>108</del>	133 <del>235</del>	B	評価点の変更
	燃料プール冷却浄化系	配管	一次	50	188	B	
		支持構造物	組合せ	230 <del>223</del>	245 <del>235</del>	B	モデルの適正化など
	非常用ガス処理系	配管	一次	32	214	B	
		支持構造物	組合せ	90	233	B	
	可燃性ガス濃度制御系	配管	一次	51	211	B	
		支持構造物	組合せ	72 <del>62</del>	135	B	誤記
	不活性ガス系	配管	一次	81	201	B	
		支持構造物	組合せ	0.6	1.0	B	(注1)
	原子炉補機冷却水系	配管	一次	186	233	B	タービン建屋
		支持構造物	組合せ	0.95 <del>0.9</del>	1.0	B	(注1) 許容値の修正(Ⅳ <sub>A</sub> S→Ⅲ <sub>A</sub> S)
	原子炉補機冷却海水系	配管	一次	91	241	B	タービン建屋
		支持構造物	組合せ	199	245 <del>280</del>	B	許容値の修正(Ⅳ <sub>A</sub> S→Ⅲ <sub>A</sub> S)

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

注2) 配管系:減衰定数を見直し

注3) 配管系:上下, 水平の地震動の組合せはSRSS法を適用

注4) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

注5)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-6.7 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-6.8 疲労評価結果(残留熱除去系配管)<sup>※1</sup>

	地震荷重による 1次+2次応力(MPa)		疲労評価			
	発生値	許容値 3Sm	運転状態 I, II	地震時		U+US
			疲れ累積係数 U	繰返し 回数	疲れ累積 係数US	
設計時 (S2)	584 <sup>※2</sup>	366	0.0153	60回	0.1634	0.1787
中越沖地震	791 <sup>※2</sup>			22回 <sup>※3</sup>	0.1112	0.1265

※1 疲労評価実施箇所を下記図-6.6に示す。(構造強度評価箇所とは異なる)

※2 3Smを超えるため JEAG4601 補 1984 に従い告示第47条の弾塑性解析を実施

※3 本震+余震の繰返し回数を記載。算定方法については添付資料7参照

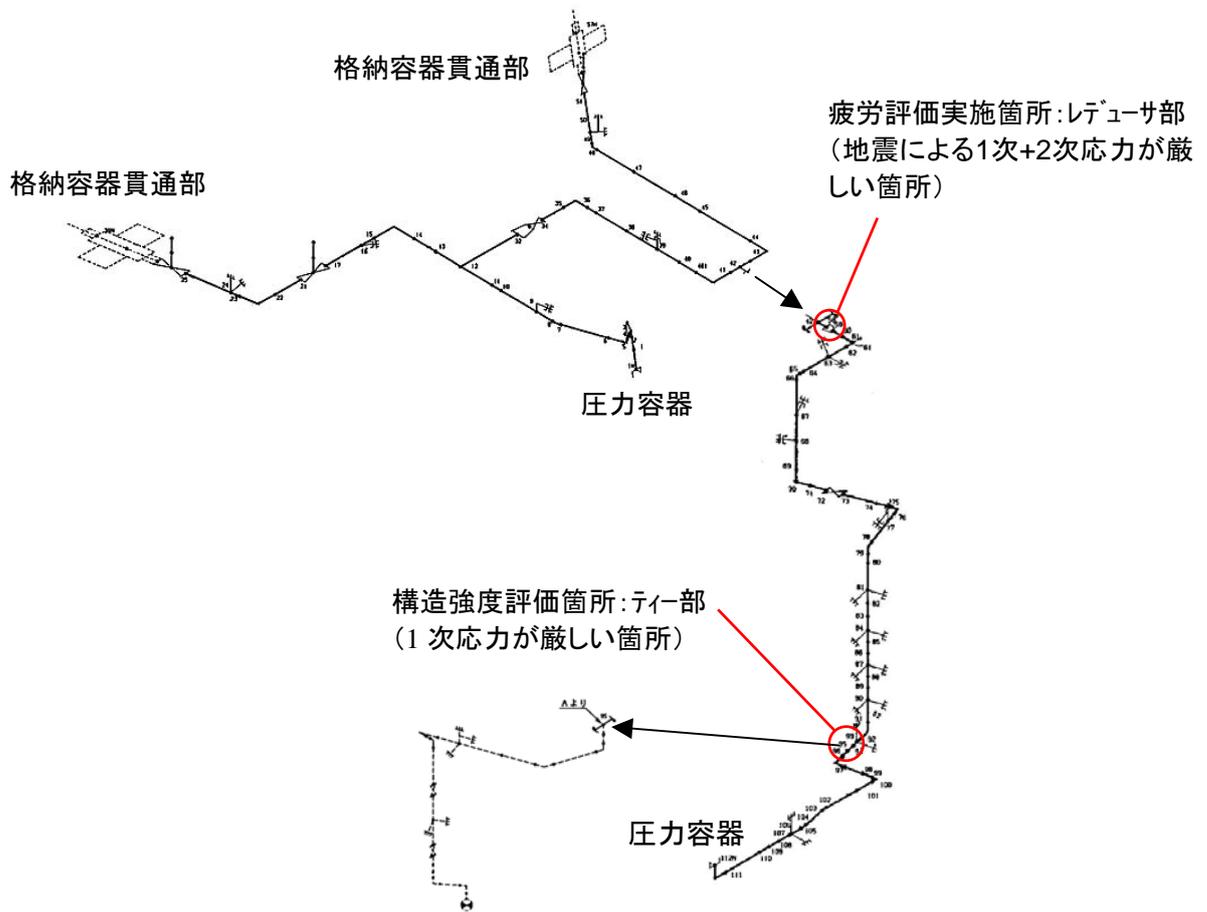


図-6.6 残留熱除去系配管疲労評価実施箇所

表-6.9 疲労評価結果(低圧注水ノズル ノズルセーフエンド)

	地震荷重による 1次+2次応力(MPa)		疲労評価			
	発生値	許容値 3Sm	運転状態 I, II	地震時		U+US
			疲れ累積係数U	繰返し回数	疲れ累積係数US	
設計時評価(S2)	357	383	0.0145	60回	0.0044	0.0189
中越沖地震	338			22回*	0.0012	0.0157

※本震+余震の繰返し回数を記載。算定方法については添付資料7参照

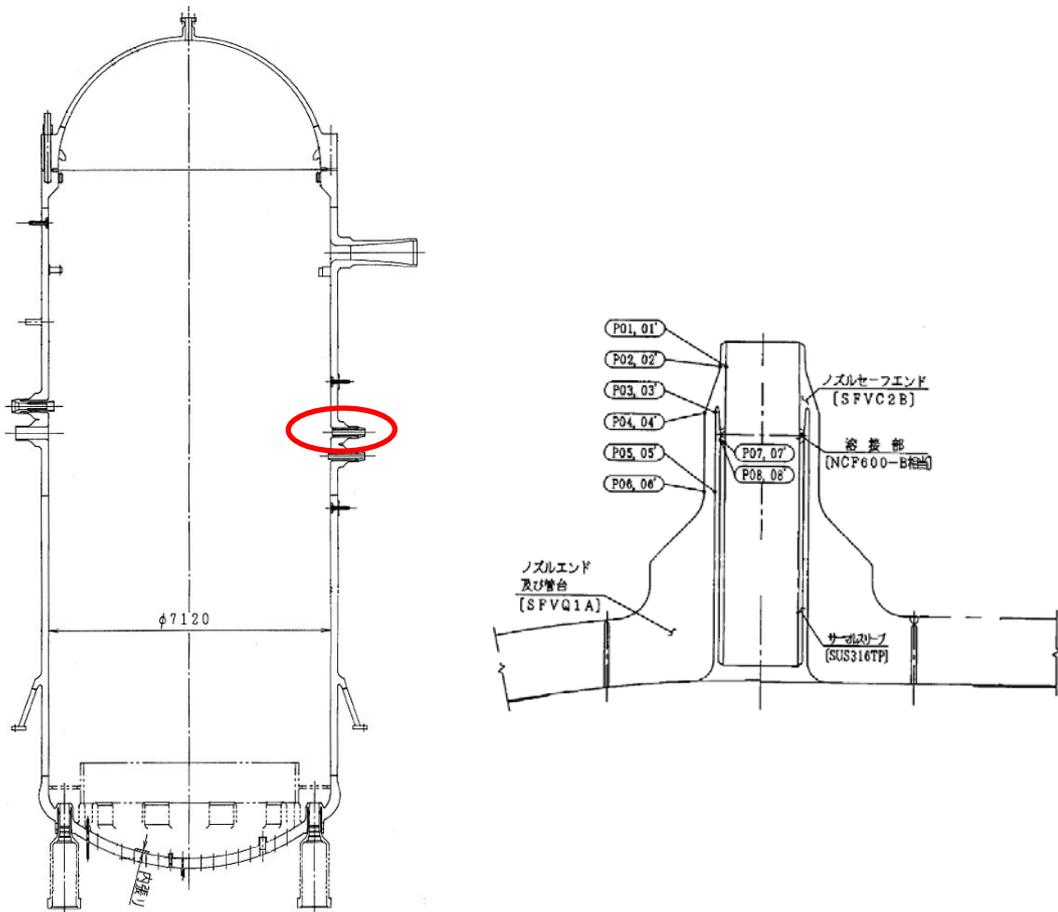


表-6.10 疲労評価結果(給水系配管 建屋間の相対変位を考慮)<sup>※1</sup>

	地震荷重による 1次+2次応力(MPa)		疲労評価			
	発生値	許容値 3Sm	運転状態 I, II	地震時		U+US
			疲れ累積係数 U	繰返し 回数	疲れ累積 係数US	
設計時評価(S2)	369	418	— <sup>※2</sup>	— <sup>※2</sup>	— <sup>※2</sup>	— <sup>※2</sup>
中越沖地震	270			22回 <sup>※3</sup>	0.0004	—

