

# 柏崎刈羽原子力発電所 1号機

## 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る 点検・評価報告書 (改訂1)

平成22年3月19日

東京電力株式会社

# 目 次

1.	はじめに.....	1
2.	地震の概要.....	2
2.1	新潟県中越沖地震の概要.....	2
2.2	柏崎刈羽原子力発電所での観測結果.....	2
2.3	1号機での観測結果.....	4
2.4	1号機の状況.....	5
3.	本報告書の概要.....	6
3.1	点検評価に関する基本的な考え方.....	6
3.1.1	機器レベルの点検・評価.....	6
3.1.2	系統レベルの点検・評価.....	7
3.2	機器レベルの点検・評価結果の概要.....	9
3.3	系統レベルの点検・評価結果の概要.....	10
4.	機器レベル・系統レベルの評価.....	11
4.1	機器レベルの点検・評価.....	11
4.1.1	設備点検.....	11
4.1.2	地震応答解析.....	25
4.1.3	総合評価.....	66
4.1.4	その他留意すべき事項.....	136
4.2	系統レベルの点検・評価.....	147
4.2.1	系統機能試験.....	147
4.2.2	系統健全性の評価.....	155
5.	品質保証.....	155
5.1	品質保証活動.....	155
5.2	力量管理.....	156
5.2.1	点検者の力量管理.....	156
5.3	社内品質安全部門および社外機関による確認.....	157
5.3.1	点検者の力量確認.....	157
5.3.2	点検実施状況の確認.....	158
6.	点検評価の実施体制.....	159
7.	評価のまとめ.....	160
8.	添付資料.....	163
9.	参考資料.....	165
10.	参考文献.....	166

## 1. はじめに

当社はこれまで、「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、新潟県中越沖地震（以下、「本地震」という）後の特別な保全計画として、「柏崎刈羽原子力発電所 1 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）を定め、原子炉の蒸気発生前までに健全性確認ができる設備を対象に点検、および評価を実施してきた。

本報告書は、点検・評価計画書に定められた対象設備における設備点検、地震応答解析および系統機能試験が終了し、設備健全性の評価を実施したことから、これらの結果について取り纏めたものである。

## 2. 地震の概要

### 2.1 新潟県中越沖地震の概要

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



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

### 2.2 柏崎刈羽原子力発電所での観測結果

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

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

原子炉建屋基礎版上で観測された最大加速度および設計時の最大加速度応答

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

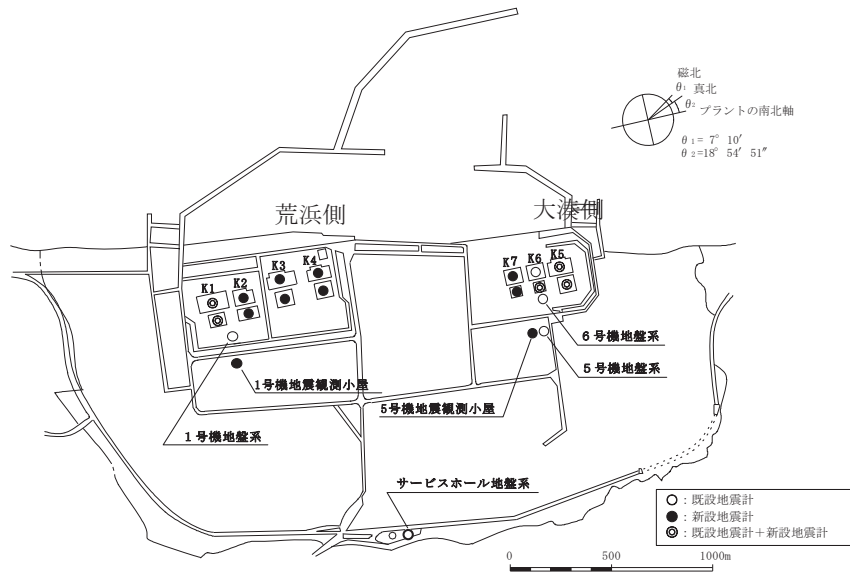


図-2.2.1 柏崎刈羽原子力発電所における地震観測点の配置

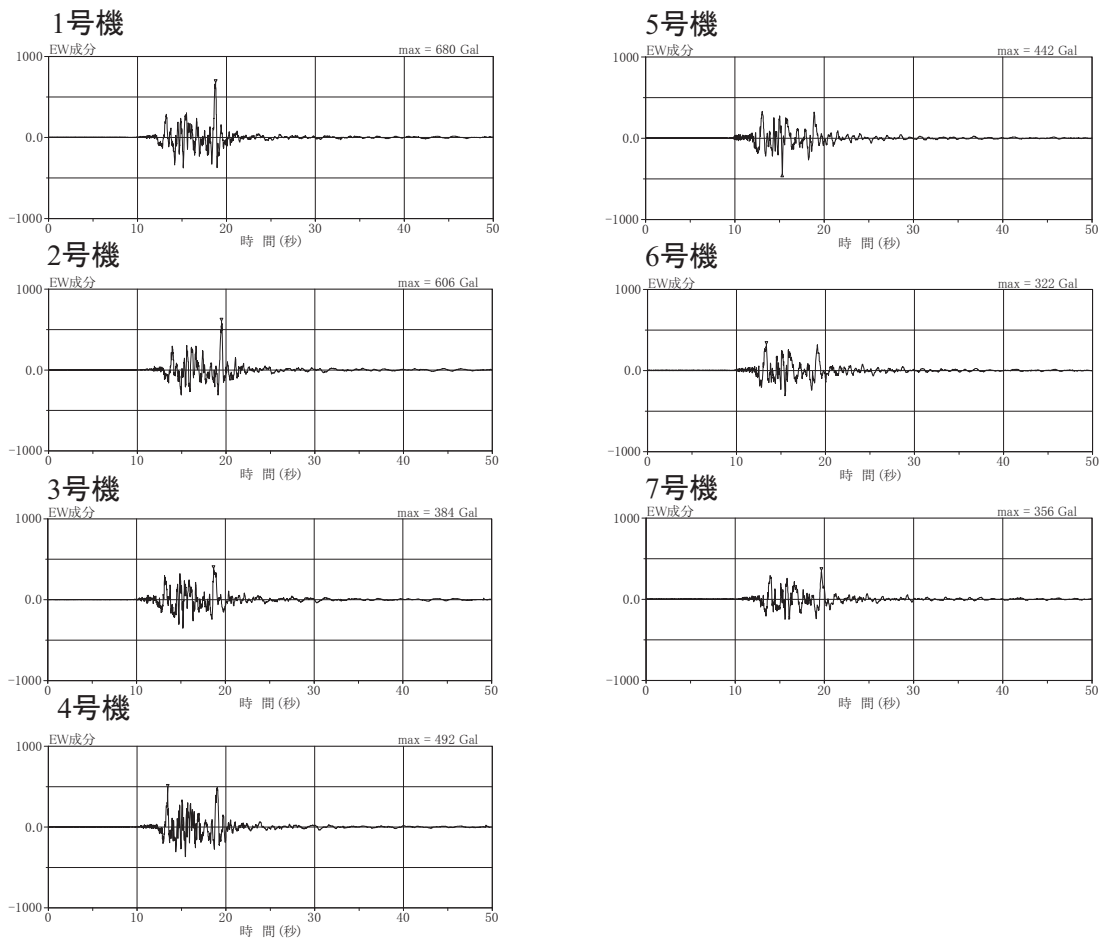


図-2.2.2 原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形（東西方向）

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

観測値		南北 <sup>※1、※2</sup>		東西 <sup>※1、※2</sup>		上下 <sup>※2</sup>	
		観測	設計	観測	設計	観測	設計 <sup>※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)

※1 スクラム設定値：水平方向 120gal、上下方向 100 gal

※2 設計時の基準地震動 S2(1号機は EL CENTRO 等に基づく弾性設計用地震動)による応答値

※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 1号機での観測結果

1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、設計時の地震動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、設計時の地震動 (EL CENTRO 等に基づく弾性設計用地震動) による最大応答加速度 273gal に対し東西方向で 680gal であった。

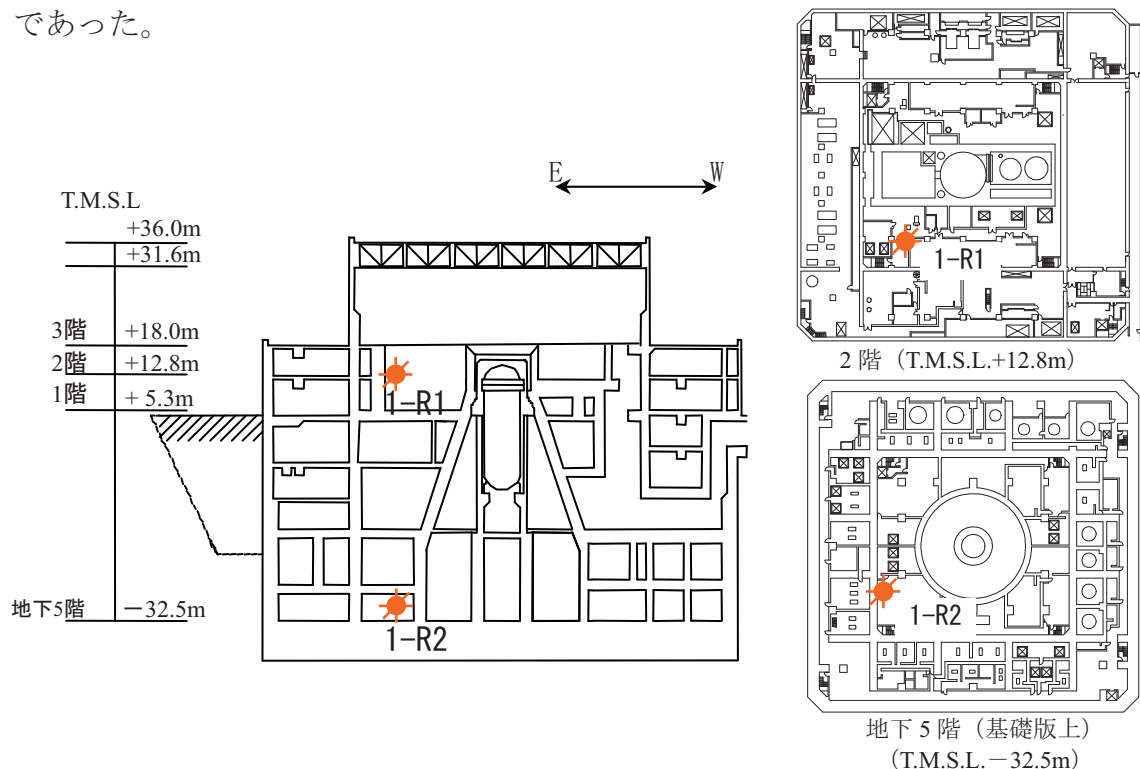


図-2.3.1 1号機原子炉建屋地震計配置図 (赤星部)

図-2.3.1の1-R2での計測波形

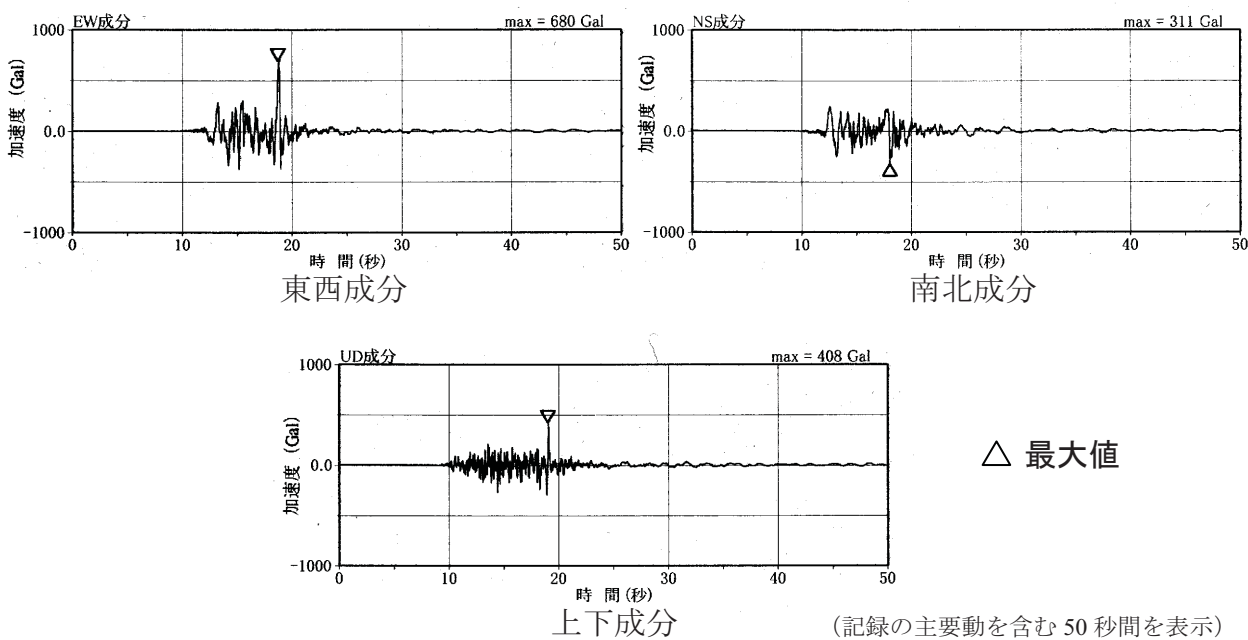


図-2.3.2 1号機 原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形

- 観測記録
- 安全確認用地震動(EL CENTRO,450Gal規準化)による応答
- - - 安全確認用地震動(TAFT,450Gal規準化)による応答
- - - 安全確認用地震動(GOLDEN GATE,450Gal規準化)による応答

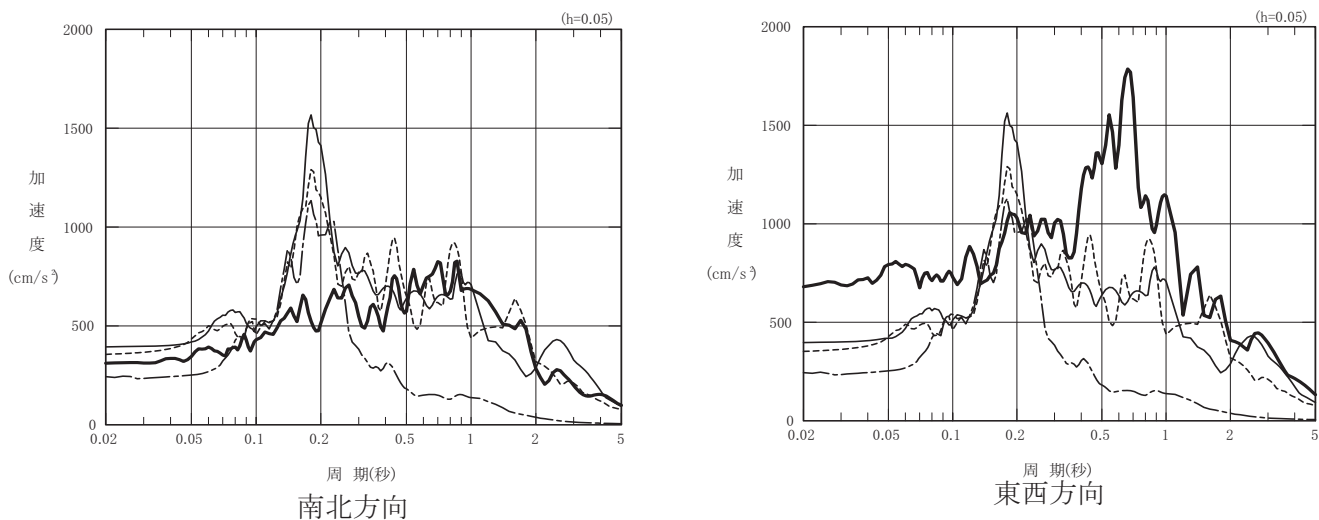


図-2.3.3 1号機 原子炉建屋基礎版上の加速度応答スペクトル

## 2.4 1号機の状況

地震発生当時、柏崎刈羽原子力発電所1号機は定期検査のため冷温停止中であつた。全燃料が炉心から取り出された状態で、一部の機器については分解点検等を実施中であつた。プラントは、地震波が到達した後も冷温停止状態を維持した。