※1 疲労評価実施箇所を下記図-6.7に示す。

※2 設計時においては1次+2次応力が3Sm以下であるためJEAGに従い疲れ累積係数は算出してない。

※3 本震+余震の繰返し回数を記載。算定方法については添付資料7参照。

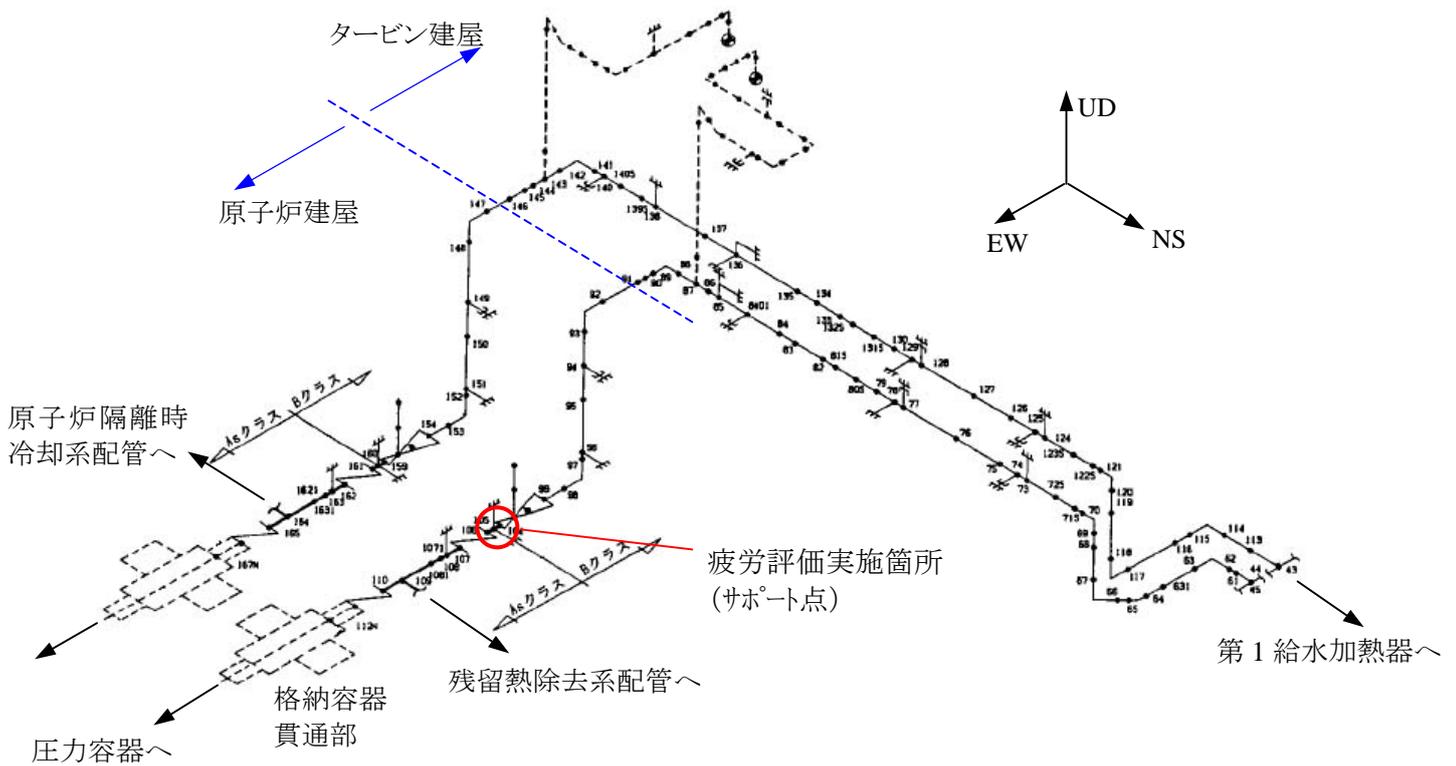


図-6.7 給水系配管疲労評価実施箇所

表-6.11 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 <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>	
ほう酸水注入ポンプ	0.5	1.6	0.5	1.0	
残留熱除去系ポンプ	0.4	10.0	0.4	1.0	
原子炉隔離時冷却系ポンプ	0.4	1.4	0.4	1.0	
原子炉隔離時冷却系タービン	0.4	2.4	0.4	1.0	
高圧炉心注水系ポンプ	0.4	10.0	0.4	1.0	
非常用ガス処理系排風機	0.5	2.3	0.5	1.0	
非常用ディーゼル機関	0.5	1.1	0.6	1.0	
原子炉補機冷却水ポンプ	0.4	1.4	0.4	1.0	タービン建屋
原子炉補機冷却海水ポンプ	1.4	10.0	0.4	1.0	タービン建屋
中央制御室送風機	0.7	2.3	0.8	1.0	コントロール建屋
中央制御室排風機	0.7	2.6	0.8	1.0	コントロール建屋
中央制御室再循環送風機	0.6	2.6	0.7	1.0	コントロール建屋

※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)

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)

備考欄の赤字は報告書提出時には削除

表-6.11 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 <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>	
弁	主蒸気系 (主蒸気内側隔離弁)	3.0	10.0	3.4	6.2	
	主蒸気系 (主蒸気逃がし安全弁)	2.7	9.6	1.4	6.1	
	給水系 (FDW 原子炉給水ライン外側隔離弁)	0.8	6.0	0.5	6.0	タービン建屋
	原子炉冷却材浄化系 (CUW 吸込ライン内側隔離弁)	1.0	6.0	0.8	6.0	
	放射性ドレン移送系 (ドライウェル HCW サンプ内側隔離弁)	1.0	6.0	0.5	6.0	
	ほう酸水注入系 (SLC PCV 外側逆止弁)	0.7	6.0	0.9	6.0	
	残留熱除去系 (RHR 停止時冷却内側隔離弁)	0.6	6.0	0.6	6.0	
	原子炉隔離時冷却系 (RCIC タービン止め弁)	1.1	6.0	1.4	6.0	
	高圧炉心注水系 ( <del>HPCF 第一試験用調節弁</del> ) (HPCF 注入隔離弁)	<del>1.1</del> 0.8	6.0	0.6	6.0	主要弁に変更
	非常用ガス処理系 (SGTS フィルタ装置出口弁)	0.7	6.0	0.9	6.0	
	可燃性ガス濃度制御系 (FCS 入口第一隔離弁)	1.5	6.0	0.8	6.0	
	不活性ガス系 (PCV パージ用空気供給隔離弁)	0.8	6.0	1.6	6.0	
	原子炉補機冷却水系 (RCW 熱交換器冷却水出口弁)	0.9	6.0	2.2	6.0	タービン建屋
	原子炉補機冷却海水系 (RSW 海水ストレーナ入口弁)	0.5	6.0	0.5	6.0	タービン建屋

※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)。

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-6.11 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	1.0	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)	0.45	3.0	0.48	1.5	
	圧力変換器 (D/W圧力用)	0.45	3.0	0.48	3.0	
	圧力変換器 (原子炉圧力用)	0.44	3.0	0.48	1.0	
	位置スイッチ (主蒸気止め弁原子炉保護用)	0.41	4.9	0.39	4.9	タービン建屋
	圧力スイッチ (蒸気加減弁急閉用)	0.62	3.0	0.42	1.0	タービン建屋
	温度検出器 (主蒸気管トンネル室漏えい検出 (雰囲気温度)用)	0.5	3.0	0.6	1.0	
非常用予備 発電装置	継電器 (発電機界磁地絡用)	0.5	1.0	0.6	1.0	
電源設備	真空遮断器 (6.9kv マタルクラッドスイッチギヤ 7C, 7D, 7E 用)	0.44	0.94	0.48	2.5	

※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-6.11 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)	7.1	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 6)。

参考文献

- 1(財)原子力発電技術機構(2001):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
- 2(社)日本電気協会:配管系設計用減衰定数適正化に関する検討,  
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(社)日本電気協会:クレーン類の設計用減衰定数に関する検討,  
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
- 4(社)日本電気協会:許容応力の比較(JSME設計・建設規格とJEAG4601改定案)  
第20回機器・配管検討会資料 No.20-4-1, 平成18年12月27日
- 5(社)日本電気協会(2006):水平・上下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,  
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
- 6(株)日立製作所:沸騰水型原子力発電所 ハフニウム型制御棒について(改良型BWR炉心用), HLR-047 訂2 平成18年12月

## 7. 総合評価

### 7.1 総合評価の方法

「4. 設備点検」および「6. 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-7.1 および図-7.2 参照)

#### 7.1.1 設備点検で異常が確認されなかった場合

##### a. 構造強度評価

- (a) 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。
- (b) 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。

##### b. 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。

- (a) 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。
- (b) 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。

### 7.1.2 設備点検で異常が確認された場合

#### a. 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，設備の損傷による機能への影響を評価することを含め損傷原因の究明を行うとともに補修，補強，取替，もしくは，損傷が設備健全性に与える影響について検討等の対策の要否判断を講じる。

#### b. 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，損傷による機能への影響を評価することを含め原因の究明を実施するとともに，損傷箇所があれば補修，補強または取替等の要否判断を実施する。