### 3. 本報告書の概要

#### 3.1 点検評価に関する基本的な考え方

本報告書は、個別の機器の設備点検および地震応答解析によって設備健全性評価を行う「機器レベルの点検・評価」と機器の組合せによる系統機能の健全性評価を行う「系統レベルの点検・評価」で構成される。以下にそれぞれの基本的な考え方を示す。

##### 3.1.1 機器レベルの点検・評価

機器レベルの点検・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-3.1.1 参照）。

- ① 原子炉安全上重要な設備\*については、基本点検とあわせて地震応答解析を実施し、さらに、基本点検において異常が確認された設備および地震応答解析により裕度が比較的少ないと判断された設備については追加点検を実施する。
- ② その他の設備については、設備点検を主体に実施し、基本点検において異常が確認された設備に対し追加点検を実施する。
- ③ また、異常が確認されなかった設備に対しても、さらなる設備の健全性の確保および知見拡充の観点から念のために、予め計画する追加点検を実施する。
- ④ 設備点検および地震応答解析による評価の両者の結果を踏まえ、設備健全性の総合評価を行う。



※ 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。

### 3.1.2 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した。

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した（図-3.1.1 参照）。

## 機器レベルの点検・評価

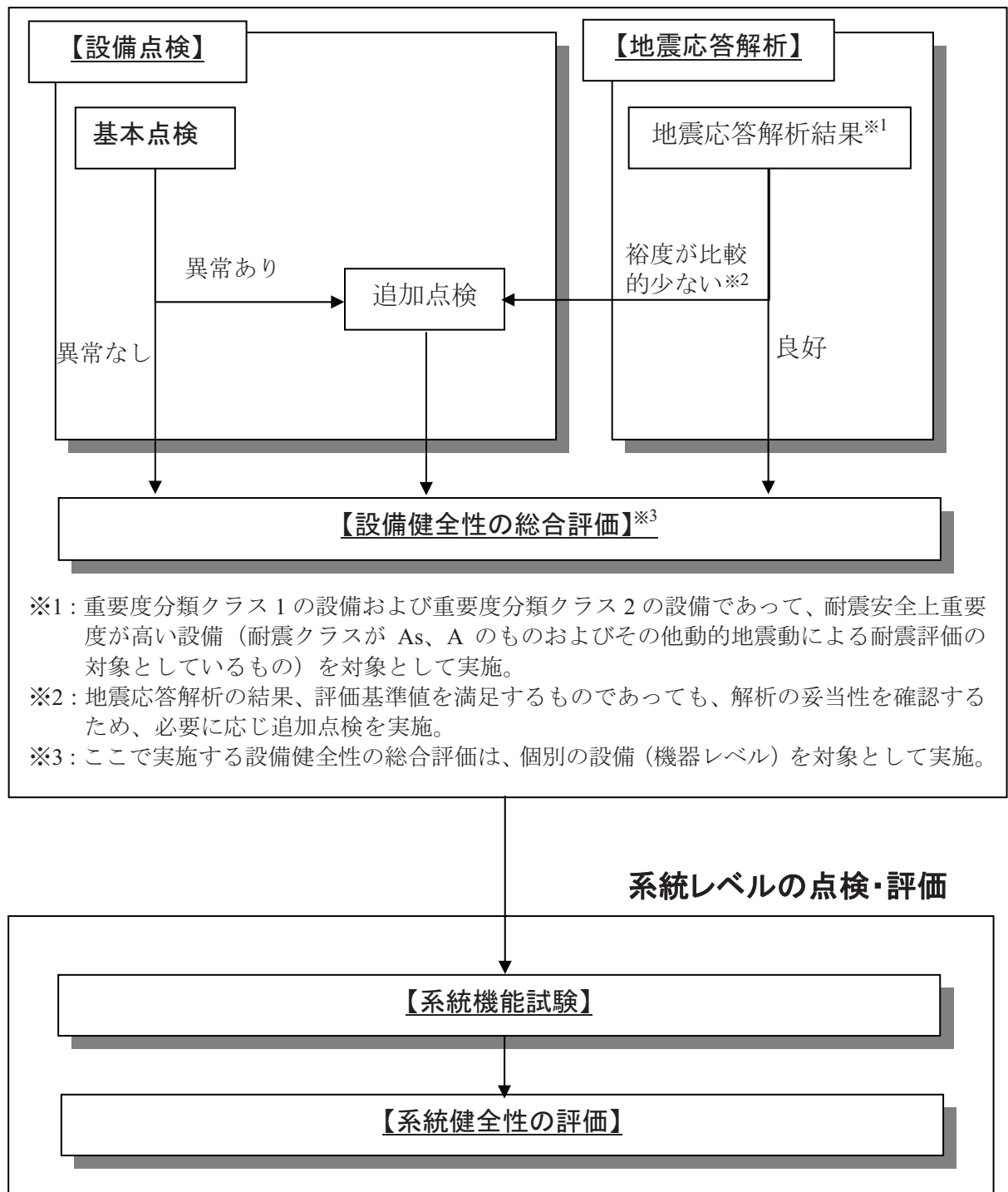


図-3.1.1 点検・評価の全体フロー

### 3.2 機器レベルの点検・評価結果の概要

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

本点検・評価では、

- ・設備点検では、対象設備のうち 268 機器に異常（不適合）事象を確認した
- ・地震応答解析では、評価対象設備の算出値は、評価基準値を満足することを確認した
- ・設備点検と地震応答解析の結果から、総合評価を実施し、地震に起因すると考えられる事象（154 機器）、地震に起因しないと考えられる事象（114 機器）を確認した

との評価結果が得られた。

設備の健全性評価の結果、原子炉安全上重要な機器については、地震による重大な異常（不適合）はなかったこと、ならびに、地震応答解析において、許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S 等の評価基準値を超えているものはなかったことから、機器レベルにおいて概ね機能が維持されているものと評価した。

設備点検として、点検対象総数 2,001 機器を抽出し、健全性評価を行った結果、268 機器に不適合が確認されたが、いずれも原子炉安全を阻害する可能性はなく、部品の取替、補修、手入れ等により原形に復旧することで対応している。

不適合が確認された 268 機器のうち 154 機器は地震に起因するものであった。さらにその中で構造強度や機能維持へ影響を及ぼす可能性のあるものは 122 機器であり、主タービンの内部構造物接触や主変圧器の内部部品のずれ等の地震力による部品等のずれ、擦れ事象等であった。これらはいずれも補修、取替え等により原形復旧できる事象であった。また、1 号機においては、原子炉複合建屋付属棟地下 5 階が浸水し、ポンプ、電動機等 86 機器が水没し、これらも機能影響ありと評価した。残り 114 機器に関しては通常の点検時に見られる経年的な劣化事象やゴミかみ等の偶発的な事象等であったことから、本地震の影響によるものではないと判断した。

異常が確認された設備については、圧力抑制室プール排水系配管<sup>※1</sup> および予備変圧器<sup>※2</sup>を除き、補修、取替等を実施し、復旧を完了している。

なお、上記設備はプラント全体の機能試験等の健全性確認に影響しない設備である。

以上より、原子炉の蒸気発生前までに実施するすべての設備点検を完了した。

※1 当該設備は、定期検査時において圧力抑制室のプール水を移送するためのラインであり、プラントの起動、運転時において運用しない設備である  
(添付資料-3-5-1 参照)。

※2 当該設備は、154kV 送電線から発電所内に電力を供給する設備であるが、通常は使用しておらず、保安規定上の外部電源にも該当しない設備である  
(添付資料-3-5-2 参照)。

### 3.3 系統レベルの点検・評価結果の概要

系統機能試験については、原子炉停止余裕試験、主蒸気隔離弁機能試験、自動減圧系機能試験、原子炉保護系インターロック機能試験など、全 31 項目の試験を実施し、すべての試験において技術基準を満足していることを確認した。また、地震の影響に特に注意する観点から、地震前の試験結果との比較等を行った結果、流量、温度、その他パラメータに顕著な差異は認められず、地震の影響を示す兆候は確認されなかった。

したがって、すべての対象系統において、系統機能は正常に発揮され、地震の影響はないものと評価した。

## 4. 機器レベル・系統レベルの評価

### 4.1 機器レベルの点検・評価

#### 4.1.1 設備点検

##### 4.1.1.1 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ものも点検対象とした。

上記の選定の結果、設備点検の対象設備として、2,001 機器（このうち原子炉安全上重要な機器は 791 機器）を抽出した。

なお、現在までに使用実績がなく、今後も使用の見込みがない設備<sup>※1</sup>については、点検対象外とし、配管系等、類似設備や同一設備が複数存在する場合は、代表設備や代表部位を選定して、点検を行うこととした。

また、1号機については、計画的な取替えに伴い、地震発生時にプラント内に設置されていなかった設備<sup>※2</sup>についても、点検対象外とした。

※ 1 固化設備等

※ 2 残留熱除去系ストレーナ

#### 4.1.1.2 点検方法

##### (1) 対象設備の分類

各設備の種類、設置方法等により地震時に想定される損傷の形態が異なることから、「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601)における機種分類を参考にして、対象設備を地震による機能・構造への影響が類似していると考えられる機種に分類した（表-4.1.1 参照）。

表-4.1.1 点検対象設備分類一覧

動的機器	静的機器
1) 立形ポンプ 2) 横形ポンプ 3) 往復動式ポンプ 4) ポンプ駆動用タービン 5) 電動機 6) ファン 7) 冷凍機※ 8) 空気圧縮機 9) 弁 10) ダンパ※ 11) 非常用ディーゼル発電機 12) 制御棒 13) 制御棒駆動機構 14) 主タービン 15) 発電機 16) 再循環ポンプ 17) 燃料交換機 18) クレーン 19) M-Gセット流体継手 20) 固化装置 <sup>注</sup>	21) 原子炉圧力容器および付属機器 22) 炉内構造物 23) 配管 24) 燃料ラック類 25) 熱交換器 26) 復水器、給水加熱器、湿分分離器 27) プールライニング 28) 変圧器 29) 蓄電池 30) 遮断器 31) 計器、継電器、調整器、検出器、変換器 32) 原子炉格納容器および付属機器 33) アキュムレータ 34) ろ過脱塩器 35) ストレーナ／フィルタ 36) 空気抽出器 37) 除湿塔 38) タンク 39) 計装ラック 40) 制御盤・電源盤 41) 空調ダクト※ 42) 燃料体（燃料集合体およびチャンネルボックス） 43) 再結合装置 44) 電気ヒータ 45) ボイラ 46) 特殊フィルタ 47) 焼却装置
	支持構造物等 48) 基礎ボルト 49) 支持構造物

※ 対象機器なし

注 固化装置は、現在までに使用実績がなく、今後も使用の見込みがないことから点検対象外とする。

## (2) 各機種の点検方法

設備点検では、設備の特性に応じて分類した各機種の構造を考慮し、地震による設備の損傷形態を整理した上で、以下の「a.動的機器」、「b.静的機器」、「c.支持構造物等」に例示するように、それぞれの損傷形態に適した点検方法を選定した。整理した損傷形態のうち、特に地震力による影響を受けやすいと考えられるものを「発生の可能性が高いと想定されるもの」とし、それが検出可能な点検方法を策定した（添付資料-1-1 参照）。各設備の点検にあたっては、これら点検方法をもとに要領書等を定めて実施した。

なお、埋設された機器や狭隘部に設置された一部の機器（9 機種 21 部位）には、目視点検が困難な箇所があることから、周辺部位の目視点検、漏えい試験等の代替点検、あるいは地震応答解析によって、健全性確認を実施するよう計画した（「4.1.1.3 各機種の設備点検結果」参照）。

### a. 動的機器

動的機器は、立形ポンプ、ファン等の機器であり、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、軸受、ロータなど各部材の損傷、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ため、基本点検として目視点検等を計画し、さらに、基本点検により異常が確認された場合には、分解点検等の追加点検を計画した。

① 基本点検：目視点検、作動試験、漏えい試験 等

② 追加点検：分解点検 等

なお、作動試験等の実施にあたっては、定期事業者検査等における作動試験の判定基準を用いることを基本としたが、診断技術の活用※、過去複数回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よう計画した。

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

## b. 静的機器

静的機器は、配管、熱交換器等の機器であり、内部に流体を保持する機能、送水機能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検出、伝達、制御等の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、各部材の変形、割れ、断線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ため、基本点検として目視点検、漏えい試験を主体として計画する。なお、復水器等、プラント運転状態が負圧となる設備については、真空上昇操作を実施し、インリーク試験による漏えい確認を計画する。さらに、基本点検により異常が確認された場合には、非破壊試験、分解点検等、追加点検を計画した。

- ① 基本点検：目視点検、漏えい試験、ループ試験 等
- ② 追加点検：非破壊試験、分解点検 等

## c. 支持構造物等

支持構造物は、各機種に共通であり、地震力による影響を受けやす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、機器の支持機能等が要求されている。

地震力による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、これら損傷の検出には、当該部および周辺コンクリート部に対する目視点検等が有効と考えられるため、基本点検として目視点検等を計画し、さらに、基本点検により異常が確認された場合には、基礎ボルトの非破壊試験等、追加点検を計画した。

- ① 基本点検：目視点検、打診試験
- ② 追加点検：非破壊試験、低速走行試験 等



### (3) 予め計画する追加点検

基本点検にて異常が確認された場合あるいは地震応答解析の結果から追加点検を実施するものとしたが、これ以外にも知見拡充を目的に実施する追加点検および、蒸気タービンなどプラント停止中における基本点検が困難な設備に対する追加点検（以下、「予め計画する追加点検」という）について、以下の対象を選定し、点検を行うこととした（表-4.1.2 参照）。

【Ⅰ】基本点検と地震応答解析による評価により、十分に健全性の確認が可能であるものと考えられるが、より確実な設備健全性の確認および知見拡充の目的で実施する追加点検。

- ・ 機器内部に摺動部、駆動部等を有する設備（動的機器）
- ・ 一般的に地震力による影響が大きいと考えられる部位（配管、基礎部、支持構造物等を選定）
- ・ 地震による相対変位の影響が大きいと考えられる部位（原子炉圧力容器ノズル、建屋間貫通部等）
- ・ 構造が複雑でかつ性能に対する地震力の影響が懸念される機器（主変圧器、復水器等）
- ・ 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（原子炉圧力容器上部シヤラグ等）

【Ⅱ】プラント停止中に基本点検の実施が困難な設備における、停止中の設備健全性を確認する目的で実施する追加点検。

- ・ 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および作動状態の確認が困難な設備（主タービン等）
- ・ 内包する流体が蒸気である等の理由により、プラント停止中に運転圧による漏えい確認ができない設備（主蒸気系配管、給水加熱器等）
- ・ 現段階で系統運用上、作動試験の実施が困難な設備※（原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽スラッジポンプ）