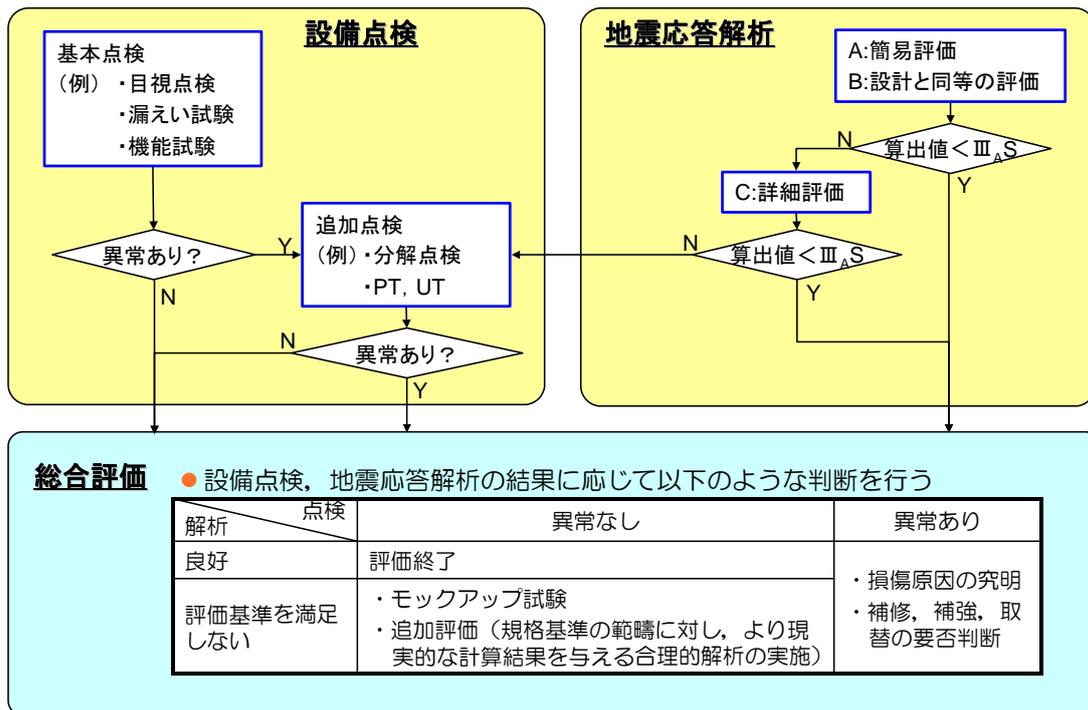


図-7.1 点検・解析評価の流れ(構造強度評価)

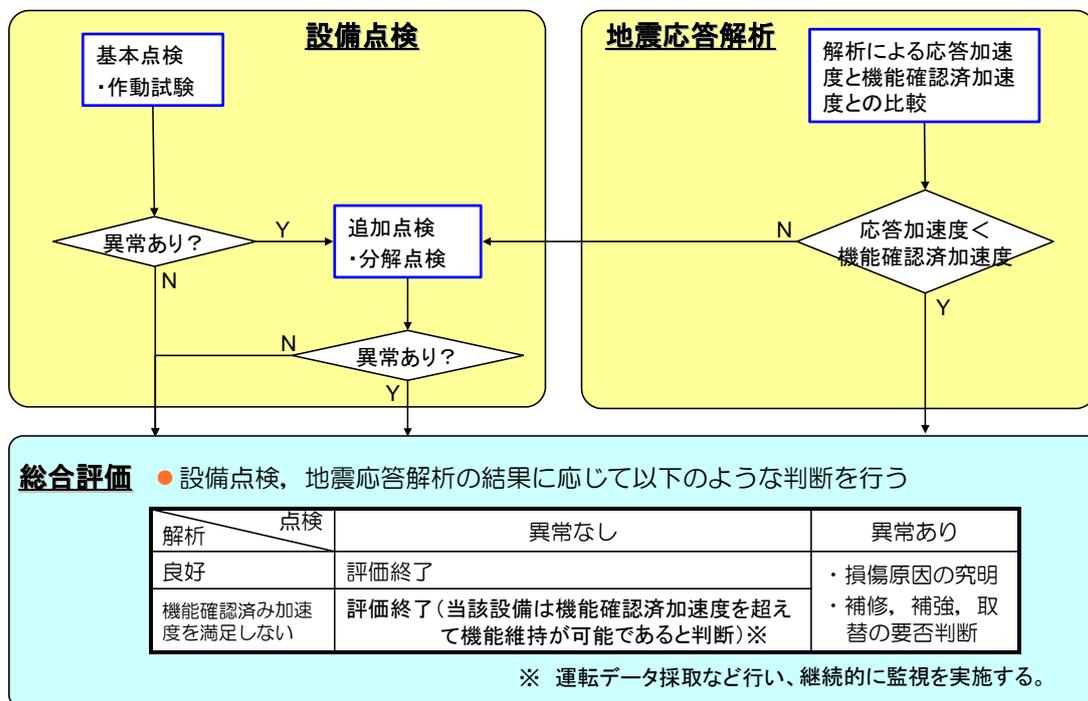


図-7.2 点検・解析評価の流れ(動的機能維持評価)

## 7.2 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、すべての原子炉安全上重要な設備について評価基準を満足したことから、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。

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であるものと考えられることから、基本的に現状復旧をもって対応することとし、総合評価を不要とした。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-7.2.1 参照)

評価の結果、原子炉安全上重要な設備については、地震による影響と考えられる重要な異常は確認されず、簡易な補修、手入れにより健全性を確保できることを確認した。

また、健全性を損なう可能性のある事象については、取替、補修、手入れ等により、設備を原形に復旧することとした。

### 7.2.1 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も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、地震を起因とする事象ではないと結論付けた、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及び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(添付資料 6-1-1~6-1-3 参照)

- a. 地震を起因と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)
  - (a) 動的機器内部構造物の接触事象(主タービン、発電機、スラスト軸受磨耗検出装置、原子炉冷却材再循環系 MG セット油切り等)
  - (b) 地震力による部品等のずれ、こすれ、損傷(復水器、変圧器、原子炉生体

遮へい扉)

- (c) 基礎ボルト建設時施工目標値からのトルクの低下（気体廃棄物処理系の排ガス再結合器）
- (d) グラウトの微細なひび

b. 地震を起因としないと考えられる事象

- (a) 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，継電器等の絶縁抵抗の劣化等）
- (b) 異物の噛み込みなど，偶発的な事象
- (c) 施工不良に起因する事象
- (d) 今回の点検前から同一の事象が確認されているもの
- (e) コンクリートの微細なひび
- (f) 基礎ボルト建設時施工目標値からのトルクの低下（原子炉圧力容器，残留熱除去系熱交換器，原子炉冷却材浄化系の非再生熱交換器等）
- (g) 支持構造物の軽微な異常

7.2.2 健全性評価（追加評価を含む）ならびに対応策検討

地震を起因と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，燃料交換機，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。

a. 地震の影響による事象で健全性に影響を与えると考えられる事象

主タービンの内部構造物の損傷等，動的機器内部構造物の接触事象，ならびに，原子炉建屋クレーン及び燃料取替機における，地震力による部品等のずれ，こすれ，損傷については，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。

原子炉建屋クレーン及び燃料取替機の事象については，事象としては軽微と

考えており、脱落したケーブルベアの復帰や折損したボルトの交換等により、容易に原形復旧を行った。

主タービンにおいては、通常の劣化である蒸気による浸食等の他に、地震の影響と考えられる翼（動翼と静翼）および車軸の接触の痕・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、翼、部品を交換することで原形復旧することとした。

なお、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ものと考えられる折損と磁粉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考えられるため、別途、対策を検討する。

#### **b. 地震の影響による事象で健全性が確認できたもの**

主発電機本体の内部構造物等に確認された接触痕（添付資料 6-2-2 参照）、原子炉再循環系 MG セットシャフトの接触痕等の、動的機器内部構造物の接触事象、主変圧器の絶縁体のずれ（添付資料 6-2-3 参照）、復水器器内配管のサポートとの干渉痕及び生体遮へい壁扉閉防止ストッパーの損傷等の地震力による部品等のずれ、こすれ、気体廃棄物処理系排ガス再結合器等の基礎ボルトのトルク低下、ならびに、グラウト部の微小なひびなど、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。