※ 機器設置以降、起動レベルまでスラッジが蓄積されていないため、作動試験が実施できない設備。

表-4.1.2 予め計画する追加点検範囲と実施理由

追加点検理由	点検対象			点検方法
	対象範囲	対象機種	対象機器	
【Ⅰ】 基本点検と地震 応答解析による 評価により、十 分に健全性の確 認が可能である ものと考えられ るが、より確実 な設備健全性の 確認および知見 拡充の目的で実 施する追加点検	機器内部に摺動部、駆 動部等を有する設備	(a)動的機器	・機種および建屋ごとに代表 1 機器	分解点検
	一般的に地震力による 影響が大きいと考えら れる部位	(b)配管	・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	詳細目視点検 (解析範囲で3カ所) 浸透探傷試験 (解析範囲で1カ所) 超音波探傷試験 <sup>※2</sup> (解析範囲で1カ所) 硬さ測定 <sup>※2</sup> (解析範囲で1カ所)
		(c)基礎部	・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 基礎ボルトのトルク確認 (全数の 10%) 超音波探傷試験 (全数の 10%)
		(b)配管	・建屋間貫通部に施設される箇所	詳細目視点検 浸透探傷試験 超音波探傷試験 <sup>※2</sup>
	地震による相対変位の 影響が大きいと考えら れる部位	(d)支持 構造物等	・建屋間貫通部に施設される配管 近傍の支持構造物 等	浸透探傷試験
		(e)原子炉 圧力容器	・ノズルセーフエンド	浸透探傷試験 <sup>※3</sup> 超音波探傷試験 <sup>※2</sup>
		(f)変圧器 (h)主復水器	・主変圧器 ・所内変圧器 ・高起動変圧器 ・主復水器	分解点検
	構造が複雑でかつ性能 に対する地震力の影響 が懸念される機器	(g)原子炉 格納容器	・原子炉圧力容器シヤラグ	詳細目視点検 浸透探傷試験 <sup>※2</sup>
		(d)支持 構造物等	・原子炉再循環系、残留熱除去系 配管支持構造物 (メカニカルスナッチ)	低速走行試験 分解点検
	【Ⅱ】 プラント停止中 に基本点検の実 施が困難な設 備における、停 止中の設備健全 性を確認する目 的 で実施する追 加点検	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 の実施および作動状態 の確認が困難な設備	(a)動的機器	・主タービン ・主発電機 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・タービン駆動原子炉給水ポンプ 等
(d)支持 構造物等 (メカニカル スナッチ)			・設計時の評価および地震応答解 析の結果において、他の箇所に 比べて地震の影響が比較的大き い箇所	低速走行試験
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		(b)配管	・主蒸気系配管 ・抽気系配管 等	詳細目視点検
		(i)給水加熱 器等	・給水加熱器 等 ・湿分分離器 等	分解点検
現段階で系統運用上、 作動試験の実施が困難 な設備		(a)動的機器	・原子炉冷却材浄化系粉末樹脂 沈降分離槽スラッジポンプ 等	分解点検

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

※2 解析結果等を考慮し、代表を選定して実施

※3 作業性、被ばく線量等を考慮し、可能な範囲で実施

※4 地震応答解析において、詳細評価を実施した箇所

#### (4) 原子力安全基盤機構の地震応答解析結果を踏まえた追加点検

原子力安全基盤機構が実施した地震応答解析の結果<sup>※1</sup>、評価基準値および追加点検機器選定目安値（Sy）と比較において、余裕度が小さい設備が確認された、との報告がなされた。これらの設備については、基本点検を実施するとともに、当社が実施した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等に対しては、予め計画する追加点検を実施しており、地震による設備の損傷はなく、設備健全性を確認している。しかし、当該報告を受け、当社の地震応答解析の結果から余裕度が確保されていると評価した設備についても、設備の健全性をより確実に確認する観点から、追加点検を実施した（表-4.1.3 参照）。

これらの設備については、基本点検において、機器全体の变形、傾きの有無の確認等、機器全体に着目した点検を実施していることから、追加点検においては、機器表面のき裂の有無の確認等、地震応答解析の結果、余裕度が小さいと評価された部位に着目した点検を実施するよう計画した。

※1 平成21年12月7日第24回 設備健全性評価サブワーキング資料「柏崎刈羽原子力発電所1号機新潟県中越沖地震に対する機器配管系の地震応答解析結果について」

表-4.1.3 追加点検の実施範囲と点検方法

点検対象機器	点検方法
使用済燃料貯蔵ラック 原子炉格納容器電線ケーブル貫通部	詳細目視点検
制御棒駆動系貫通部	詳細目視点検 耐圧試験 <sup>※1、2</sup>
中性子束モニタ案内管	詳細目視点検
ほう酸水注入系配管	詳細目視点検 浸透探傷試験 硬さ試験 <sup>※1</sup>
高圧炉心スプレイ系配管 メカニカルスナッパ	低速走行試験 <sup>※1</sup>
原子炉再循環系配管 メカニカルスナッパ	低速走行試験 <sup>※1</sup> 分解点検 <sup>※1</sup>

※1 予め計画する追加点検として実施

※2 原子炉圧力容器耐圧試験時に合わせて実施

#### 4.1.1.3 各機種設備点検結果

本項では、各機器の基本点検、追加点検および予め計画する追加点検の結果について、機種ごとに整理した（添付資料-1-2 参照）。このうち、「異常あり（不適合）」と判断した事象について以下に記載する（添付資料-1-3 参照）。

なお、点検結果で確認された異常（不適合）に対する地震による影響の有無、原因分析等の検討は、地震応答解析の結果を踏まえて、「4.1.3 総合評価」において実施する。

##### (1) 基本点検結果

###### a. 基本点検結果

基本点検は、対象機器 2,001 機器に対して、適切な点検を選定して実施した。（表-4.1.4 参照）。基本点検の結果、異常（不適合）が確認されたものは 249 機器\*であり、地盤沈下による変形、機器のこすれ等の事象や、通常の保全で確認される経年劣化事象等が確認された。確認された事象は、設備健全性評価が完了している 6、7号機と、全般的に同様の傾向であった。

※その他、異常（不適合）が確認された、19 機器については、「(2) 予め計画する追加点検」参照

また、1号機特有の事象として、

- ・ 定検停止中であったことから、設備の点検に伴う仮置き機器の転倒、移動による機器の損傷
- ・ 消火系配管の損傷に伴う原子炉複合建屋地下 5F の浸水、タービン建屋への雨水の流入による電気設備等の損傷

が確認された。

表-4.1.4 基本点検実施数

点検種別	対象機器数 (全 2,001 機器中)	左記のうち 原子炉安全上 重要な機器 (全 791 機器中)	備考
目視点検	2,001 機器	791 機器	※
作動試験・機能試験	1,461 機器	584 機器	
漏えい確認	1,014 機器	363 機器	

※ 一部代替点検を実施

また、低圧炉心スプレイ系ポンプについては、設備点検完了後に当該ポンプ吸込圧力計のヘッド補正值の誤りが確認されたが、正しいヘッド補正值で全揚程を再算出した結果、判定基準を満足することを確認した（添付資料-5-3-4 参照（系統レベルの点検・評価への影響と併せて記載））。なお、設備点検結果における当該ポンプの全揚程については、正しいヘッド補正值で再算出した値を記載した。

#### b. 目視点検が困難な箇所に対する点検結果

埋設された機器（躯体へ埋設される配管やグラウトに埋め込まれる基礎ボルト、取付ボルト等）の点検では、躯体の健全性の確認、グラウト表面における目視点検、機器移動痕の確認によって、これら機器の健全性を確認した。また、狭隘部（原子炉压力容器内側基礎ボルト、原子炉压力容器ドレンノズル、サーマルスリーブ等）については、周辺部の目視点検、漏えい試験等を行い、健全性を確認した（添付資料-1-4 参照）。

### (2) 追加点検結果

#### a. 基本点検の結果に基づく追加点検

基本点検の結果、異常（不適合）が確認されたものは 249 機器<sup>\*</sup>であったが、このうち、通常の保全において確認される経年劣化事象等、明らかに地震の影響ではないもの、あるいは直接機能に影響を及ぼさない軽微な異常（不適合）であって、簡易な部品の交換等で直ちに復旧可能な事象については、追加点検を不要と判断した（142 機器）。一方、それ以外の異常（不適合）については、原因究明および補修、取替、補強の要否判断を行うため、分解点検等の追加点検を実施した（107 機器）（表-4.1.5 参照）。

※その他、異常（不適合）が確認された、19 機器については、「(2) 予め計画する追加点検」参照

#### b. 地震応答解析の結果に基づく追加点検

地震応答解析の結果は、評価基準値を満足していることから、解析結果に基づき追加点検を行った機器はない（表-4.1.5 参照）。

表-4.1.5 追加点検実施数

項目	実施数	左記のうち 原子炉安全上重要な機器	備考
基本点検において異常が確認された設備	107 機器	23 機器	
地震応答解析の結果、比較的裕度が少ないと判断された設備	0 機器	0 機器	

c. 予め計画する追加点検（添付資料-1-5 参照）

(a) 動的機器の追加点検

1) 機種および建屋ごとの代表機器

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、残留熱除去海水ポンプ(B)においてインペラ・シャフト等に浸透指示模様、中間カップリング用リーマボルトナットに腐食等の経年劣化事象等を確認した。

2) 駆動源が蒸気等の理由で作動試験が実施できない機器

作動試験が実施できない機器（主タービン等）について分解点検を実施した結果、低圧タービン(B)において動翼と静翼の接触痕等を確認した。なお、高圧タービン及び低圧タービン(A)、(C)については、地震発生時に分解点検中であり、地震発生前から点検架台に仮置き状態であったため、同様の損傷は確認されていない。また、主発電機本体においては、地震発生時にカップリングが切り離されていた状態であったことから、地震による回転子のゆれ量・移動量が大きく、主要構成品の軸受けメタル他に大きな損傷が確認された。

3) 現段階で系統運用上、作動試験の実施が困難な設備

機器設置以降、起動レベルまでスラッジが蓄積されていないため、現段階で作動試験が実施できない設備（原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽スラッジポンプ等）について分解点検を実施した結果、内部構造物に変形、割れ等の異常がないことを確認した。

## (b) 配管の追加点検

### 1) 地震応答解析の結果、他の箇所 비해地震影響が比較的大きい箇所

配管における詳細な目視点検（維持規格 VT-1<sup>\*</sup>）、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、異常のないことを確認した。なお、硬さ試験による塑性ひずみ測定については、詳細を「4.1.4.2 塑性変形に対する評価」に示す。

※ 維持規格 VT-1 とは、機器表面の摩耗、き裂、腐食、浸食等の強度に影響を与える恐れのある異常を検出するために行う試験。（眼から被験面までの距離は 600mm 以下） 発電用原子力設備規格 維持規格 2004 年版より抜粋

### 2) 建屋間貫通部に施設される箇所

異なる建屋間を貫通する配管で、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目視点検（維持規格 VT-3<sup>\*</sup>等）、溶接箇所における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。

※ 維持規格 VT-3 とは、機器の変形、心合せ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、部品の破損、脱落および機器表面における異常を検出するために行う試験。（眼から被験面までの距離は 1、200mm 以内）（直接目視試験の場合） 発電用原子力設備規格 維持規格 2004 年版より抜粋

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

保温材を取外した状態での目視点検（維持規格 VT-3 等）を実施し、異常のないことを確認した。

## (c) 基礎部の追加点検

知見拡充のために実施する追加点検として、原子炉建屋の各階ごとおよび機種ごとに代表設備を選定し、基礎ボルトの締め付けトルク確認（以下「トルク確認」という）および超音波探傷試験（設備に応じて、トルク確認のみ実施）を実施し、異常のないことを確認した。

(d) 支持構造物等の追加点検

1) 建屋間貫通部に施設される配管近傍の支持構造物等

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、亀裂等の異常のないことを確認した。

2) プラント停止中に作動状態の確認が困難な設備

配管が入熱された状態における作動状態の確認が困難なメカニカルスナッパについて、設計時の評価および地震応答解析の結果、他の箇所相比于地震の影響が大きいと考えられる箇所について、低速走行試験を実施した。その結果、残留熱除去系配管メカニカルスナッパ

(RHR-013-310S)、抽気蒸気系配管メカニカルスナッパ (SN-ES-1-01) および主蒸気系配管メカニカルスナッパ (SN-MS-308-02Z1) について、管理値の逸脱を確認した。これら3機器について、原因調査の為、分解点検を実施した結果、残留熱除去系配管メカニカルスナッパについては、サポートシリンダーのへこみを、抽気系および主蒸気系配管メカニカルスナッパについては、グリースの経年劣化に伴うボールねじ部の固着を確認した。

3) 地震応答解析の結果、他の箇所に比べて地震の影響が大きいと考えられる箇所

残留熱除去系配管メカニカルスナッパ (RHR-052-009SA) および原子炉冷却材再循環系配管メカニカルスナッパ (PLR-001-116S) については、地震応答解析の結果、評価基準値を満足しているものの、詳細評価を行った設備であることから、低速走行試験に加え、分解点検を実施した。その結果、作動状態は良好であり、内部構成部品に変形等の異常のないことを確認した (4.1.3.2 総合評価結果参照)。



**(e) 原子炉压力容器の追加点検**

相対変位が生じる可能性が高いと考えられるノズルセーフエンド（11箇所）については、浸透探傷試験を実施し、異常のないことを確認した。また、原子炉停止時冷却材出口ノズルセーフエンド（N3A）については、超音波探傷試験を実施し、異常のないことを確認した。

**(f) 変圧器の追加点検**

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変圧器について、分解点検を実施した結果、地震の影響による損傷として、

- ・ 主変圧器、所内変圧器および1号高起動変圧器における、放圧管からの油漏れおよび本体ガス検出装置の動作
- ・ 主変圧器における内部部品のずれ
- ・ 所内変圧器1Aにおける基礎ボルトの折損
- ・ 1号高起動変圧器における巻線ずれ、一次側黒相ブッシングの油中のアセチレン検出、圧力スイッチの配管湾曲とケースのひび

を確認した。

**(g) 原子炉格納容器の追加点検**

地震応答解析の結果において、他の箇所比べて地震の影響が比較的大きい原子炉格納施設の上部シヤラグについて、追加点検として詳細目視点検および浸透探傷試験を実施し、異常のないことを確認した（4.1.3.2 総合評価結果参照）。

**(h) 復水器の追加点検**

主復水器(B)において、地震の影響により上部伸縮継手整流板の変形を確認した。また、主復水器(A)、(B)、(C)内部において内部構造物に蒸気による浸食等の経年的な劣化事象を確認した。

(i) 給水加熱器等の追加点検

グラント蒸気蒸化器および湿分分離器(A)、(B)内部において、内部構造物に蒸気による浸食等の経年的な劣化事象を確認した。

また、第一および第六給水加熱器において熱膨張の影響によるマンホールボルトの固着、溶接線の経年的な劣化事象を確認した。

d. 原子力安全基盤機構の地震応答解析結果を踏まえた追加点検(添付資料-1-5参照)

原子力安全基盤機構が実施した地震応答解析の結果、評価基準値および追加点検機器選定目安値 ( $S_y$ ) との比較において、余裕度が小さいと報告された設備について、詳細目視点検、浸透探傷試験および低速走行試験等の追加点検を実施した結果、いずれの設備についても、異常の無いことを確認した。

## 4.1.2 地震応答解析

### 4.1.2.1 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。

- ① 同一の設備が複数存在する場合は、据付床の床応答等を考慮して解析対象設備を選定した。
- ② 配管系のように類似設備が多数存在する場合は、設計時の余裕度（算出値と許容値の余裕度等）、仕様、使用条件等を考慮して解析対象設備を選定した。

具体的には、表-4.2.1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、燃料交換機および原子炉複合建屋原子炉棟クレーンは、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ことから評価を実施した。

#### 4.1.2.2 解析評価方法

##### (1) 地震応答解析の概要

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

原子炉建屋内の大型機器である原子炉格納容器、原子炉圧力容器および炉内構造物等の評価にあたっては、水平地震動と上下地震動による建屋・機器連成応答解析を行った。また、それ以外の機器・配管系の評価については、当該設備の据付床の水平方向および上下方向それぞれの床応答を用いた応答解析等を行った。水平地震動と上下地震動の応答結果の組合せについては二乗和平方根（SRSS）等により行う（表-4.2.2 参照）。

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

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

##### a. 地震応答解析に用いる建屋応答加速度

###### (a) 原子炉建屋応答加速度

本地震が観測された階（2階:TMSL+12.8m および基礎版上:TMSL -32.5m（TMSL: 東京湾平均海面））については観測記録を用い、それ以外の階については、観測記録をもとに建屋応答解析で算出された建屋応答加速度を用いた。建屋応答加速度は、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会（以下「耐震・構造設計小委員会」という。）にて審議された値を用いた。

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

模擬地震波の位相特性等)を考慮して拡幅が行われるが、本評価では、観測記録、または観測記録にもとづく建屋応答解析による応答加速度を用いるため拡幅は行わない(表-4.2.2 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-4.2.1(1)～図-4.2.1(18)に示す。また、原子炉建屋各階の最大床加速度を表-4.2.5に示す。

#### (b) タービン建屋および海水機器建屋の応答加速度

タービン建屋および海水機器建屋に設置される設備については、耐震・構造設計小委員会にて審議されたタービン建屋および海水機器建屋の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-4.2.2(1)～図-4.2.2(6)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。タービン建屋各階の最大床加速度を表-4.2.6に示す。

また、海水機器建屋の床応答スペクトルの例(減衰定数1%)を図-4.2.3(1)～図-4.2.3(4)に、最大床加速度を表-4.2.7に示す。

1号機原子炉建屋、タービン建屋および海水機器建屋の配置図を図-4.2.4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(原子炉压力容器、原子炉格納容器および炉内構造物等)は、建屋から各点で支持されているため、建屋と連成した解析モデルにより本地震による地震応答解析を時刻歴応答解析で実施する。解析は水平方向および上下方向について実施した。

建屋・機器連成応答解析モデルには、原子炉格納容器-原子炉压力容器解析モデルと炉内構造物解析モデルがある(図-4.2.5(1)～4.2.5(3)参照)。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-4.2.2 参照)。また、1号機は本地震時は定期検査中であり、燃料や一部の炉内構造物は取外されていたため、この状態を建屋・機器連成応答解析モデルに反映した(表-4.2.2 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-4.2.3 および表-4.2.4 に示す。原則として「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に規定された値を用いたが、既往の試験・検討等で妥当性が確認された値も評価に用いた（表-4.2.2 参照）。

## (2) 構造強度評価の方法

地震応答解析のうち構造強度評価は、設計時と同等の評価（スペクトルモーダル解析法等）を実施することを基本とした。また、余裕度（評価基準値<sup>\*</sup>に対する算出値の余裕度）の大きな設備については、簡易評価（応答倍率法等）の結果を算出値とした。評価の手順を図-4.2.6 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を実施した。

※ 下記 d.参照

### 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により算出値を求め、評価基準値と比較した。

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

### 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、評価基準値と比較した。

配管系は、スペクトルモーダル解析法、あるいは時刻歴応答解析法により算出値を求め、評価基準値と比較した。

### c. 詳細評価

余裕度（評価基準値※に対する算出値の余裕度）の小さい設備については、解析モデルへの有限要素法の適用、構造強度評価による部材強度の評価基準値への採用等をおこない、算出値を評価基準値と比較した。

※ 下記 d.参照

### d. 評価基準値

構造強度評価の評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-補・1984、JEAG4601-1987、JEAG4601-1991 追補版」に規定される許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sにおける許容応力を基本とし、また、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005」で規定されている値を用いた。その他、他の規格基準で規定されている値および実験等で妥当性が確認されている値等も用いた。

## (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、その加速度が評価基準値以下であることを確認した。評価基準値には、機能確認済加速度を用いた。なお、機能確認済加速度とは、立形ポンプ、横形ポンプ、ポンプ駆動用タービン等、機種ごとに試験あるいは解析により動的機能維持が確認された加速度である。

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

1号機は、本地震時に原子炉開放中であり、全燃料が炉心から取出された状態で制御棒の挿入がなかったことから、燃料及び制御棒挿入性の評価は実施しない。

#### (4) 地震応答解析で用いた条件

基本的には設計時と同じ条件を適用しているが、点検・評価計画書にて必要に応じて考慮するとした条件のうち、地震応答解析に適用したものを表-4.2.2に示す。

1号機は本地震時、定期検査中で停止していたため、設計時に考慮していた機械的荷重のうち実際には作用していないものがあり、それらについては本評価に反映した。さらに、燃料や炉内構造物等は取外されていたため、この定期検査中の荷重等の状態を建屋・機器連成応答解析に反映した。また、原子炉压力容器内の核計装装置、原子炉複合建屋原子炉棟クレーン、燃料交換機等についても、本地震時の状態を評価に反映した。(下記①)

なお、燃料や炉内構造物等の取外されていた設備、所定の地震荷重が発生しない設備、地震前からの計画に基づき取替えた設備は評価対象外とした。(下記②)

##### ① 本地震時の状態を反映した解析及び設備

###### ● 制御棒挿入

⇒制御棒駆動系配管の解析に制御棒挿入による機械的荷重を考慮しない

###### ● 主蒸気逃がし安全弁の吹出しなし

⇒主蒸気系配管の解析に吹出しによる機械的荷重を考慮しない

###### ● 建屋・機器連成応答解析

⇒地震時の状態（ウェルが満水で、原子炉格納容器上蓋、原子炉压力容器上蓋、蒸気乾燥器、気水分離器・シュラウドヘッド、燃料集合体が取外された状態）を反映

###### ● 原子炉压力容器内の核計装装置

⇒炉内に燃料集合体がない状態を解析に反映するとともに、本地震時の温度を評価基準値に反映した。

###### ● 原子炉複合建屋原子炉棟クレーン

⇒本地震時の機器配置および吊り荷がない状態を解析に反映した。



- 燃料交換機  
⇒本地震時の機器配置を解析に反映した。
- 原子炉格納容器スタビライザ、中性子束モニタ案内管、上部シヤラグ、  
低圧及び高圧炉心スプレイ系配管（原子炉压力容器内部）  
⇒本地震時の温度を評価基準値に反映した。
- 本地震時にスナッパが取外されていた配管系  
⇒スナッパが取外されていた本地震時の状態を解析に反映するとともに、本地震時の温度を評価基準値に反映した。

## ② 評価対象外とした設備

- 蒸気乾燥器、気水分離器・シュラウドヘッド、燃料集合体、高圧炉心  
スプレイ系ストレーナ  
⇒地震時に取外されていたことから評価対象外とした。（燃料集合体  
については相対変位の評価も対象外とした。）
- 上部格子板、燃料支持金具  
⇒燃料からの地震荷重が発生しないことから評価対象外とした。
- 残留熱除去系ストレーナ  
⇒本地震時に設置されていたストレーナは地震前からの計画に基づ  
き撤去し、新しいストレーナに取替えたことから評価対象外とした。

#### 4.1.2.3 解析結果

##### (1) 解析の進捗状況

解析対象設備のすべてについて評価を終了した。

構造強度評価	・・・112 設備
動的機能維持評価	・・・46 設備

##### (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-4.2.8 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。

上部シヤラグは、作用する地震荷重の算定に有限要素モデルを適用した詳細評価を実施し、算出値が評価基準値を満足することを確認した（添付資料-3-2-2 参照）。

原子炉冷却材再循環系配管の支持構造物（メカニカルスナッパ）および残留熱除去系配管の支持構造物（メカニカルスナッパ）については、算出値は設計容量（定格容量の 1.5 倍）を超えるが、評価基準値をスナッパ構成部品の構造強度評価値に見直した詳細評価を実施することにより、算出値が評価基準値を満足することを確認した（添付資料-2-1、2-4、3-2-1）。なお、原子炉冷却材再循環系および残留熱除去系の配管と支持構造物の算出値は、3 方向同時時刻歴解析により求めた値である（添付資料-2-4）。

高圧炉心スプレイ系の支持構造物（メカニカルスナッパ）については、算出値は設計容量（定格容量の 1.5 倍）を満足するが、原子炉建屋応答解析と観測記録との相違による影響を考慮すると設計容量（定格容量の 1.5 倍）を超えることから、評価基準値をスナッパ構成部品の構造強度評価値で評価を行った（添付資料-2-2）。

詳細評価を実施したこれらの設備は、予め計画する追加点検を実施した。

###### (4.1.3.2 総合評価)

## 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、主蒸気系配管、原子炉压力容器ノズルより給水ノズル（N4ノズル）、建屋間（原子炉建屋～タービン建屋）を渡る配管の代表として残留熱除去冷却中間ループ系配管を選出した。疲労評価では、設備の3方向同時時刻歴応答解析にもとづき、本震による等価繰返し回数と疲れ累積係数を算定した。また、あわせて設計時に用いた等価繰返し回数60回における疲労評価も実施した。

疲労評価の結果を表-4.2.9 および表-4.2.10 に示す。3方向同時時刻歴応答解析にもとづいて算出した本地震による等価繰返し回数は、建設時に用いた60回と比較して小さく、疲れ累積係数も設計時の運転状態Ⅰ・Ⅱにおける疲れ累積係数に比べ十分小さい。また、設計時に用いた等価繰返し回数60回で疲れ累積係数を算定した結果においても評価基準値を満足することを確認した。

以上より、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。

また、余震による疲労への影響を把握する目的で、JEAG4601-1987に示されるピーク応力法にもとづき、本震に加え余震を考慮した時の影響を検討した。結果、余震による疲労への影響は無視できる程小さいことを確認した（添付資料-2-3）。

## (3) 動的機能維持評価結果

動的機能維持の評価結果を表-4.2.11 に示す。各機器の応答加速度は、いずれも評価基準値以下であることを確認した。

1号機は、本地震時に原子炉開放中であり、全燃料が炉心から取出された状態で制御棒の挿入がなかったことから、燃料及び制御棒挿入性の評価は実施しない。

#### 4.1.2.4 まとめ

評価対象設備のすべてについて、地震応答解析の算出値が評価基準値を満足することを確認した。

本地震の等価繰返し回数を時刻歴応答解析により算出し設計時に用いた等価繰返し回数 60 回と比較することにより、設計時に用いた等価繰返し回数 60 回が安全側の条件であることを確認した。また、時刻歴応答解析により算出した等価繰返し回数をもとに本地震による疲れ累積係数を算定し、設計時の運転状態 I・II における疲れ累積係数に比べ十分小さいことを確認した。

また、原子炉建屋応答解析結果と観測記録との相違が一部の周期帯で確認されるが、この相違を考慮しても評価基準値を満足すること、さらに、原子炉建屋の床柔軟性を考慮しても評価基準値を満足することを確認した。(添付資料-2-2)

表-4.2.1 柏崎刈羽1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>高圧炉心スプレイ系</li> <li>残留熱除去系</li> <li>サ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>高圧炉心スプレイ系</li> <li>低圧炉心スプレイ系</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>主蒸気隔離弁漏えい抑制系</li> <li>サ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、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、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、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、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-4.2.2 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本地震時、定期検査により取外されていた設備荷重等のプラント状態を建屋・機器連成応答解析モデルに反映 ・ウェル満水 ・原子炉格納容器上蓋および原子炉圧力容器上蓋なし ・蒸気乾燥器、気水分離器・シュラウドヘッドなし ・燃料集合体なし	
③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-4.2.3、4.2.4、参考文献2、3、4参照）	配管系、クレーン類(燃料交換機、原子炉複合建屋原子炉棟クレーン)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5参照）	配管の疲労評価に適用
④形状係数 $\alpha$ (全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比または 1.5 のいずれか小さいほう)の適用（参考文献5参照）	容器に適用
⑤水平と上下方向の応答の組合せにおける組合せ係数法の適用（参考文献7参照）	原子炉本体の基礎のアンカボルトに適用
現実の運転状態の反映*	
①制御棒駆動系配管	制御棒挿入による機械的荷重なし
②主蒸気系配管	主蒸気逃がし安全弁の吹出しによる機械的荷重なし
③原子炉複合建屋原子炉棟クレーン	本地震時の機器配置および吊り荷がない状態を解析に反映
④燃料交換機	本地震時の機器配置を反映
⑤原子炉圧力容器内の核計装装置	炉内に燃料集合体がない状態を解析に反映、本地震時の温度を評価基準値に反映
⑥低圧及び高圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部）、原子炉格納容器スタビライザ、中性子束モニタ案内管、上部シャラグ	本地震時の温度を評価基準値に反映
⑦本地震時にスナッパが取外されていた配管系	スナッパが取外されていた本地震時の状態を解析に反映 本地震時の温度を評価基準値に反映

※ 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-4.2.3 機器・配管系の減衰定数

対象設備	減衰定数(%)	
	水平方向	上下方向
溶接構造物	1.0	1.0 <sup>※1</sup>
ボルトおよびリベット構造物	2.0	2.0 <sup>※1</sup>
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0	1.0 <sup>※1</sup>
電気盤	4.0	1.0 <sup>※1</sup>
燃料集合体	7.0	1.0 <sup>※1</sup>
制御棒駆動装置	3.5	1.0 <sup>※1</sup>
配管系	0.5~3.0 <sup>※1</sup>	0.5~3.0 <sup>※1</sup>
燃料交換機	2.0 <sup>※1</sup>	1.5~2.0 <sup>※1</sup>
天井クレーン	2.0 <sup>※1</sup>	2.0 <sup>※1</sup>

※1 試験・研究等にて妥当性が確認された値。参考文献 2、3、4 参照。配管系の減衰定数の詳細を表-4.2.4 に示す。

表-4.2.4 配管系減衰定数

配管区分		減衰定数(%) <sup>※2</sup>	
		保温材有	保温材無
I	スナッパ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（スナッパ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	スナッパ、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

※2 「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。

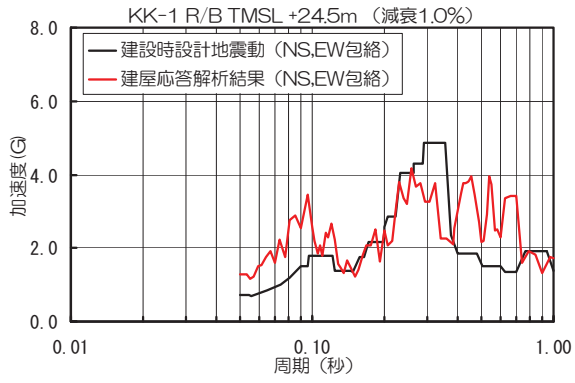


図-4.2.1 (1) 天井クレーン階 (TMSL+24.5m)

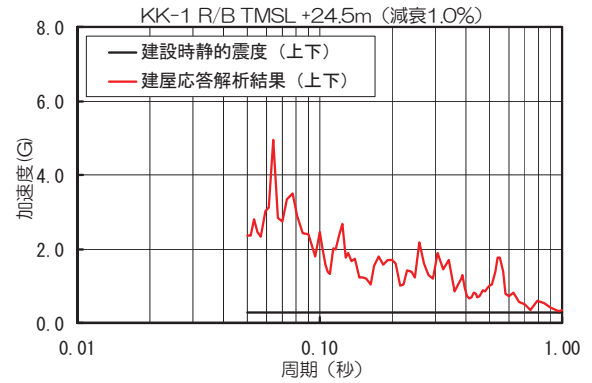


図-4.2.1 (2) 天井クレーン階 (TMSL+24.5m)

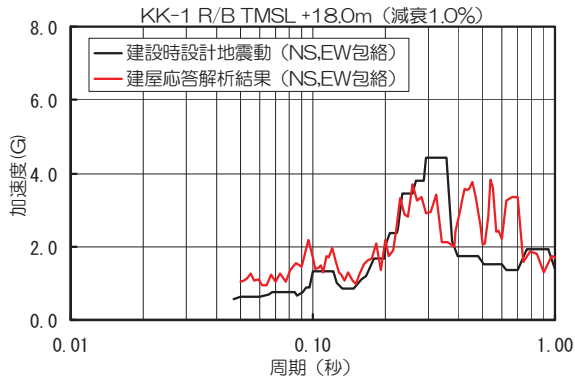


図-4.2.1 (3) 3階 (TMSL+18.0m)

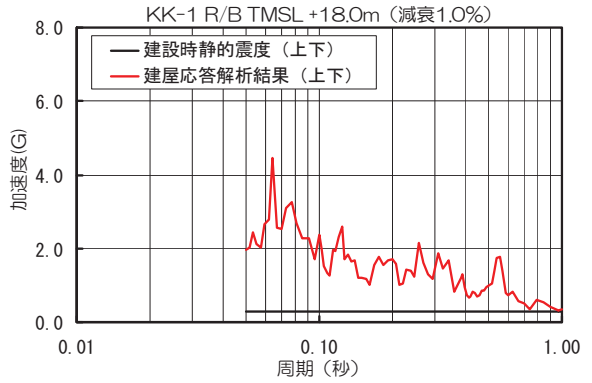


図-4.2.1 (4) 3階 (TMSL+18.0m)