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。

### **7.2.3 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、有意な塑性変形の痕跡がないことを確認した。

表-7.2.1 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

設備区分(1)	設備区分(2)	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>(1) 立形ポンプ</b>													
廃棄設備	液体廃棄物処理系	タービン建屋高電導度廃液サンプポンプ	K11-C151	C	—	基本点検における作動試験前のハンドターニングにて、動作不良を確認した。原因究明のため、追加点検(分解点検)を実施した結果、グランドハッキンの劣化による固着、軸受内面の異物によると思われる摺動傷が確認された。	—	動作不良の原因である、グランドハッキンの劣化による固着、軸受内面の異物によると思われる摺動傷は、地震による振動や応力負荷により発生する事象ではないと考えられるため、地震による影響ではないと判断した。	無	—	—	—	通常の保全作業として、グランドハッキン及び軸受の交換を行った。
<b>(2) 横形ポンプ</b>													
原子炉冷却系統設備	復水給水系	タービン駆動原子炉給水ポンプ	N21-C007	B	—	予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、軸継ぎ手面にへこみが確認された。	—	軸継ぎ手面のへこみは、地震発生以前に確認されているへこみの状況から変化がないこと、また、その他の部位に接触等の異常が確認されていないことから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	—	—	—	通常の保全作業として、軸継ぎ手面の手入れを行った。
<b>(4) ポンプ駆動用タービン</b>													
原子炉冷却系統設備	復水給水系	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン	N38-C001	B	—	予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、軸受油切り部(車軸と油切り歯先部)に接触痕が確認された。	—	当該事象は、地震発生以前の点検でも確認されていること、接触痕の状況が新しいものでないこと及び、他の箇所に接触痕が確認されなかったことから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、軸受け油切り部の手入れを行った。
<b>(5) 電動機</b>													
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	C81-C002	A	—	基本点検における目視点検にて、センターゲージのずれを確認した。	—	当該センターゲージのずれは、機器の停止時にエンドブレイ(軸方向に動く寸法)の範囲内で生じた事象であり、設計通りの通常な事象であることから、地震による影響ではないと判断した。	無	—	—	—	
						B号機の油切り判定基準逸脱事象に伴い、水平展開として実施する追加点検として、分解点検にてギャップ測定を実施した結果、判定基準の逸脱が確認された。	—	ギャップ測定値の判定基準逸脱事象は、シャフトに接触痕が見られることから、地震の影響によるものと判断した。	有	単体試験を実施した結果、油漏えい等の異常が無いことから、回転機能には影響がないと判断した。	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、油切りの修理を実施する。
						基本点検における目視点検にて、センターゲージのずれを確認した。	—	当該センターゲージのずれは、機器の停止時にエンドブレイ(軸方向に動く寸法)の範囲内で生じた事象であり、設計通りの通常な事象であることから、地震による影響ではないと判断した。	無	—	—	—	
				B	—	予め計画する追加点検として、分解点検にてギャップ測定を実施した結果、判定基準の逸脱が確認された。	—	ギャップ測定値の判定基準逸脱事象は、シャフトに接触痕が見られることから、地震の影響によるものと判断した。	有	単体試験を実施した結果、油漏えい等の異常が無いことから、回転機能には影響がないと判断した。	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、油切りの修理を実施する。
原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材再循環系	原子炉冷却材再循環ポンプ電動機	B31-C001	E	○	予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、スラストカラー摺動面下面に指示模様が確認された。また、回転子、固定子表面に錆が確認された。	良	スラストカラー摺動面下面の指示模様は、地震発生以前にも確認されており、熱疲労による微細なき裂であると考えられる。回転子、固定子表面の錆は経年的劣化によるものであると考えられる。また、地震応答解析の結果が判定基準を満足していることも踏まえ、地震による影響ではないと判断した。	無	—	—	—	スラストカラー摺動面下面の指示模様は、き裂の深さを測定した結果、運転中に進展するき裂ではなく、回転機能に影響がないことから、再使用することとした。回転子、固定子表面の錆は、軽微な錆であり電動機特性に影響が無いが、念のため、通常の保全作業として、補修塗装を実施した。
原子炉冷却系統設備	高圧復水ポンプ	高圧復水ポンプ電動機	N21-C002	A	—	予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、固定子巻線模様の緩みが確認された。	—	固定子巻線絶縁ワニスの劣化収縮による模様の緩みであると考えられるため、地震による影響ではないと判断した。	無	—	—	—	通常の保全作業として、各スロットの模様の緩み程度に応じた、模様の打替え又は補修材の再塗布を実施した。

表-7.2.1 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

設備区分(1)	設備区分(2)	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			
原子炉冷却系統設備	高圧復水ポンプ	高圧復水ポンプ電動機	N21-C002	C	—	予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、固定子巻線楔の緩みが確認された。	—	固定子巻線絶縁ワニスの劣化収縮による楔の緩みであると考慮されるため、地震による影響ではないと判断した。	無	—	—	—	通常の保全作業として、各スロットの楔の緩み程度に応じて、楔の打替え又は補修材の再塗布を実施した。	
原子炉冷却系統設備	電動機駆動原子炉給水ポンプ	電動機駆動原子炉給水ポンプ電動機	N21-C008	A	—	予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、固定子巻線楔の緩みが確認された。	—	固定子巻線絶縁ワニスの劣化収縮による楔の緩みであると考慮されるため、地震による影響ではないと判断した。	無	—	—	—	通常の保全作業として、各スロットの楔の緩み程度に応じて、楔の打替え又は補修材の再塗布を実施した。	
原子炉冷却系統設備	高圧ドレンポンプ	高圧ドレンポンプ電動機	N22-C001	A	—	基本点検における目視点検にて、電動機停止状態でセンターゲージのずれを確認した。予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、固定子巻線に楔の緩みと部分放電痕、油切りのねじ穴摩耗が確認された。	—	機器停止時にエンドブレー(軸方向に動く寸法)の範囲内で生じた事象であり、設計通りの通常な事象である。楔の緩みは、固定子巻線絶縁ワニスの劣化収縮による楔の緩みであると考慮される。部分放電痕は、固定子巻線絶縁ワニスの表面に塵埃等が付着して発生したものであると考慮される。ねじ穴摩耗は1箇所であり、その他のねじ穴に摩耗が確認されないため、経年的な劣化によるものであると考慮される。以上から、地震による影響ではないと判断した。	無	—	—	—	通常の保全作業として、楔の緩みに対しては、各スロットの楔緩みの程度に応じて、楔の打替え又は補修材の再塗布を実施した。部分放電痕に対しては、塵埃を除去し補修材塗布による修理を実施した。ねじ穴摩耗に対しては、ヘリサートによる修理を実施した。	
				B	—	基本点検における目視点検にて、電動機停止状態でセンターゲージのずれを確認した。	—	機器停止時にエンドブレー(軸方向に動く寸法)の範囲内で生じた事象であり、設計通りの通常な事象であることから、地震による影響ではないと判断した。	無	—	—	—	—	—
				C	—	予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、固定子巻線に部分放電痕を確認した。	—	部分放電痕は、固定子巻線絶縁ワニスの表面に塵埃等が付着して発生したものであり、地震による影響ではないと判断した。	無	—	—	—	—	通常の保全作業として、塵埃を除去し補修材塗布による修理を実施した。
<b>(6) ファン</b>														
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	T22-C001	A	○	基本点検における目視点検にて、ファン側軸受けとモータ側軸受けの間に設けられるスペーサに緩みを確認した。原因究明のための追加点検として、分解点検を実施した結果、スペーサを固定するベアリングナットが、締め付け不足であることを確認した。また、その他の部品に異常が無いことを確認した。	良	ベアリングナットの締め付け不足は、ベアリングナットの廻り止めに変形等がないこと、取り外したスペーサ及びシャフトに摩耗・変形等の異常が確認されなかったことから、スペーサ・軸受け取付時の組立不良と考慮される。また、地震応答解析の結果が判定基準を満足していることも踏まえ、地震による影響ではないと判断した。	無	—	—	—	通常の保全作業として、新製のスペーサを取付け、締付時、スペーサに緩みがないことを確認した。対策後、試運転を実施し、振動・温度等異常のないことを確認した。	

表-7.2.1 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

設備区分(1)	設備区分(2)	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>(9) 弁</b>													
原子炉冷却系統設備	主蒸気系	主蒸気逃がし安全弁	B21-F001	B	○	付属品であるLVDT(開度計)のロッド部他に不具合が確認された。 ・プッシュの摩耗 ・ロッドの曲がり(摺動痕有り) ・ロッドの折損	良	破断面のSEM観察の結果、破損は疲労破壊によるものであり、運転時の微振動によりロッドとプッシュが擦れ、ロッドが変形し損傷に至ったものと考えられる。 また、地震応答解析の結果が判定基準を満足していることも踏まえ、地震による影響ではないと判断した。	無	-	-	-	通常の保全作業として、当該部品を同型、新品への交換を実施した。 尚、当該部品は弁の駆動及び遮断機能に影響を及ぼすものではない。
						付属品であるLVDT(開度計)のロッド部他に不具合が確認された。 ・プッシュの摩耗 ・ロッドの曲がり(摺動痕有り) ・ロッド固定用廻り止め溶接破損	良	同様の事象が確認されたB21-F001Bと同様に、運転時の微振動によりロッドとプッシュが擦れ、ロッドが変形し損傷に至ったものと考えられる。 また、地震応答解析の結果が判定基準を満足していることも踏まえ、地震による影響ではないと判断した。	無	-	-	-	当該部品は弁の駆動及び遮断機能に影響を及ぼすものではないが、念のため、通常の保全作業として、当該部品を同型、新品への交換を実施した。
						付属品であるLVDT(開度計)のロッド部他に不具合が確認された。 ・プッシュの摩耗 ・ロッドの曲がり(摺動痕有り) ・ロッド固定用廻り止め溶接破損	良	同様の事象が確認されたB21-F001Bと同様に、運転時の微振動によりロッドとプッシュが擦れ、ロッドが変形し損傷に至ったものと考えられる。 また、地震応答解析の結果が判定基準を満足していることも踏まえ、地震による影響ではないと判断した。	無	-	-	-	当該部品は弁の駆動及び遮断機能に影響を及ぼすものではないが、念のため、通常の保全作業として、当該部品を同型、新品への交換を実施した。
原子炉冷却系統設備	主蒸気系	主蒸気隔離弁	B21-F002	C	○	主蒸気隔離弁の漏えい率検査(停止後)を実施した結果、漏えい率が分解点検の実施を判断するレベルを超えた。	良	弁体・弁棒・弁座等に割れ、曲がりはないことから地震の影響によるものではなく、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により漏えい率が上昇したものであること	無	-	-	-	
原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材浄化系	主要弁	G31-F002	-	○	基本点検における目視点検にて、弁駆動部のギアボックス部から油がにじみ出しているのが確認された。  原因究明のための追加点検として、分解点検を実施した結果、ギアボックス部のパッキンの劣化を確認した。 また、その他ギアボックス内に損傷・変形などの異常が無いことを確認した。	良	地震前の前回定検より油滲みを確認されており、継続監視となっていたものである。 D/W内の温度上昇により弁駆動部の油が膨張したこと及びギアボックス内のパッキンが劣化しシール機能が低下したものと考えられる。 また、地震応答解析の結果が判定基準を満足していることも踏まえ、地震による影響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を実施し、作動試験時に異常の無いことを確認した。
原子炉格納施設	不活性ガス系	主要弁	T31-F003	-	○	基本点検における作動試験にて、駆動部上部パッキン箱よりエアリークを確認した。  原因究明のための追加点検として分解点検を実施した結果、パッキンシート面に塗装片が付着していることを確認した。また、その他内部構成部品に異常が無いことを確認した。	良	塗装片の混入は、地震による振動や応力負荷により発生する事象ではなく、偶発的な事象であると考えられる。 また、地震応答解析の結果が判定基準を満足していることも踏まえ、地震による影響ではないと判断した。	無	-	-	-	通常の保全作業としてシート面の手入れを実施後、パッキン箱の漏えい確認、及び作動確認を実施し異常の無いことを確認した。