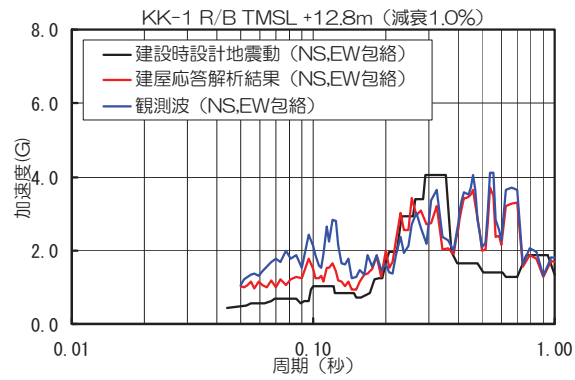


図-4.2.1(5) 2階 (TMSL+12.8 m)

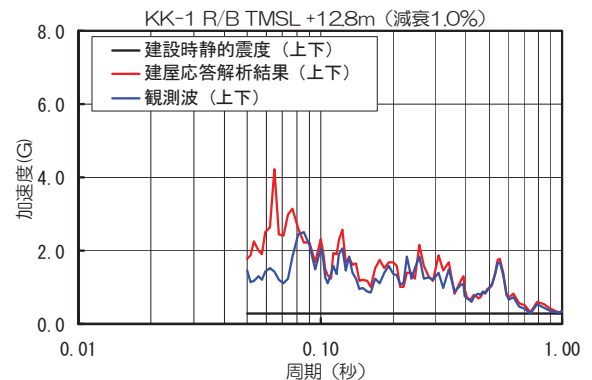


図-4.2.1(6) 2階 (TMSL+12.8 m)

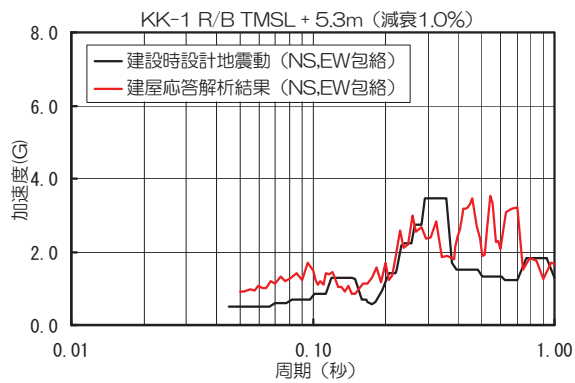


図-4.2.1(7) 1階 (TMSL+5.3 m)

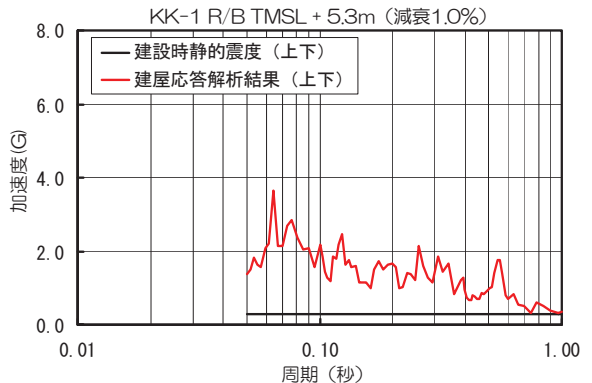


図-4.2.1(8) 1階 (TMSL+5.3 m)

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%)



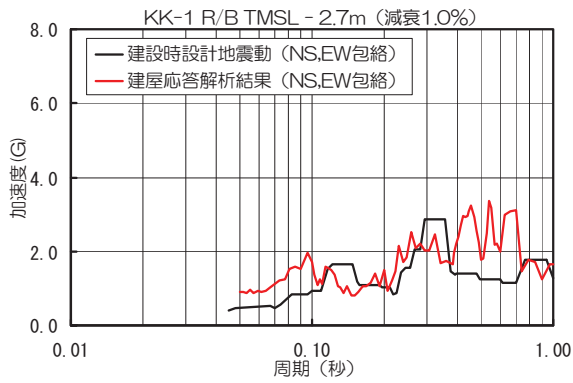


図-4.2.1(9) 地下1階 (TMSL-2.7m)

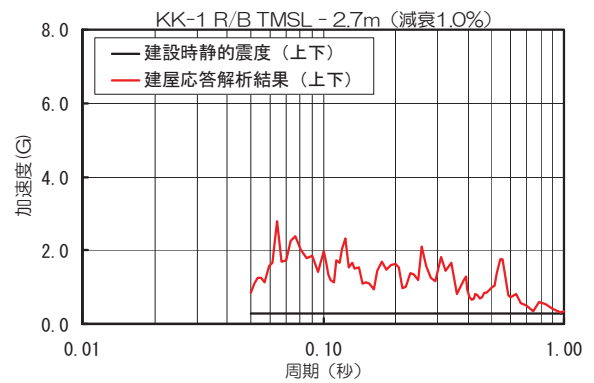


図-4.2.1(10) 地下1階 (TMSL-2.7m)

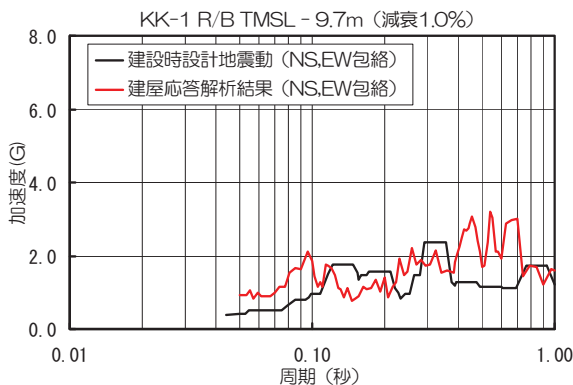


図-4.2.1(11) 地下2階 (TMSL-9.7m)

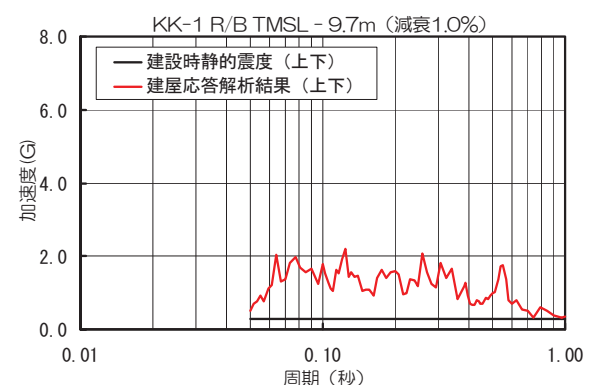


図-4.2.1(12) 地下2階 (TMSL-9.7m)

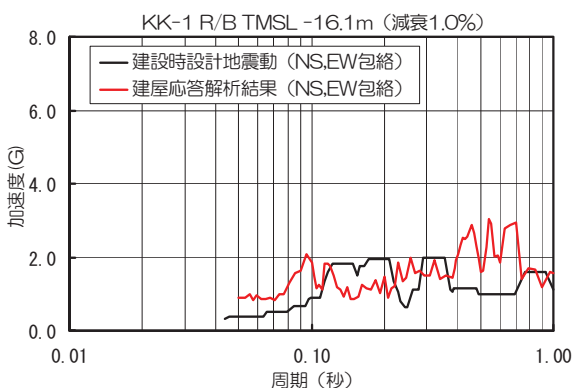


図-4.2.1(13) 地下3階 (TMSL-16.1m)

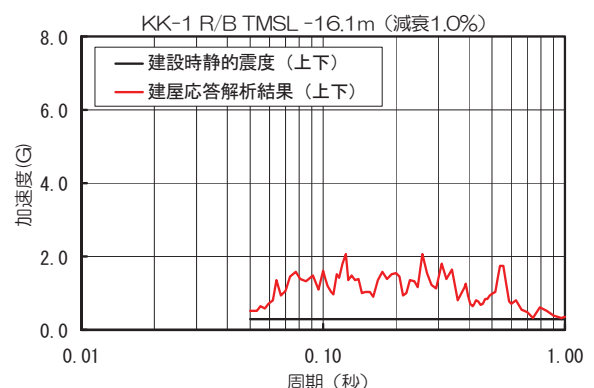


図-4.2.1(14) 地下3階 (TMSL-16.1m)

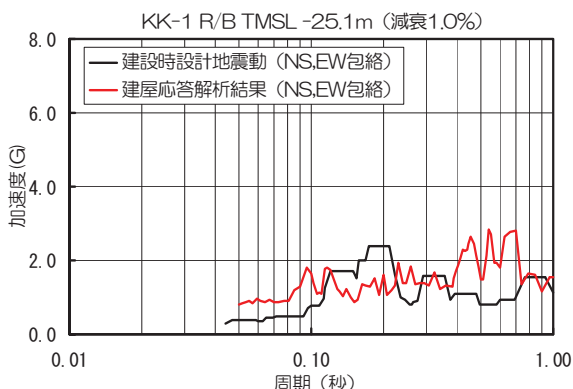


図-4.2.1(15) 地下4階 (TMSL-25.1m)

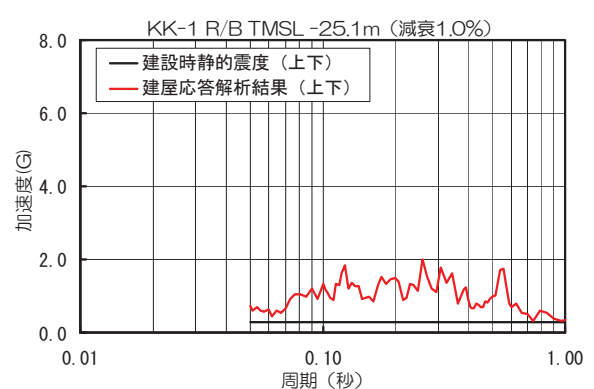


図-4.2.1(16) 地下4階 (TMSL-25.1m)

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%)

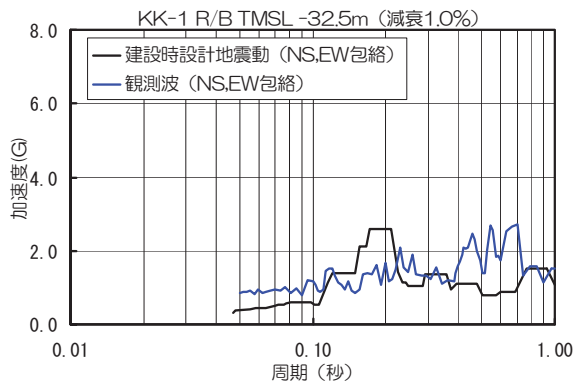


図-4.2.1(17) 基礎版上 (TMSL-32.5m)

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%)

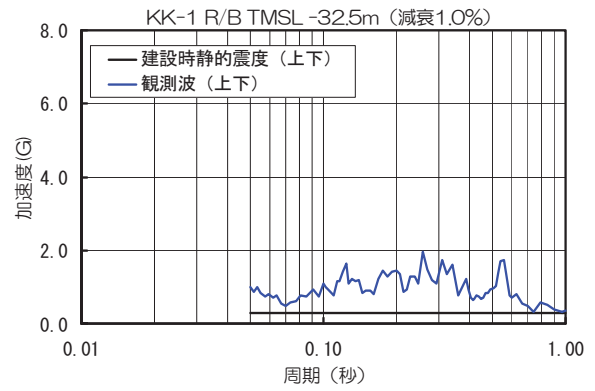


図-4.2.1(18) 基礎版上 (TMSL-32.5m)

原子炉建屋上下方向床応答スペクトル  
(減衰 1.0%)

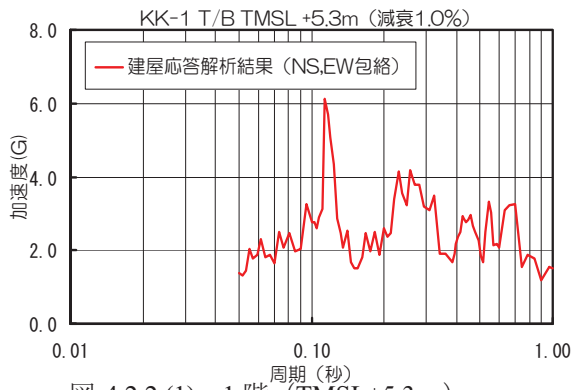


図-4.2.2(1) 1階 (TMSL+5.3 m)

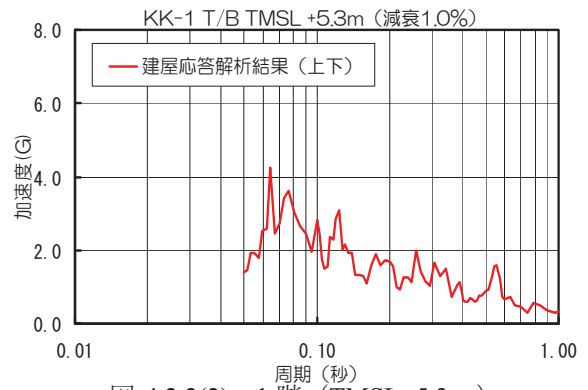


図-4.2.2(2) 1階 (TMSL+5.3 m)

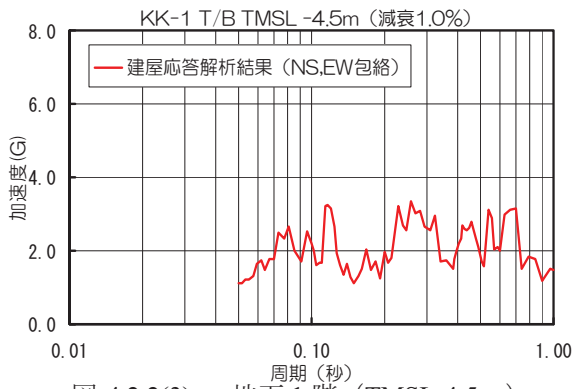


図-4.2.2(3) 地下1階 (TMSL-4.5 m)

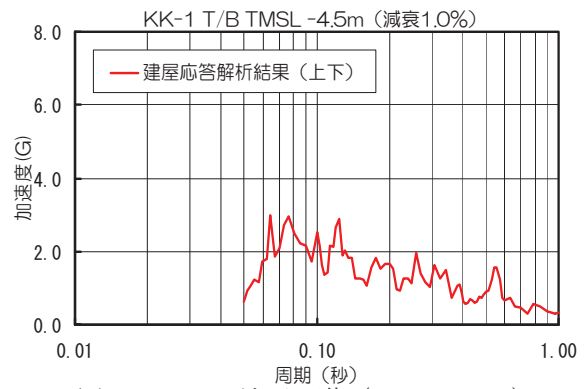


図-4.2.2(4) 地下1階 (TMSL-4.5 m)

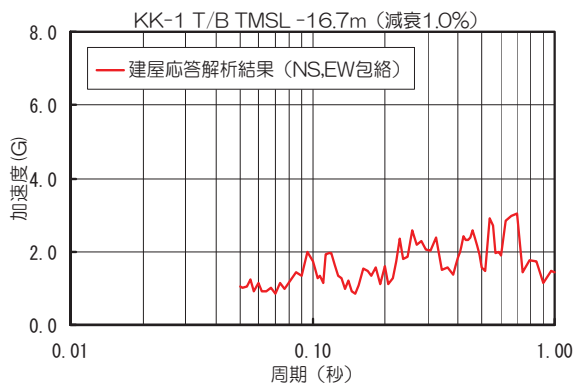


図-4.2.2(5) 地下2階 (TMSL-16.7 m)

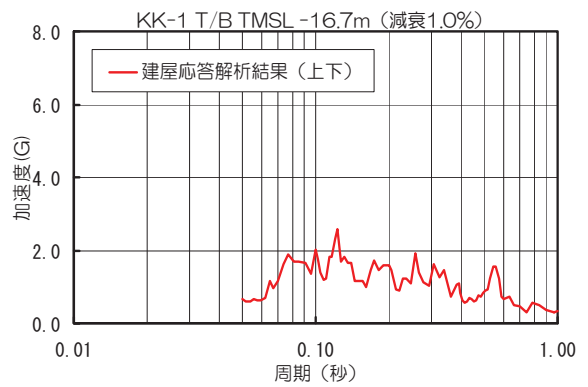


図-4.2.2(6) 地下2階 (TMSL-16.7 m)

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

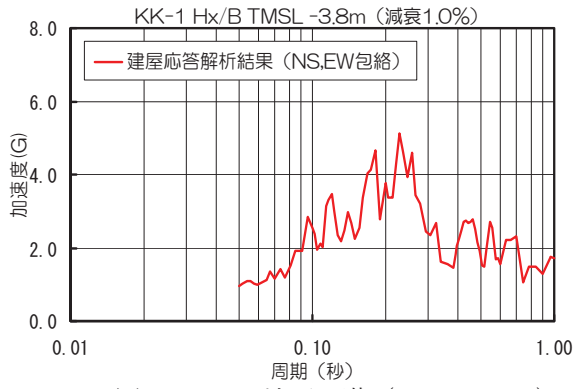


図-4.2.3(1) 地下1階 (TMSL-3.8 m)

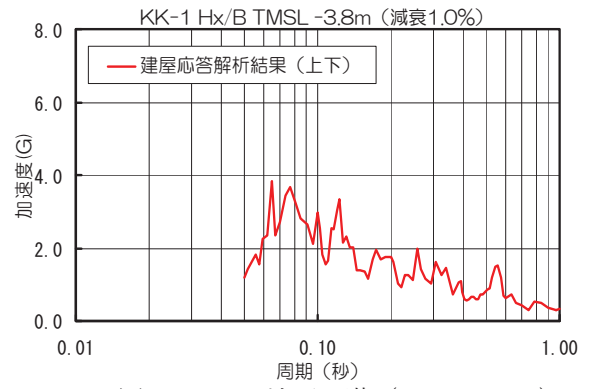


図-4.2.3(2) 地下1階 (TMSL-3.8 m)

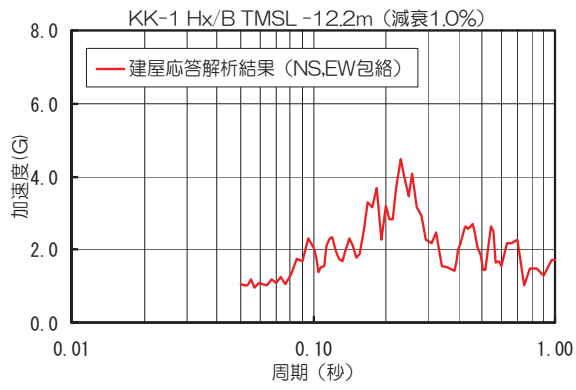


図-4.2.3(3) 地下2階 (TMSL-12.2 m)

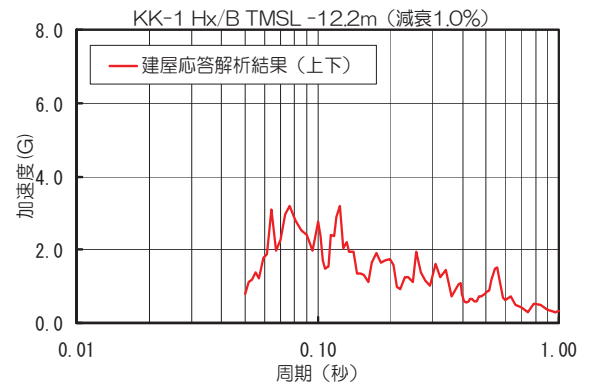


図-4.2.3(4) 地下2階 (TMSL-12.2 m)

海水機器建屋水平方向床応答スペクトル

海水機器建屋上下方向床応答スペクトル

表-4.2.5 原子炉建屋最大床加速度

高さ TMSL(m)	床加速度×1.2 (G)		
	NS 方向	EW 方向	上下方向
36.0	1.05	2.00	0.97
24.5	0.78	1.29	0.82
18.0	0.67	1.02	0.72
12.8	0.74	1.09	0.49
5.3	0.52	0.98	0.61
-2.7	0.46	0.94	0.55
-9.7	0.44	0.90	0.56
-16.1	0.43	0.88	0.57
-25.1	0.42	0.85	0.54
-32.5	0.39	0.84	0.50

表-4.2.6 タービン建屋最大床加速度

高さ TMSL(m)	床加速度×1.2 (G)		
	NS 方向	EW 方向	上下方向
5.3	0.68	1.11	0.67
-4.5	0.59	1.01	0.57
-16.7	0.49	0.88	0.57

表-4.2.7 海水機器建屋最大床加速度

高さ TMSL(m)	床加速度×1.2 (G)		
	NS 方向	EW 方向	上下方向
5.3	0.86	1.21	0.73
-3.8	0.79	1.00	0.71
-12.2	0.71	0.99	0.64

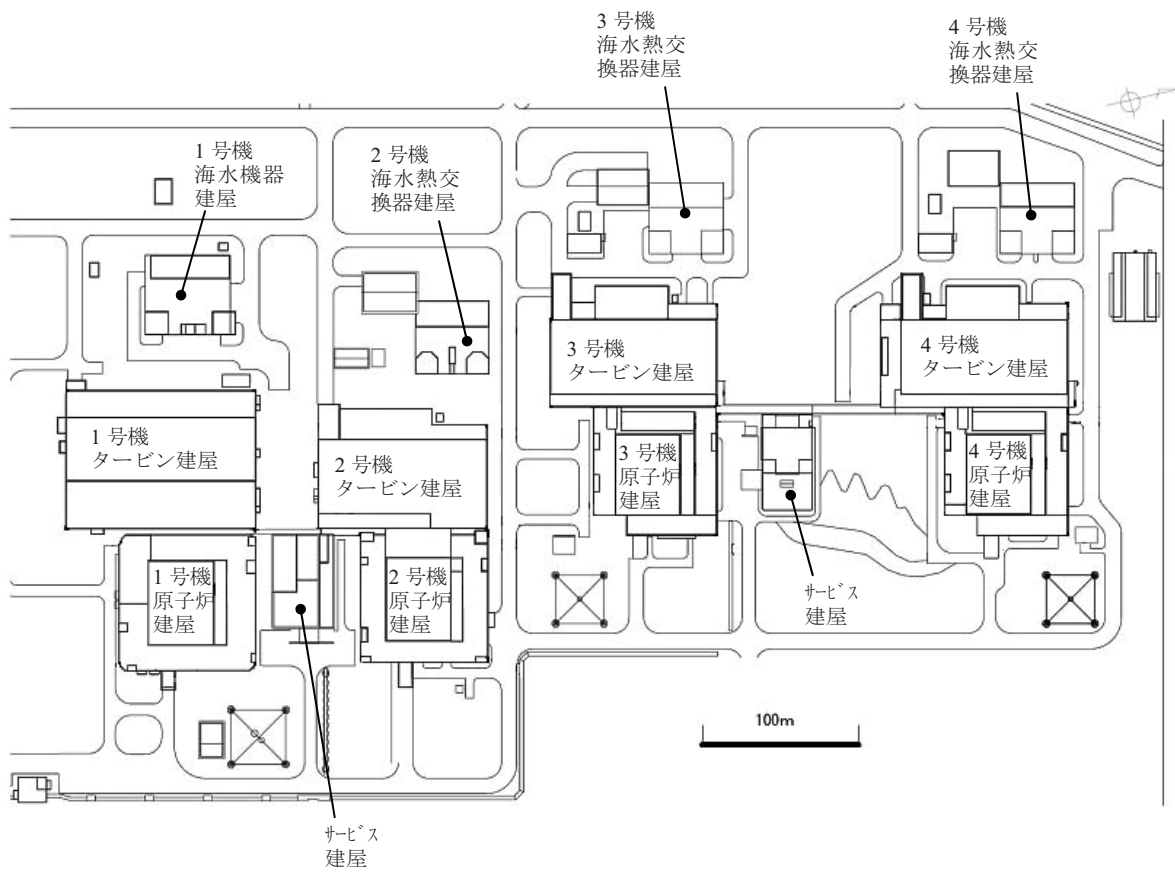


図-4.2.4 1号機各建屋配置図

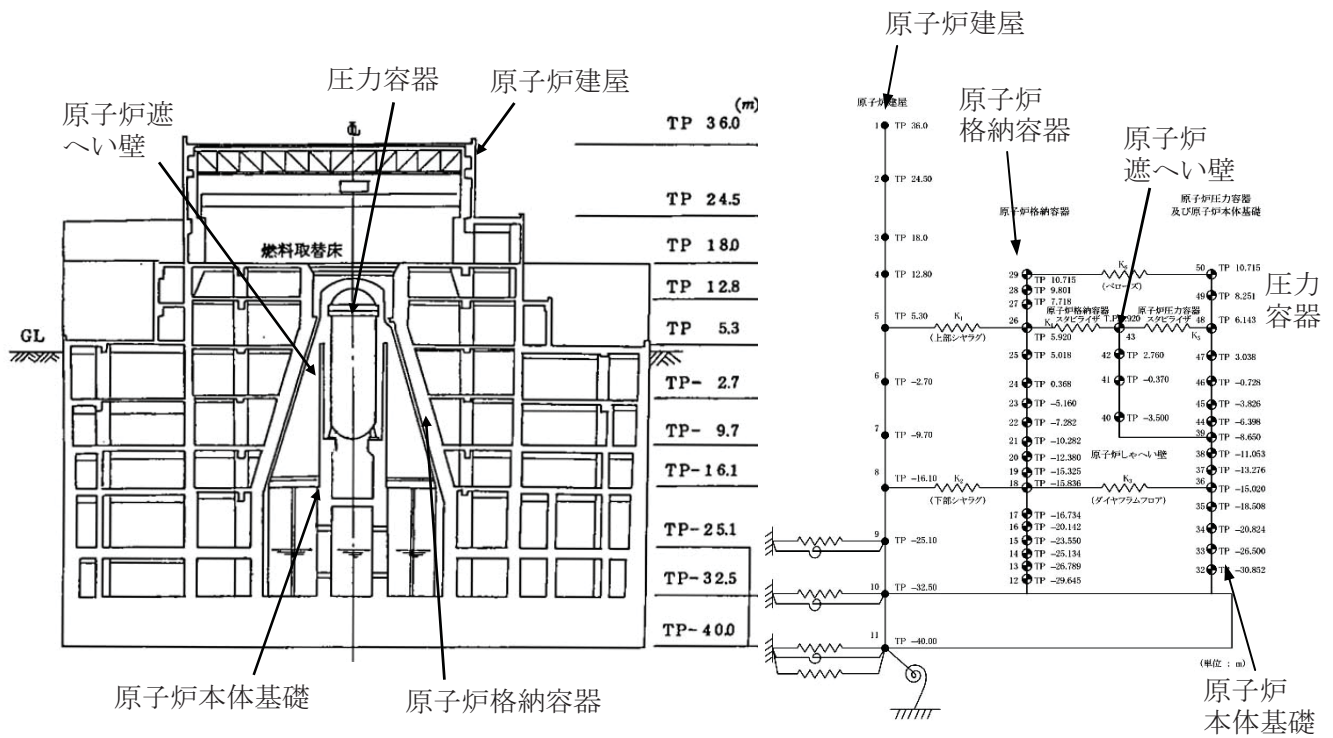


図-4.2.5(1) 原子炉格納容器 - 原子炉压力容器解析モデル

# 原子炉建屋

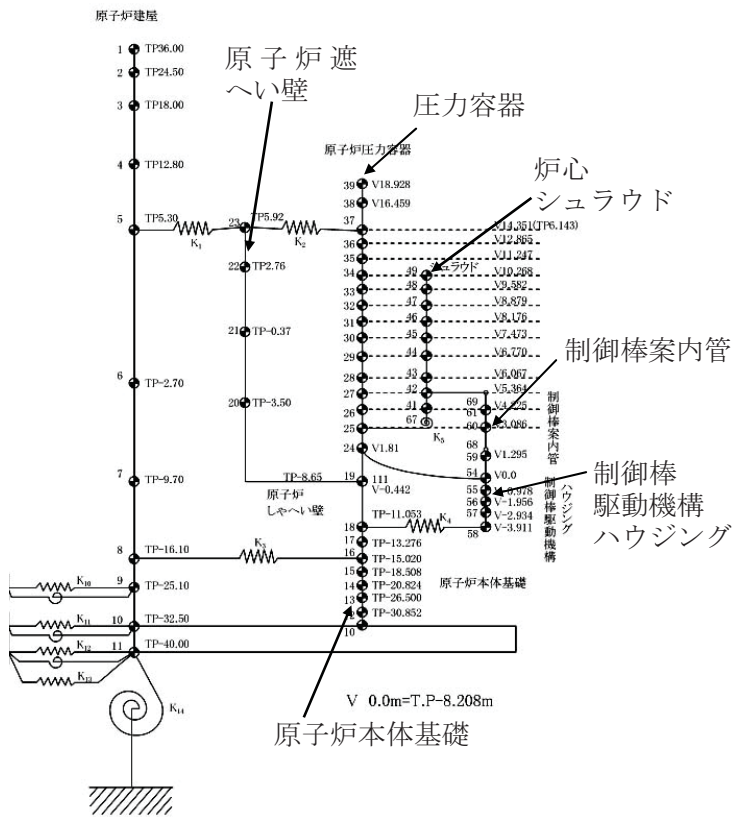
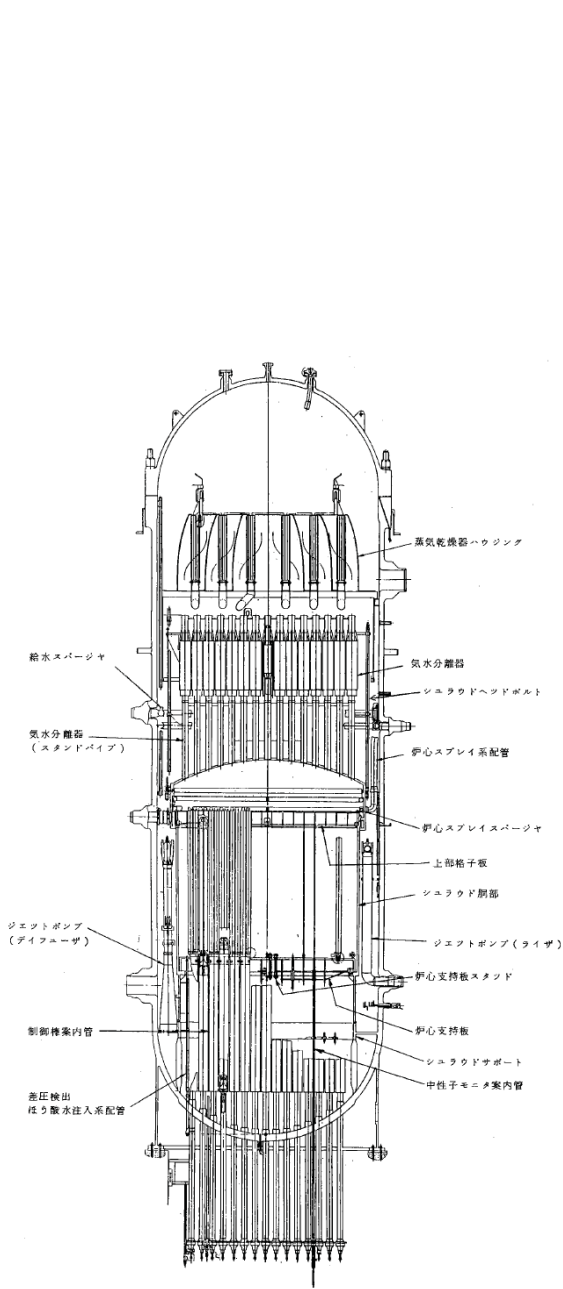


図-4.2.5 (2) 炉内構造物解析モデル (水平方向)