表-7.2.1 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

設備区分(1)	設備区分(2)	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>(11)非常用ディーゼル発電機</b>													
非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電設備	空気圧縮機	R43-C005	A1	—	基本点検における目視点検にて、スポンジ製吸入フィルターの劣化が認められた。 原因究明のための追加点検として分解点検を実施した結果、基本点検で確認されたもの以外の異常は確認されなかった。	—	スポンジ製吸入フィルターの硬化による劣化であり、地震による振動や応力負荷により発生する事象ではなく、経年的な事象であると考えられるため、地震による影響では無いものと判断した。	無	—	—	—	通常の保全作業として当該フィルターについて新品に交換し、吸入に異常のないことを確認した。
				A2	—	基本点検における目視点検にて、スポンジ製吸入フィルターの劣化が認められた。 原因究明のための追加点検として分解点検を実施した結果、基本点検で確認されたもの以外の異常は確認されなかった。	—	スポンジ製吸入フィルターの硬化による劣化であり、地震による振動や応力負荷により発生する事象ではなく、経年的な事象であると考えられるため、地震による影響では無いものと判断した。	無	—	—	—	通常の保全作業として当該フィルターについて新品に交換し、吸入に異常のないことを確認した。
非常用予備発電設備	非常用ディーゼル発電設備	非常用ディーゼル発電機	R43-C001	A	○	基本点検における目視点検にて、基礎部コンクリートに軽微な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判断した。	無	—	—	—	
				B	○	基本点検における目視点検にて、基礎部コンクリートに軽微な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り、地震による影響ではないと判断した。	無	—	—	—	
				C	○	基本点検における目視点検にて、基礎部コンクリートに軽微な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り、地震による影響ではないと判断した。	無	—	—	—	

表-7.2.1 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

設備区分(1)	設備区分(2)	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>(12) 制御棒</b>													
計測制御系統設備	制御材	制御棒	-	205	○	基本点検における目視確認にて、ハンドルのガイドローラ部に微小なひびが確認されたが、IASCCにより運転中に発生しているとは判断され、また、継続使用しても健全性が損なわれることはないことが既に確認されているものであるため、点検結果は良(異常なし)と判断した。	良	微小なひびは、IASCCによるものであり、地震による影響ではない。	無	-	-	-	ひびが確認されたことから、新品制御棒と交換を実施
<b>(13) 制御棒駆動機構</b>													
計測制御系統設備	制御材駆動装置	制御棒駆動機構	G12-D005	205	○	地震直後の燃料移動時に引き抜き不良が確認された。点検・評価計画書に基づく作動試験では、異常は確認されていない。	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、パッファースリーブ等)に異常の無いことが確認され、クラッド等一時的な干渉による動作不良と判断し、地震影響によるものではないとした。	無	-	-	-	通常保全作業として、点検手入れを実施した。
<b>(14) 主タービン</b>													
蒸気タービン設備	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、軸受の油切りと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揺れがロータに伝わり、ロータが揺れたことにより、軸受の油切りとロータとの接触、翼(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、地震の影響と判断した。	有	軸受の油切りとロータとの接触による損傷、中間軸受台キーの変形、オイルシールリングの割れが確認されており、これらの機器の損傷は、機能に影響があったものと判断している。	否	要	軸受け油切り、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。
											良	不要	念のため手入れを実施した。
											否	要	中間軸受けキーの修理、オイルシールリングの取替を実施する。
											良	不要	念のため手入れを実施する。
											良	不要	接触な軽微な翼及び車軸については、手入れを行う。

表-7.2.1 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

設備区分(1)	設備区分(2)	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			
蒸気タービン設備	蒸気タービン	低圧タービン	N31-C002	A	-	y	-	有	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(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、地震の影響と判断した。	軸受の油切りと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、機能に影響があったものと判断している。	否	要	摩擦の著しい翼、軸受油切り歯の取替等を行う	
										軽微な接触痕であるためロータには摩擦等が発生していないことから機能には影響がない。	良	不要	念のため手入れを実施した。	
										軽微な接触痕であり、摩擦等が発生していないことから機能に影響は無い。	良	不要	念のため手入れを実施する。	
										翼(動翼と静翼)及び車軸に軽微な接触の痕も確認されており、これらは、機能に影響するものではない。基礎部においては、基礎ボルトの目視点検・打診試験により異常のないことが確認されているため、構造強度への影響はないと判断した。	良	不要	接触の軽微な翼及び車軸については、手入れを行う。	
				B		-	基本点検における目視点検において、軸受の油切りと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	-	有	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(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、地震の影響と判断した。	軸受の油切りと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、機能に影響があったものと判断している。	否	要	摩擦の著しい翼、軸受油切り歯の取替等を行う
											軽微な接触痕であるためロータには摩擦等が発生していないことから機能には影響がない。	良	不要	念のため手入れを実施した。
											翼に一部摩擦が発生していることから、運転への影響が考えられる。その他、軽微な接触痕については、摩擦等が発生していないことから機能に影響は無い。	否	要	摩擦が著しい翼については取替を実施する。その他については手入れを実施。
											翼(動翼と静翼)及び車軸に軽微な接触の痕も確認されており、これらは、機能に影響するものではない。基礎部においては、基礎ボルトの目視点検・打診試験により異常のないことが確認されているため、構造強度への影響はないと判断した。	良	不要	接触の軽微な翼及び車軸については、手入れを行う。

表-7.2.1 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

設備区分(1)	設備区分(2)	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				
蒸気タービン設備	蒸気タービン	低圧タービン	N31-C002	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(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等、これらの機器の損傷は、機能に影響があったものと判断している。	否	要	軸受け油切り歯の取替を行う。		
											軽微な接触痕であるためロータには摩耗等が発生していないことから機能には影響がない。	良	不要	念のため手入れを実施した。	
											翼に一部摩耗等が発生していることから、運転への影響が考えられる。その他、軽微な接触痕については、摩耗等が発生していないことから機能に影響は無い。	否	要	摩耗が著しい翼については取替を実施する。その他については手入れを実施。	
											翼(動翼と静翼)及び車軸に軽微な接触の痕等も確認されており、これらは、機能に影響するものではない。基礎ボルトの目視点検・打診試験により異常のないことが確認されているため、構造強度への影響はないと判断した。	良	不要	接触の軽微な翼及び車軸については、手入れを行う。	
						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段タービン側に1枚の翼付け根部に折損が確認されるとともに、第14段から第16段まで磁粉指示模様を確認された(第14段タービン側:17枚/152枚、第15段タービン側:1枚/126枚、第16段タービン側:9枚/130枚、第16段発電機側:31枚/130枚)。	-	これらについては破面の調査等を行った結果、高サイクル疲労によるものであると考えられ、今回の地震以前によるものであり地震の影響でないことを確認した。	無	-	-	-	-	対策については今後検討をすすめる。	