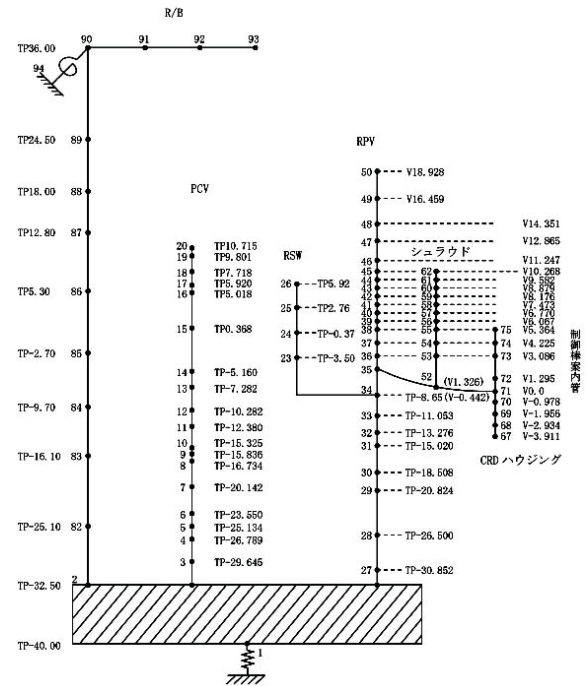
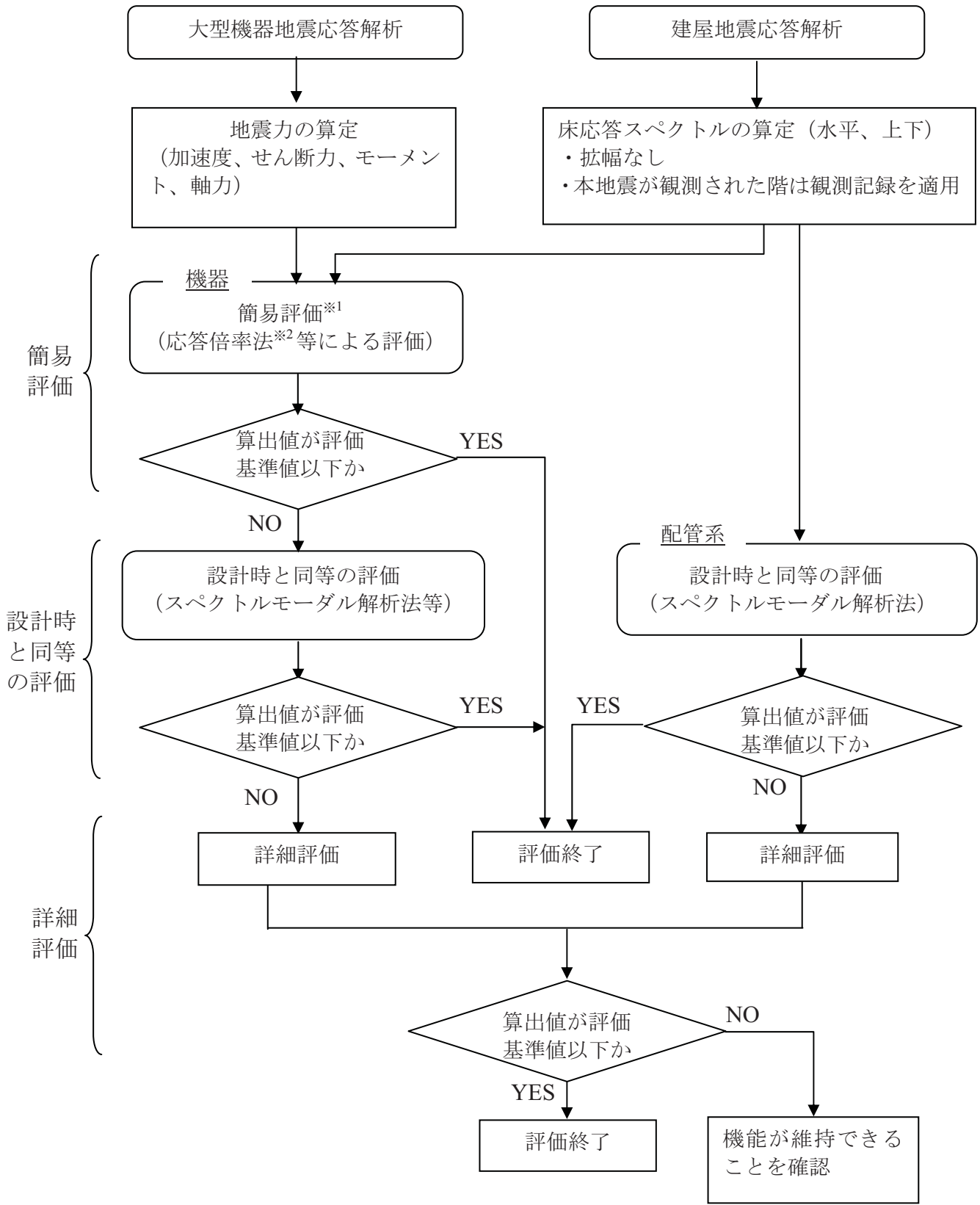


図-4.2.5 (3) 炉内構造物解析モデル (上下方向)





※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-4.2.6 地震応答解析の手順

## ※2 応答倍率法による評価

地震観測記録にもとづく地震力による算出値は、以下の方法で求める。

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

上記の応答比は以下による。

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

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

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

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

表-4.2.8 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	原子炉圧力容器円筒胴	円筒胴	膜	184	303	A	
		制御棒貫通孔	スタブチューブ	膜+曲げ	200	271	A	
		支持スカート	スカート	座屈	0.17	1	A	発生値は評価基準値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	組合せ	23	499	A	
		再循環水出口ノズル(N1)	ノズルセーフエント	膜	81	143	A	
		主蒸気ノズル(N3)	ノズルセーフエント	膜	111	188	A	
		給水ノズル(N4)	ノズルセーフエント	膜	99	188	A	
		低圧注水ノズル(N6)	ノズルセーフエント	膜	91	188	A	
		原子炉圧力容器スタビライザ	ガセット	曲げ	153	228	A	
		原子炉格納容器スタビライザ	トラスビームフランジ補強板	せん断	114	135	A	評価基準値は常温での値
		制御棒駆動機構ハウジング支持金具	レストレイントビーム	圧縮	110	192	A	
		ブラケット類	スタビライザブラケット	膜+曲げ	200	454	A	

注) 評価手法 A: 簡易評価、B: 設計時と同等の評価、C: 詳細評価

表-4.2.8 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	給水スパー ज्या	エンドプレート	膜+曲げ	9	214	A	
		低圧及び高圧炉心スプレ ィスパー ज्या	パイプ	膜+曲げ	36	139	A	
		低圧及び高圧炉心スプレ ィ系配管(原子炉圧力容器 内部)	パイプ	膜+曲げ	30	172	B	評価基準値は常温での 値
		残留熱除去系(低圧注水 系)配管(原子炉圧力容 器内部)	スリーブ	膜+曲げ	9	214	A	
		差圧検出ほう酸水注入 系配管	パイプ	膜+曲げ	156	214	A	
		ジェットポンプ	ライザー 中央部	膜+曲げ	52	174	A	
		中性子束モニタ案内管	案内管	膜+曲げ	94	106	B	評価基準値は常温での 値
	炉心支持構造物	炉心シュラウド	下部胴	膜	21	92	A	
		シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	35	216	A	
		炉心支持板	炉心支持 板	膜+曲げ	77	161	A	
		制御棒案内管	制御棒案 内管中央 部	膜+曲げ	26	139	A	
	原子 炉本 体 の 基 礎	アンカボルト	アンカボルト部 コンクリート	引抜力	2771 (kN/6° 40')	4576 (kN/6° 40')	B	
		ベアリングプレート	ベアリング プレート	曲げ	297	492	B	

注) 評価手法 A: 簡易評価、B: 設計時と同等の評価、C: 詳細評価

表-4.2.8 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	曲げ	29	209	A	
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ	基礎 ボルト	せん断	10	133	A	
		ほう酸水注入系貯蔵 タンク	胴板	膜	50	188	A	
	核計測装置	LPRM 検出器集合体	カバーチューブ	膜+曲げ	100	200	B	評価基準値は常温での 値
		SRM/IRM ドライチューブ	ドライチューブ	膜+曲げ	110	308	B	評価基準値は常温での 値
		原子炉系計装ラック	締付 ボルト	引張	5	173	A	
		ベンチ形制御盤	締付 ボルト	引張	4	173	A	
		直立形制御盤	締付 ボルト	引張	10	173	A	
		格納容器内雰囲気 モニタ	検出器 取付ボルト	引張	105	180	A	

注 1) 評価手法 A: 簡易評価、B: 設計時と同等の評価、C: 詳細評価

表-4.2.8 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	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器	基礎 ボルト	引張	94	169	A	
		残留熱除去系ポンプ	ディスチャージ ヘッド 取付ボルト	引張	37	456	A	
	間 ループ系	残留熱除去冷却中間ループ 系熱交換器	胴板	組合せ	163	373	A	海水機器建屋
		残留熱除去冷却中間ループ ポンプ	基礎 ボルト	せん断	5	133	A	海水機器建屋
	残留熱除去海水系	残留熱除去海水ポンプ	揚水管	引張	82	154	A	海水機器建屋
		残留熱除去海水系ストレナ	基礎 ボルト	せん断	44	366	A	海水機器建屋
	原子炉隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却系 ポンプ	基礎 ボルト	せん断	24	130	A	
		原子炉隔離時冷却系蒸気 駆動タービン	基礎 ボルト	引張	23	169	A	
	高圧炉心 スプレイ系	高圧炉心スプレイ系ポンプ	ディスチャージ ヘッド 取付ボルト	引張	48	474	A	
	低圧炉心 スプレイ系	低圧炉心スプレイ系ポンプ	ディスチャージ ヘッド 取付ボルト	引張	37	474	A	
		低圧炉心スプレイ系ストレナ	多孔プレート ポケットシート	膜+曲げ	150	169	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
	主蒸気系	主蒸気逃がし安全弁用 アキュムレータ	ボルト	せん断	17	117	A	

注 1) 評価手法 A: 簡易評価、B: 設計時と同等の評価、C: 詳細評価

注 2) 海水機器建屋応答加速度で評価した設備は備考に記載 (原子炉複合建屋の場合は記載なし)

表-4.2.8 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 炉格納施設	原子炉格納容器 (ドライウェル)	下部円錐胴部	膜	21	229	A		
		サブプレッションチェンバ	サブプレッションチェンバ基部	座屈	0.27	1	B	発生値は評価基準値に対する比率で示す
		上部シヤラグ	内側フィメールシヤラグ	曲げ	255	265	B	注2) 評価基準値は常温での値
		下部シヤラグ	ダイヤフラムフロアビームシート取付部側板	組合せ	163	229	A	
		配管貫通部	管台	膜	50	180	A	X-5
		電線ケーブル貫通部	電線ケーブル貫通部	膜+曲げ	223	271	A	X-105A
		ベント管	ベント管	膜+曲げ	24	229	B	
		サブプレッションチェンバスプレイ管	サブプレッションチェンバスプレイヘッド	膜+曲げ	63	186	B	
		ダイヤフラムフロア	シヤコネクタ	せん断	59kN	75kN	B	
	御系 可燃性 ガス 濃度 制	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ	ブレース	圧縮	10	162	A	
可燃性ガス濃度制御系再結合装置構造物		基礎ボルト	せん断	31	130	A		

注1) 評価手法 A:簡易評価、B:設計時と同等の評価、C: 詳細評価

注2) 内側フィメールシヤラグを評価するにあたり、内側メイルシヤラグを有限要素でモデル化した。設計時と同等の評価で求めた当該評価部位の算出値は257MPa。

表-4.2.8 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	基礎ボルト	せん断	33	130	A		
		非常用ガス処理系冷却送風機	基礎ボルト	せん断	11	130	A		
		前置非常用ガス処理装置	スライドボルト	せん断	227	342	A		
		後置非常用ガス処理装置	スライドボルト	せん断	168	342	A		
	放射線管理用計測装置	燃料取替エリア排気放射線モニタ	検出器取付ボルト	引張	3	180	A		
		格納容器内雰囲気放射線モニタ	支持部固定ボルト	せん断	3	135	A		
	中央制御室換気空調系	C/A 送風機	基礎ボルト	引張	48	173	A		
		C/A 排風機	基礎ボルト	引張	5	173	A		
		C/A 再循環送風機	基礎ボルト	引張	40	173	A		
		C/A 再循環空気浄化装置	基礎ボルト	せん断	32	133	A		
	燃料設備	燃料設備	燃料交換機	構造物フレーム	組合せ	144	241	B	
			原子炉複合建屋原子炉棟クレーン	クレーンガーダ	曲げ	128	309	B	
			使用済燃料貯蔵ラック	ラック本体	引張	145	205	A	
制御棒・破損燃料貯蔵ラック			基礎ボルト	引張	60	455	A		
使用済燃料貯蔵プール・キャスクピット			プールライニング	ひずみ	0.0011	0.003	A		

注 1) 評価手法 A: 簡易評価、B: 設計時と同等の評価、C: 詳細評価



表-4.2.8 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			
附帯設備	非常用ディーゼル発電設備	ディーゼル機関	基礎ボルト	引張	47	254	A	
		空気だめ	基礎ボルト	引張	15	173	A	
		燃料ディタンク	基礎ボルト	せん断	11	122	A	
		発電機	軸受台取付ボルト	引張	14	180	A	
	高圧炉心スプレイスディーゼル発電設備	ディーゼル機関	基礎ボルト	引張	44	254	A	
		空気だめ	基礎ボルト	引張	15	173	A	
		燃料ディタンク	基礎ボルト	せん断	7	122	A	
		発電機	基礎ボルト	せん断	15	195	A	
	その他発電装置	125V 充電器	締付ボルト	引張	19	173	A	
		125V 蓄電池	締付ボルト	せん断	12	133	A	
		バイタル交流電源設備	締付ボルト	せん断	5	133	A	
	非常用補機冷却中間ループ系	非常用補機冷却中間ループ系熱交換器	胴板	組合せ	104	415	A	海水機器建屋
		非常用補機冷却中間ループポンプ	基礎ボルト	引張	6	173	A	海水機器建屋
	高圧炉心スプレイス冷却中間ループ系	高圧炉心スプレイス冷却中間ループ系熱交換器	胴板	組合せ	111	415	A	海水機器建屋
高圧炉心スプレイス冷却中間ループポンプ		電動機取付ボルト	引張	6	173	A	海水機器建屋	
高圧炉心スプレイス海水系	高圧炉心スプレイス海水ポンプ	揚水管	引張	27	154	A	海水機器建屋	
	高圧炉心スプレイス海水系ストレナ	基礎ボルト	せん断	17	366	A	海水機器建屋	

注 1) 評価手法 A: 簡易評価、B: 設計時と同等の評価、C: 詳細評価

注 2) 海水機器建屋応答加速度で評価した設備は備考に記載 (原子炉複合建屋の場合は記載なし)

表-4.2.8 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)	評価手法	備考	
			MPa	MPa			
配管	主蒸気系	配管	一次	146	245	B	注4) 主蒸気逃がし安全弁吹き出しによる機械的荷重は考慮せず。 評価基準値は常温での値
		支持構造物	スナッパ反力	50kN	88kN	B	注4) 評価基準値は設計容量 (定格容量×1.5)
	原子炉冷却材再循環系	配管	一次	151	360	B	注4) 3方向同時時刻歴解析 評価基準値は常温での値
		支持構造物	スナッパ反力	533kN	607kN	C	注4) 評価基準値はミルシートを用いた構造強度評価値 設計容量(定格容量×1.5)は367kN
	給水系	配管	一次	145	360	B	注4) 評価基準値は常温での値
		支持構造物	スナッパ反力	202kN	235kN	B	注4) 評価基準値は設計容量 (定格容量×1.5)
	原子炉冷却材浄化系	配管	一次	79	245	B	注4) 評価基準値は常温での値
		支持構造物	スナッパ反力	13kN (12.3kN)	14kN (14.7kN)	B	注4) 評価基準値は設計容量 (定格容量×1.5)
	放射性ドレン移送系	配管	一次	111	150	B	
		支持構造物	スナッパ反力	6kN	10kN	B	評価基準値は設計容量 (定格容量×1.5)
	制御棒駆動系	配管	一次	86	129	B	制御棒挿入による機械的荷重を考慮せず
		支持構造物	組合せ	175	234	B	
	ほう酸水注入系	配管	一次	174	265	B	注4) 評価基準値は常温での値
		支持構造物	スナッパ反力	2kN	4kN	B	注4) 評価基準値は設計容量 (定格容量×1.5)