表-7.2.1 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

設備区分(1)	設備区分(2)	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		
電気設備	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、以下を確認した</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・軸受廻りの油切と回転子が接触</li> <li>・シールリング摺動面に焼け、線状痕、打痕</li> </ul> <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、以下を確認した</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・コレクタファンとコレクタファンデフレクターの接触</li> <li>・発電機コレクタリングブラシホルダーのリテーナがコレクタリングと接触</li> <li>・回転子シャフトとコレクタハウジングの防風板が接触</li> </ul> <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、以下を確認した</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電機脚板底面とソールプレート間のキーが変形</li> <li>・発電機脚板下のライナーがはみだしと一部ライナーの損傷</li> <li>・コレクタ側アライメントキーの損傷</li> </ul>	-	地震により発電機回転子やフレームが揺れたため、回転子と油切りやシールリング、コレクタハウジングの防風板などが接触、発電機フレームが揺れたため、ライナーのはみ出しや損傷などが発生したと考えられ、地震による影響と判断した。	有	軸受廻りにおいては、漏油が見られず軸受自体に異常がないこと、密封油装置の運転状態に異常がないことから、回転機能と気密性保持機能に影響はないと判断した。 軸受廻りにおいては、漏油や水素ガスの漏えいが見られないこと、軸受自体に異常がないことから、回転機能と気密性保持機能に影響はないと判断した。 ブラシホルダー廻りにおいては、損傷の程度は軽微であり、界磁地絡等の警報も発生していないことから、出力性能に影響はないと判断した。 基礎部においては、基礎ボルトの目視点検・打診試験により異常のないことが確認されているため、構造強度への影響はないと判断した。	良	不要	回転子と接触した軸受け廻りの部品、ブラシホルダー廻りの部品、ずれや損傷が確認されたキー等の部品については交換または修理する予定。
電気設備	発電機	主発電機本体	-	-	-	<p>予め計画する追加点検として、水素冷却器詳細点検を実施した結果、水素締付ボルトからの漏えいを確認した。</p> <p>予め計画する追加点検として、固定子本格点検を実施した結果、楔の一部に緩みが確認された。</p>	-	水素締付ボルトからの漏えいは、水素冷却器に損傷等の異常が確認されていないことから、経年劣化によるものと考えられ、地震による影響ではないと判断した。 固定子楔の緩みは、固定子巻線絶縁ワニスの劣化収縮によるものと考えられるため、地震による影響ではないと判断した。	無	-	-	-	通常の保全作業として、水室のゴムパッキンを交換と、楔の打ち替えを実施した。
<b>(17)燃料取替機</b>													
燃料設備	燃料取扱装置	燃料取替機	F15-E001	-	-	<p>基本点検における目視点検にて、走行駆動部カップリング合わせボルトの折損が確認された。尚、ボルトは回収済みであり、ルースパーツ無し。カップリング合わせボルトは、2分割構造のカップリングを合わせるためのボルトである。また、伸縮管の第2管ガイドレール締め付けねじ(血ねじ)1ヶが頭部より破損しているのを確認した。</p>	-	地震影響による走行駆動用のシャフトカップリング部のボルトの折損が確認されており、地震時の加重がシャフトのトルク方向に作用し、折損したものと推測される。また、伸縮管について、伸縮管の垂直方向を支持するガイドレールの締め付け用血ネジの1ヶ所が頭部より折損しており、地震時伸縮管が伸びていた状態にあったことから地震加重が伸縮管の曲げ方向に作用し、折損したものと推測される。	有	走行機能及び燃料移送機能に影響するものと判断した。	否	要 シャフトカップリング部のボルト及び伸縮管のガイドレール締め付け用血ネジの新規交換	
						<p>地震後に「電気室異常」警報が確認されていたが、基本点検において、目視点検・絶縁抵抗測定・作動試験を実施し、異常の無いことを確認した。</p>	-	当該警報は、地震により燃料取替機台車が動いたことにより、位置を検出する信号が急変して発生したものと推定された。	有	基本点検の結果に問題がなかったことから、当該警報は、設備の故障等により発生したもので無く、健全性に影響を与えるものではないと判断した。	良	不要	

表-7.2.1 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

設備区分(1)	設備区分(2)	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		
燃料設備	燃料取扱装置	原子炉建屋クレーン	U31-E001	-	-	基本点検における目視点検にて、クレーントロリのケーブルベアがレールから逸脱していることを確認した。	-	ケーブルベアの逸脱は、地震による振動により発生したものと判断した。	有	ケーブルベアの機能は、可動ケーブルのまとめ及び断線防止であり、逸脱した状態ではクレーンの機能に影響がある。ただし、ケーブルベア自体には損傷は確認されておらず、健全性に問題はないと判断した。	否	要 ケーブルベアをレール上に復旧した。	
<b>(19)原子炉圧力容器及び付属機器</b>													
原子炉本体	原子炉圧力容器支持構造物	原子炉圧力容器基礎ボルト	-	-	○	予め計画する追加点検として、全基礎ボルトの10%員数のボルトに対し、建設時の施工目標値のトルクにてトルク確認を実施した結果、12本のうち11本に、施工目標値からのトルク低下事象が確認された。また、締結機能の確認のため、建設時の施工目標トルクの1%以上のトルクで緩め方向のトルク確認により、締結機能が喪失していないことを確認した。また、同員数のボルトに対し、超音波探傷検査を実施し、異常のないことを確認した。	良	目視点検の結果から塗装の割れなど、機器のずれの痕跡が確認されていないこと、全てのボルトで緩みが確認されていない。また、当該ボルトについては超音波探傷検査を実施し異常が無いことを確認するとともに、地震応答解析においても十分な余裕のある結果を得ている。以上から、地震による影響は低いものと判断した。	無	-	-	-	締結力が喪失されていないことから、健全性に問題のある状況ではないが、念のため、施工目標値にて増し締めを実施する。
<b>(21)配管</b>													
原子炉冷却系統設備	主蒸気系	主配管3	-	-	-	基本点検における目視点検にて、配管サポートにひび割れが確認された。  原因究明のため、損傷箇所に對し追加点検として詳細目視点検を実施した結果、ひび割れは溶接部近傍に発生しており、開口部に塗料の付着が確認された。	-	割れ内部に塗料が塗布されていることが確認され、地震後に塗装を実施していないことから割れは地震前に発生したものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	今後サポートの補修を実施する予定である。
原子炉冷却系統設備	残留熱除去系	主配管1	-	-	○	基本点検における目視点検にて、リジットハンガロットにロッドの緩みが確認された。	良	リジットハンガ目体に異常が認められておらず、当該リジットハンガ近傍の配管支持構造物にも異常が認められていない。また、地震応答解析の結果が判定基準を満足していることも踏まえ、地震による影響ではないと判断した。	無	-	-	-	通常の保全作業として、念のためターンバックルの調整を行う予定である。
原子炉冷却系統設備	復水給水系	主配管2	-	-	-	基本点検における目視点検にて、スプリングハンガのインジケータ指示値が設計値と相違していることが確認された。	-	復水給水系配管スプリングハンガのインジケータ指示値の変化については、通常運転中においても見られる事象であるとともに、当該配管系の地震応答解析の結果も良好であることから、地震の影響ではないと判断した。	無	-	-	-	通常の保全作業として、念のためスプリングハンガの位置をターンバックルで調整する予定である。
<b>(23)熱交換器</b>													
原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	G31-B001	-	-	基本点検における打診試験にて、基礎ボルト8本中2本(固定側4本の内、内側2本)にナットの緩みが確認された。	-	緩みが確認されたボルトが内側のみであったことから、建設時のトルク不足の可能性が高い。	無	-	-	-	締結力が喪失されていないことから、健全性に問題のある状況ではないが、念のため、施工目標値にて増し締めを実施する。

表-7.2.1 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

設備区分(1)	設備区分(2)	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		
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	E11-B001	A	○	<p>予め計画する追加点検として、全基礎ボルトの10%員数のボルトに対し、建設時の施工目標値のトルクにてトルク確認を実施した結果、2本のうち2本に、施工目標値からのトルク低下事象が確認された。</p> <p>また、締結機能の確認のため、建設時の施工目標トルクの1%以上のトルクで緩め方向のトルク確認により、締結機能が喪失していないことを確認した。</p> <p>また、全基礎ボルトの10%員数のボルトに対し、超音波探傷検査を実施し、異常のないことを確認した。</p>	良	目視点検の結果から塗装の割れなど、機器のずれの痕跡が確認されていないこと、全てのボルトで緩みが確認されていない。 <p>また、当該ボルトについては超音波探傷検査を実施し異常が無いことを確認するとともに、地震応答解析においても十分な余裕のある結果を得ている。</p> <p>以上から、地震による影響は低いものと判断した。</p>	無	-	-	-	締結力が喪失されていないことから、健全性に問題のある状況ではないが、念のため、施工目標値にて増し締めを実施する。
<b>(24) 復水器、給水加熱器、湿分離加熱器</b>													
蒸気タービン設備	復水器	復水器	N61-B001	A	-	<p>基本点検における目視点検にて、水室蓋のスレ跡・ボルトナットの緩み、漏えい痕、内部整流板の干渉等、軽微な損傷を確認した。</p>	-	水室蓋のスレ跡・ボルトナットの緩み、漏えい痕は運転振動による経年的劣化と考えられる。また、内部整流板の干渉は、圧力変化・熱応力の影響により整流板が動いた事象で、経年的なものであると判断した。	無	-	-	-	水室蓋部ボルト・ナットを取外し、目視点検にて異常がないことを確認後、規定トルクにて締付を行った。
						<p>基本点検における目視点検にて、水室蓋のスレ跡・ボルトナットの緩み、漏えい痕、内部整流板の干渉等、軽微な損傷を確認した。</p>	-	水室蓋のスレ跡・ボルトナットの緩み、漏えい痕は運転振動による経年的劣化と考えられる。また、内部整流板の干渉は、圧力変化・熱応力の影響により整流板が動いた事象で、経年的なものであると判断した。	無	-	-	-	水室蓋部ボルト・ナットを取外し、目視点検にて異常がないことを確認後、規定トルクにて締付を行った。
						<p>予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、器内小口径配管とサポートとの地震による軽微なこすれ痕を確認した。</p>	-	地震により器内配管が、サポートと干渉しこすれ跡があったと考えられ、地震による影響と判断した。	有	器内配管のこすれ部については、詳細目視点検及び非破壊検査を実施し、割れや変形等確認されておらず、配管機能への影響は無いものと判断した。	良	不要	
						<p>基本点検における目視点検にて、水室蓋のスレ跡・ボルトナットの緩み、漏えい痕、内部整流板の干渉等、軽微な損傷を確認した。</p>	-	水室蓋のスレ跡・ボルトナットの緩み、漏えい痕は運転振動による経年的劣化と考えられる。また、内部整流板の干渉は、圧力変化・熱応力の影響により整流板が動いた事象で、経年的なものであると判断した。	無	-	-	-	水室蓋部ボルト・ナットを取外し、目視点検にて異常がないことを確認後、規定トルクにて締付を行った。
<b>(26) 変圧器</b>													
電気設備	変圧器	主変圧器	S11	-	-	<p>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。</p>	-	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、放圧弁および安全ピンの交換を実施した。
						<p>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。</p>	-	本来等間隔に配置されている絶縁物に揺れによるもの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変形等の異常はないことから、絶縁性能等に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、絶縁物を元の位置に修復した。
						<p>予め計画する追加点検のため、変圧器を工場へ搬出する際に変圧器二次ブッシング内の絶縁油分析を行った結果、微量のPCB混入が確認された。</p>	-	ブッシング製造時に混入されたものであり、地震による影響ではないと判断した。	無	-	-	-	

表-7.2.1 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

設備区分(1)	設備区分(2)	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>(27)蓄電池</b>													
その他の発電装置	蓄電池及び充電池	125V蓄電池7A	A	—	○	基本点検における機能確認にて、No.4セルで端子電圧の低下を確認した。	良	他の蓄電池にも地震前から同様な事象が発生していること、また外観上の損傷等もないことから、通常使用による劣化であり、地震による影響ではないと判断した。	無	—	—	—	通常の保全作業として、補水実施後に均等充電を実施し、端子電圧が判定基準範囲内に復旧したことを確認した。
<b>(29)計器、継電器、調整器、検出器、変換器</b>													
電気設備	所内母線負荷用6.9kV遮断器(保護継電装置の種類)	過電流継電器	M/C 7A-1-4B-49-50-51	R	—	基本点検における目視点検にて、51要素コイルに熱の影響による変形を確認した。	—	同一電源盤に取り付けられている他の継電器に異常はみられないことから、経年的な熱の影響による変形であり、地震により発生したのではないと判断した。	無	—	—	—	当該継電器の交換を実施し、正常に復旧したことを確認した。
電気設備	所内母線負荷用6.9kV遮断器(保護継電装置の種類)	過電流継電器	M/C 7B-1-5A-49-50-51	T	—	基本点検における目視点検にて、51要素コイルに熱の影響による変形を確認した。	—	同一電源盤に取り付けられている他の継電器に異常はみられないことから、経年的な熱の影響による変形であり、地震により発生したのではないと判断した。	無	—	—	—	当該継電器の交換を実施し、正常に復旧したことを確認した。
非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電設備(発電機)(保護継電装置の種類)	発電機界磁地絡継電器(警報用)	R43-64FDB	—	○	基本点検における機能確認において、接点の動作不良を確認した。	良	当該補助継電器を手動にて数回動かしたところ、正常に動作したことから、接点部の絶縁物介在による導通不良によるものであり、地震による影響ではないと判断した。	無	—	—	—	当該補助継電器の交換を実施し、正常に動作することを確認した。
電気設備	発電機(保護継電装置の種類)	スラスト軸受摩擦検出装置	N31-POE-055	A	—	基本点検における目視点検にて、検出部損傷が確認された。	—	追加点検において、検出器を取り外して確認したところ、検出部先端部の割れと検出コイルの断線を確認した。地震の影響により、タービン本体と検出部が接触したものであると判断した。	有	地震時には「スラスト軸受摩擦」の警報が発生しており、機能上の問題はなかったものの、再使用は出来ないと判断した。	否	要	当該検出器の交換を実施した。タービン組立完了後に位置設定を含めた最終確認を実施する。
				B	—	基本点検における目視点検にて、検出部損傷が確認された。	—	追加点検において、検出器を取り外して確認したところ、検出部先端部の割れと検出コイルの断線を確認した。地震の影響により、タービン本体と検出部が接触したものであると判断した。	有	地震時には「スラスト軸受摩擦」の警報が発生しており、機能上の問題はなかったものの、再使用は出来ないと判断した。	否	要	当該検出器の交換を実施した。タービン組立完了後に位置設定を含めた最終確認を実施する。
				C	—	基本点検における目視点検にて、検出部損傷が確認された。	—	追加点検において、検出器を取り外して確認したところ、検出部先端部の割れと検出コイルの断線を確認した。地震の影響により、タービン本体と検出部が接触したものであると判断した。	有	地震時には「スラスト軸受摩擦」の警報が発生しており、機能上の問題はなかったものの、再使用は出来ないと判断した。	否	要	当該検出器の交換を実施した。タービン組立完了後に位置設定を含めた最終確認を実施する。
計測制御系統設備 放射線管理設備	非常用ガス処理系(燃料取替エリア排気放射能高) プロセスモニタリング設備	燃料取替エリア排気放射線モニタ	D11-RE-066	A	○	予め計画する追加点検として、全基礎ボルトの10%負数のボルトに対し、建設時の施工目標値のトルクにてトルク確認を実施した結果、2本のうち1本に、トルクの低下が確認された。また、締結機能の確認のため、建設時の施工目標トルクの1%以上のトルクで締め方向のトルク確認により、締結機能が喪失していないことを確認した。また、詳細目視点検において、異常のないことを確認した。	良	目視点検の結果から塗装の割れなど、機器のずれの痕跡が確認されていないこと、全てのボルトで緩みが確認されていない。また、地震応答解析においても十分な余裕のある結果を得ている。以上から、地震による影響は低いものと判断した。	無	—	—	—	締結力が喪失されていないことから、健全性に問題はなかった。

表-7.2.1 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

設備区分(1)	設備区分(2)	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		
放射線管理設備	プロセスモニタリング設備	格納容器内雰囲気放射線モニタライフル	D23-RE-005	B	○	基本点検における機能確認において、対数線量率計から記録計への出力信号のふらつきを確認した。	良	追加点検において、記録計出力用可変抵抗器付近の打診試験を実施したところ、出力信号のふらつきが再現した。可変抵抗器の外観に異常はなく、同一部位に取り付けられている他の可変抵抗器からの信号に異常が見られなかったことから、可変抵抗器の経年的な劣化事象であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	当該可変抵抗器の交換を実施し、正常に復旧した。
<b>(30) 原子炉格納容器及び付属機器</b>													
原子炉格納施設	原子炉格納施設	原子炉格納容器	T11	-	○	基本点検における目視にて、一部の壁面塗装部に剥離が認められた。	良	塗装除去後の母材(ライナー部)部に異常がなく、経年劣化と機材接触による剥離であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	
放射線管理設備	生体遮へい装置	原子炉遮へい壁	-	-	-	基本点検における目視点検にて、R/B D/W 生体遮へい扉(340° 人員扉、N3D/ズル)閉防止ストッパーの損傷を確認した。 原因究明のため実施する追加点検として、損傷箇所に対し詳細目視点検を実施した結果、遮へい機能に影響する異常は確認されなかった。	-	閉防止ストッパーの損傷は、地震による震動、応力負荷が原因で発生したものであると判断した。	有	閉防止ストッパーは、扉閉時に扉が閉になるのを防止するためのものであり、遮へい機能に影響するものではないため、機能への影響はないと判断した。	良	不要	遮へい機能に影響するものではないが、念のため強度を上げ、補修を実施した。
<b>(33) ストレーナ、フィルタ</b>													
放射線管理設備	非常用ガス処理系	非常用ガス処理系フィルタ(乾燥装置、フィルタ装置)	T22-D002	-	○	予め計画する追加点検として、全基礎ボルトの10%員数のボルトに対し、建設時の施工目標値のトルクにてトルク確認を実施した結果、2本のうち2本に、施工目標値からのトルク低下事象が確認された。 また、締結機能の確認のため、建設時の施工目標トルクの1%以上のトルクで緩め方向のトルク確認により、締結機能が喪失していないことを確認する予定。 また、全基礎ボルトの10%員数のボルトに対し、超音波探傷検査を実施し、異常のないことを確認した。 また、詳細目視点検において、異常のないことを確認した。	良	目視点検の結果から塗装の割れなど、機器のずれの痕跡が確認されていないこと、全てのボルトで緩みが確認されていない。 また、当該ボルトについては超音波探傷検査を実施し異常が無いことを確認するとともに、地震応答解析においても十分な余裕のある結果を得ている。 以上から、地震による影響は低いものと判断した。	無	-	-	-	締結力が喪失されていないことから、健全性に問題のある状況ではないが、念のため、施工目標値にて増し締めを実施する。
<b>(36) タンク</b>													
廃棄設備	気体廃棄物処理系	気体廃棄物処理系排ガス再結合器	N62-D001	-	-	基本点検における目視点検にて、モルタルとソールプレートの間にずれが確認された。 また、打診試験において基礎ボルト16本中10本のナットに回転が確認された。	-	目視点検の結果、ずれについては、ベースプレートのボルト穴部と基礎ボルトに接触が確認されなかったことから熱影響で移動する範囲内であることを確認した。 また、基礎ボルトのナットに回転が確認された事象に対しては、熱移動量を考慮したトルクで締め付けを行っているため、熱移動によるものと、地震動によりナットの回転が発生した。	有	超音波探傷検査の結果、ボルトに異常は確認されていないことから、構造強度への影響はないと判断した。	良	不要	基礎ボルトの構造強度への影響はないことから、復旧方法について検討する。

表-7.2.1 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

設備区分(1)	設備区分(2)	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>(38)制御盤、電源盤</b>													
非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電設備(発電機)	非常用ディーゼル発電機7A リアクトル盤 DIV-I	H21-P603	A	○	設備点検における目視点検にて、基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	良	剥離・剥落等が見られないことから経年的な事象であると考えられる。また、地震応答解析の結果は判定基準を満足しているが、地震による影響は否定できないと判断した。	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離に至るような形状ではないため、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	
		非常用ディーゼル発電機7B リアクトル盤 DIV-II		B	○	設備点検における目視点検にて、基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	良	剥離・剥落等が見られないことから経年的な事象であると考えられる。また、地震応答解析の結果は判定基準を満足しているが、地震による影響は否定できないと判断した。	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離に至るような形状ではないため、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	
		非常用ディーゼル発電機7Cリアクトル盤 DIV-III		C	○	設備点検における目視点検にて、基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	良	剥離・剥落等が見られないことから経年的な事象であると考えられる。また、地震応答解析の結果は判定基準を満足しているが、地震による影響は否定できないと判断した。	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離に至るような形状ではないため、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	
	非常用ディーゼル発電機7A 中性点接地装置盤 DIV-I	H21-P606	A	○	設備点検における目視点検にて、基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	良	剥離・剥落等が見られないことから経年的な事象であると考えられる。また、地震応答解析の結果は判定基準を満足しているが、地震による影響は否定できないと判断した。	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離に至るような形状ではないため、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要		
	非常用ディーゼル発電機7B 中性点接地装置盤 DIV-II		B	○	設備点検における目視点検にて、基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	良	剥離・剥落等が見られないことから経年的な事象であると考えられる。また、地震応答解析の結果は判定基準を満足しているが、地震による影響は否定できないと判断した。	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離に至るような形状ではないため、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要		
	非常用ディーゼル発電機7C 中性点接地装置盤 DIV-III		C	○	設備点検における目視点検にて、基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	良	剥離・剥落等が見られないことから経年的な事象であると考えられる。また、地震応答解析の結果は判定基準を満足しているが、地震による影響は否定できないと判断した。	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離に至るような形状ではないため、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要		
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 可変周波数電源装置(A)	C81-P001.2.3	A	—	設備点検における目視点検にて、基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	—	剥離・剥落等が見られないことから経年的な事象であると考えられる。地震による影響は否定できないと判断した。	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離に至るような形状ではないため、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	
		原子炉冷却材再循環ポンプ 可変周波数電源装置(B)		B	—	設備点検における目視点検にて、基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	—	剥離・剥落等が見られないことから経年的な事象であると考えられる。地震による影響は否定できないと判断した。	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離に至るような形状ではないため、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	

表-7.2.1 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

設備区分(1)	設備区分(2)	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		
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可変周波数電源装置(C)	C81-P001.2.3	C	—	設備点検における目視点検にて、基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	—	剥離・剥落等が見られないことから経年的な事象であると考えられる。地震による影響は否定できないと判断した。	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ため、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	
		原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置(D)		D	—	設備点検における目視点検にて、基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	—	剥離・剥落等が見られないことから経年的な事象であると考えられる。地震による影響は否定できないと判断した。	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ため、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	
		原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置(E)		E	—	設備点検における目視点検にて、基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	—	剥離・剥落等が見られないことから経年的な事象であると考えられる。地震による影響は否定できないと判断した。	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ため、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	
		原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置(F)		F	—	設備点検における目視点検にて、基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	—	剥離・剥落等が見られないことから経年的な事象であると考えられる。地震による影響は否定できないと判断した。	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ため、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	
		原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置(H)		H	—	基本点検における機能確認において、出力電圧計が判定基準値を逸脱していることが確認された。	—	外観上の異常は無かったことから、出力電圧計の経年的な劣化であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	—	—	—	当該出力電圧計の交換を実施し、正常に復旧した。
		原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置(J)		J	—	設備点検における目視点検にて、基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	—	剥離・剥落等が見られないことから経年的な事象であると考えられる。地震による影響は否定できないと判断した。	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ため、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	
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 7D DIV-IV	R46-P001	D	○	基本点検における機能確認において、直流電圧検出ユニットの動作値が管理値を逸脱していることを確認した。	良	基本点検中の施工不良により、基板内の抵抗器を断線させたため、直流電圧検出ユニットの動作値が管理値を逸脱したものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	—	—	—	当該抵抗器の交換を実施し、正常に復旧した。

## 7.2.4 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、「柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定」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。

- a. 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」、新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価計画書等を作成し、点検・評価を行った。
- b. 点検・評価に係る業務の発注においては、「調達管理基本マニュアル」に基づき実施した。
- c. 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。
- d. 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。
- e. 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。

なお、地震応答解析における配管系解析手法において、配管分岐部に対する自重モーメント算出過程の数値処理に不備のあることを確認\*<sup>1</sup>したため、数値処理方法を正しく見直すとともに地震応答解析の再計算を実施し、その結果について設備健全性評価サブワーキンググループ(第8回)で報告した。

また、本不適合事象の対応として、当該メーカーが過去に作成・改造した許認可解析に用いている主プログラムおよび補助プログラムについて、当該メーカーが適切な方法で検証していることを確認した。

\* 1 設備健全性評価サブワーキンググループ（第7回）において、独立行政法人原子力安全基盤機構で実施した配管の構造強度評価結果の一部が報告され、その内容が当社の報告していた結果と異なっていたため、当社の結果を再確認したところ、評価結果の一部が誤っていたことを確認した。

f. さらに、a～e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。

(a) **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検査員の力量について、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NDIS3413「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JISZ2305「非破壊検査－技術者の資格及び認証」にて非破壊検査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. 非破壊試験要員（目視点検要員を除く）

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「非破壊検査－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っていること。

#### **(b) 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。

## 7.2.5 評価のまとめ

柏崎刈羽原子力発電所7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・評価を通じて、原子炉安全上重要な設備については、地震による影響と考えられる重要な異常は確認されなかった。これは、本地震後において、機器レベルの安全機能（「止める」「冷やす」「閉じこめる」）が維持されたことを示すものである。

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、総合評価として解析ならびに設備点検の結果を踏まえて、モックアップ試験や追加評価、ないしは、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、本設備点検では、安全上重要な機器に地震による重要な異常はかったこと、ならびに、地震応答解析では、許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sを超えているものは無かったことから、上記の対応を伴わず設備の健全性が確認できた。

原子炉安全上重要な設備に地震の影響が少なかったのは、設備設計における裕度の考え方など基本的設計方針が有効であったことや、適切な保全活動の成果によるものと考えられる。

その他の設備については、設備点検において異常が確認されているものもあるが、これら異常原因の多くは、経年的な劣化等、通常の保全計画の中で対応してきた事象を設備点検の中で抽出したものであり、本地震の影響によるものではないものと判断した。

また、主タービン設備等、一部の設備では地震による影響と考えられる事象であって、健全性に影響が及ぶ可能性がある事象が確認されたが、これらについては、原子炉安全を阻害する可能性のある事象ではなく、詳細な点検・評価

のうえ取替, 補修, 手入れ等により原形に復旧することで対応することとした。

これら特別な保全計画を通じて得られた知見等については, 必要に応じて当社の品質マネジメントシステムに従い, 通常の保全プログラムへの反映等の措置をとっていく。

## 8. 今後の予定

### 8.1 機器レベルの設備点検

#### 8.1.1 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、準備ができ次第、点検を実施していく。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。

### 8.2 損傷原因の究明

#### 8.2.1 高・低圧タービンの翼損傷等における解析評価

高・低圧タービンの動翼－静翼の接触事象については、地震による影響が確認された。地震に対する損傷のメカニズムをについて今後、解析等を行い原因の究明を行う。なお現在、作業を継続中であり評価結果が整い次第、報告を行う。

### 8.3 系統健全性の確認

#### 8.3.1 系統レベルでの点検・評価

設備の健全性評価が終わったもののうち、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ものは、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、系統健全性を確認していく。

(系統レベルの健全性確認は、系統の運転によって警報やインターロックの作動、弁の開閉、ポンプの運転性能等の状況を確認し、系統全体の性能が発揮されることを評価するもの)

## 9. 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 of 点検結果
<a href="#">添付資料 3</a>	<a href="#">予め計画する追加点検結果一覧表</a>
添付資料 4	柏崎刈羽原子力発電所第7号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る総合評価
<a href="#">添付資料 5</a>	<a href="#">目視点検困難で代替点検を実施した箇所</a>
<a href="#">添付資料 6-1-1</a>	<a href="#">コンクリートの微細なひび割れ確認事象について</a>
<a href="#">添付資料 6-1-2</a>	<a href="#">基礎ボルトの建設時施工目標値からのトルク低下事象について</a>
<a href="#">添付資料 6-1-3</a>	<a href="#">支持構造物で確認された事象の概要について</a>
<a href="#">添付資料 6-2-1</a>	<a href="#">主タービンに確認された事象の概要について</a>
<a href="#">添付資料 6-2-2</a>	<a href="#">主発電機に確認された事象の概要について</a>
<a href="#">添付資料 6-2-3</a>	<a href="#">主変圧器で確認された事象の概要について</a>
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
<a href="#">添付資料 8</a>	<a href="#">7号機制御棒挿入事象について</a>
添付資料 9	設計時の地震応答解析における地震力の影響について
添付資料 10	建屋応答解析と地震観測波の相違が及ぼす設備解析への影響について
<a href="#">添付資料 11</a>	<a href="#">塑性ひずみ測定結果（硬さ測定結果）</a>
<a href="#">添付資料 12</a>	<a href="#">配管減肉調査結果</a>

## 10. 参考資料

参考資料 1 耐震裕度に関する検討について

参考資料 1-1 残留熱除去系配管による解析保守性の確認

参考資料 1-2 応力係数の保守性の検討(主蒸気系配管管台部)の評価

参考資料 1-3 原子炉補機冷却系配管による解析手法の保守的評価

参考資料 1-4 基礎ボルト解析の保守性評価

参考資料 1-5 配管レストレイント部摺動痕の評価

参考資料 1-6 破損限界に対する保守的設定

参考資料 2 柏崎刈羽原子力発電所 3号機

原子炉再循環系配管のひび部の点検・調査結果について

参考資料 3 当社原子力発電所における配管の構造強度評価の結果の一部誤りに

関する再評価結果および原因と再発防止対策の概要