注1) 配管系:減衰定数を表-4.2.4により見直し

注2) 配管系:上下、水平の地震動の組合せはSRSS法を適用

注3) 評価手法 A:簡易評価、B:設計時と同等の評価、C:詳細評価

注4) スナッパが取外された地震時の状態を反映した評価

表-4.2.8 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		
残留熱除去系	配管	一次	74	308	B	注 4) 3 方向同時時刻歴解析 評価基準値は常温での値
	支持構造物	スナッパ 反力	53kN	75kN	C	注 4) 評価基準値はミルシートを 用いた構造強度評価値 設計容量 (定格容量×1.5) は 44kN
原子炉隔離時冷却系	配管	一次	82	274	B	
	支持構造物	スナッパ 反力	11kN	44kN	B	評価基準値は設計容量 (定格容量×1.5)
高圧炉心スプレイ系	配管	一次	132	308	B	注 4) 評価基準値は常温での値
	支持構造物	スナッパ 反力	140kN	224kN	B	注 4)、注 5) 設計容量 (定格容量×1.5) は 147kN
低圧炉心スプレイ系	配管	一次	42	308	B	注 4) 評価基準値は常温での値
	支持構造物	スナッパ 反力	31kN	88kN	B	注 4) 評価基準値は設計容量 (定格容量×1.5)
燃料プール冷却浄化系	配管	一次	67	159	B	
	支持構造物	組合せ	55	245	B	
非常用ガス処理系	配管	一次	26	209	B	
	支持構造物	組合せ	32	245	B	
可燃性ガス濃度制御系	配管	一次	81	211	B	
	支持構造物	スナッパ 反力	6kN	14kN	B	評価基準値は設計容量 (定格容量×1.5)
不活性ガス系	配管	一次	77	201	B	
	支持構造物	スナッパ 反力	56kN	88kN	B	評価基準値は設計容量 (定格容量×1.5)

注 1) 配管系:減衰定数を表-4.2.4 により見直し

注 2) 配管系:上下、水平の地震動の組合せは SRSS 法を適用

注 3) 評価手法 A:簡易評価、B:設計時と同等の評価、C: 詳細評価

注 4) スナッパが取外された地震時の状態を反映した評価

注 5) 設計時と同等の評価(B 評価)でも算出値は評価基準値を満足するが、建屋応答解析と観測記録との相違検討を考慮し、構造強度評価値を評価基準値とした。(添付資料-2-2)

表-4.2.8 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		
非常用補機冷却中間ループ系	配管	一次	95	229	B	
	支持構造物	組合せ	32	245	B	
残留熱除去冷却中間ループ系	配管	一次	133	233	B	
	支持構造物	スナッパ反力	66kN	147kN	B	評価基準値は設計容量 (定格容量×1.5)
高圧炉心スプレイデューゼル海水系	配管	一次	52	239	B	海水機器建屋
	支持構造物	組合せ	18	245	B	海水機器建屋
高圧炉心スプレイデューゼル冷却中間ループ系	配管	一次	82	229	B	海水機器建屋
	支持構造物	組合せ	23	245	B	海水機器建屋
原子炉補機冷却中間ループ系	配管	一次	139	185	B	
	支持構造物	スナッパ反力	10kN	14kN	B	評価基準値は設計容量 (定格容量×1.5)
残留熱除去海水系	配管	一次	59	241	B	海水機器建屋
	支持構造物	スナッパ反力	26kN	110kN	B	評価基準値は設計容量 (定格容量×1.5)
主蒸気隔離弁漏えい抑制系	配管	一次	93	182	B	海水機器建屋
	支持構造物	スナッパ反力	6kN	10kN	B	評価基準値は設計容量 (定格容量×1.5)
補給水系	配管	一次	81	188	B	
	支持構造物	組合せ	64	245	B	評価基準値は設計容量 (定格容量×1.5)

注1) 配管系:減衰定数を表-4.2.4により見直し

注2) 配管系:上下、水平の地震動の組合せはSRSS法を適用

注3) 評価手法 A:簡易評価、B:設計時と同等の評価

注4) スナッパが取外された地震時の状態を反映した評価

注5) 海水機器建屋応答加速度で評価した設備は備考に記載(原子炉複合建屋の場合は記載なし)

表-4.2.9 本震時の疲労評価結果（3方向同時時刻歴応答解析による評価）

対象設備	地震荷重による 1次+2次応力 (MPa)		疲労評価					U+US	評価 基準値
	算出値	許容値 3Sm	運転状態 I、II <sup>※2</sup>	新潟県中越沖地震時					
				疲れ累積 係数:U	繰返しピーク 応力強 さ(MPa)	等価繰返 し回数	疲れ累積係 数:US		
主蒸気系配管	501	480	0.0611 <sup>※3</sup>	251	11回	0.0011	0.0622	1	
給水ノズル(N4)	60	383	0.080	54	0回	0	0.080		
残留熱除去冷却 中間ループ系配管	361 <sup>※1</sup>	465 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>	181 <sup>※1</sup>	10回	0.0003	0.0003		

※1：クラス3配管についてもクラス1配管と同様に疲労評価を実施した。

※2：「運転状態I」とは、原子炉施設の通常運転時の状態をいう。

「運転状態II」とは、運転状態Iから逸脱した運転状態であって、運転状態III、運転状態IVおよび耐圧試験状態以外の状態をいう。

「運転状態III」とは、原子炉施設の故障、異常な作動等により原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる運転状態をいう。

「運転状態IV」とは、原子炉施設の安全性を評価する観点から異常な状態を想定した運転状態をいう。

※3：定期安全レビュー時に評価した設計寿命に対する疲れ累積係数の最大値。

※4：設計時においては1次+2次応力が3Sm以下であるためJEAG4601に従い疲れ累積係数は算出していない。

表-4.2.10 本震時の疲労評価結果（等価繰返し回数を60回とした場合の評価結果）

対象設備	地震荷重による 1次+2次応力 (MPa)		疲労評価					U+US	評価 基準値
	算出値	許容値	運転状態 I、II <sup>※1</sup>	新潟県中越沖地震時					
				疲れ累積 係数:U	繰返しピーク 応力強 さ(MPa)	等価繰返 し回数	疲れ累積係 数:US		
主蒸気系配管	486 <sup>※2</sup>	480 (3Sm)	0.0611 <sup>※3</sup>	249 <sup>※2</sup>	60	0.0055	0.0666	1	
給水ノズル(N4)	62 <sup>※4</sup>	383 (3Sm)	0.080	105 <sup>※4</sup>	60	0.0004	0.081		
残留熱除去冷却 中間ループ系配管	189 <sup>※2</sup>	466 (2Sy)	— <sup>※5</sup>	235 <sup>※2</sup>	60	0.0047	0.0047		

※1：「運転状態I」とは、原子炉施設の通常運転時の状態をいう。

「運転状態II」とは、運転状態Iから逸脱した運転状態であって、運転状態III、運転状態IVおよび耐圧試験状態以外の状態をいう。

「運転状態III」とは、原子炉施設の故障、異常な作動等により原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる運転状態をいう。

「運転状態IV」とは、原子炉施設の安全性を評価する観点から異常な状態を想定した運転状態をいう。

※2：スペクトルモーダル解析により計算した本震時の1次+2次応力、繰返しピーク応力強さ

※3：定期安全レビュー時に評価した設計寿命に対する疲れ累積係数の最大値。

※4：簡易評価を用いて計算した本震時の1次+2次応力、繰返しピーク応力強さ

※5：設計時においては1次+2次応力が3Sm以下であるためJEAG4601に従い疲れ累積係数は算出していない。

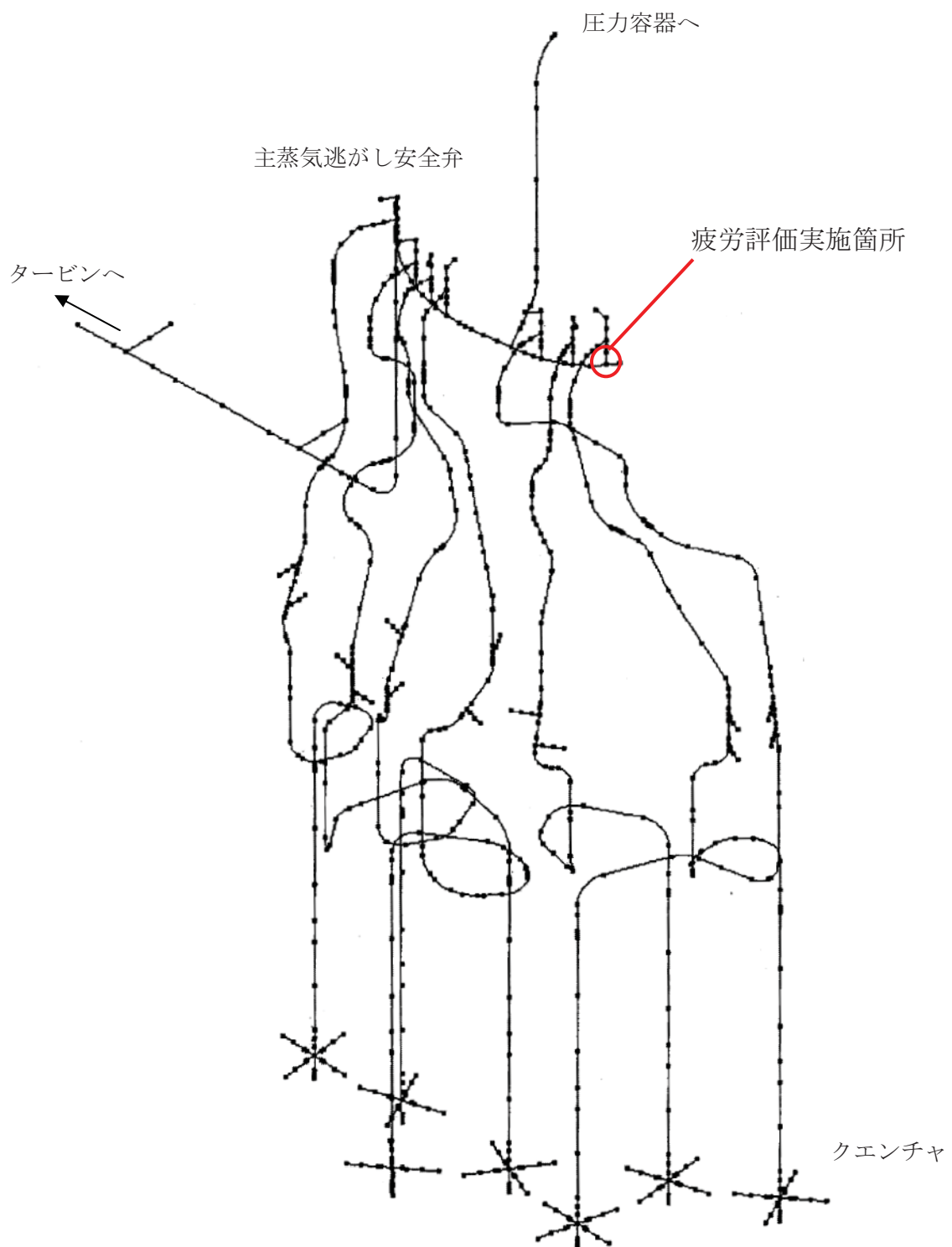


図-4.2.7 主蒸気系配管疲労評価実施箇所

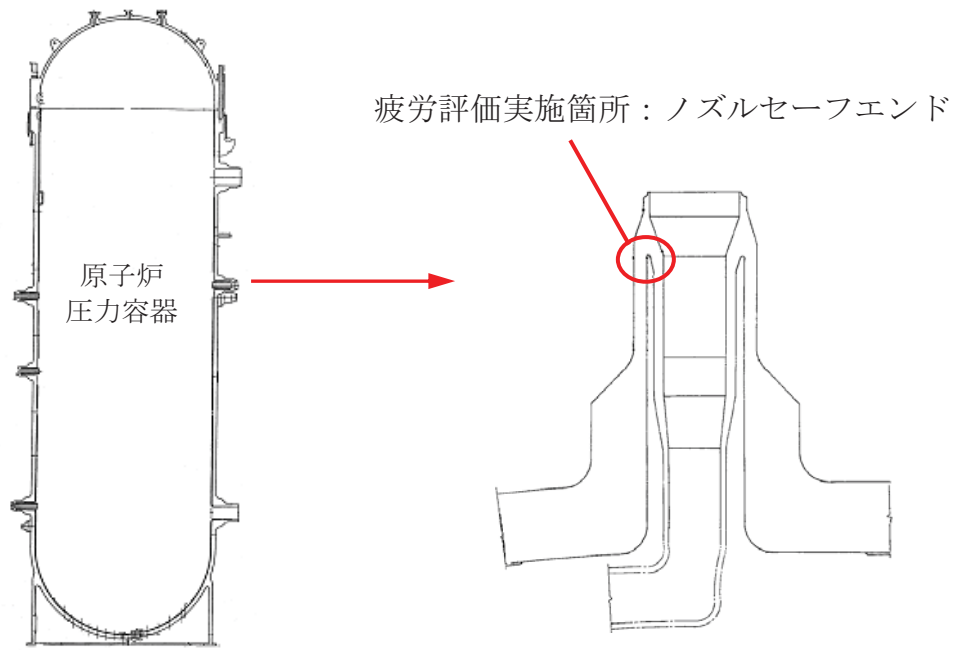


図-4.2.8 給水ノズル疲労評価実施箇所

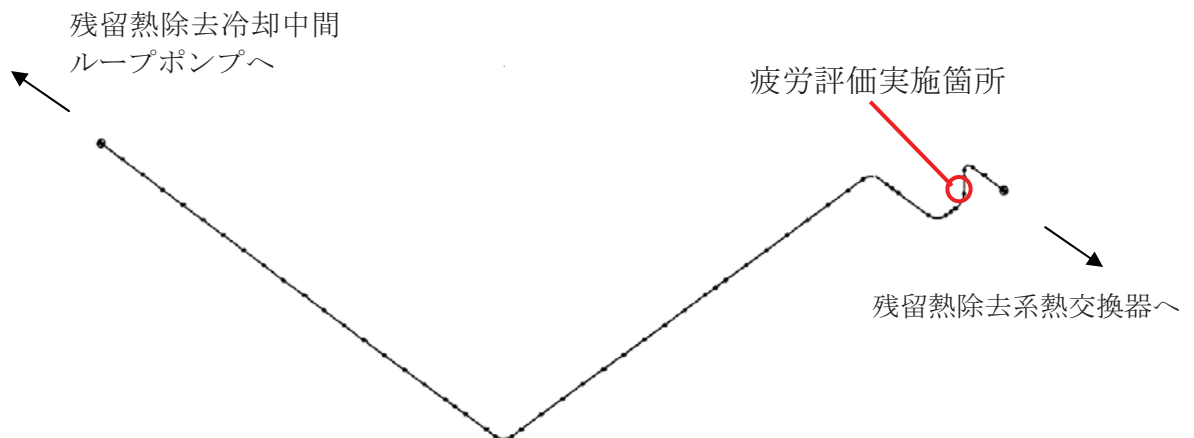


図-4.2.9 残留熱除去冷却中間ループ系配管疲労評価実施箇所

表-4.2.11 動的機能維持評価結果(1/4)

評価対象設備	水平加速度 (G)		上下加速度 (G)		備考
	応答 加速度	評価基準値	応答 加速度	評価基準値	
ほう酸水注入ポンプ	0.8	1.6	0.5	1.0	
残留熱除去系ポンプ	0.7	10.0	0.5	1.0	
残留熱除去冷却中間ループ ポンプ	0.9	1.4	0.6	1.0	
残留熱除去海水ポンプ	4.4	10.0	0.7	1.0	
原子炉隔離時冷却系ポンプ	0.8	1.4	0.5	1.0	
原子炉隔離時冷却系 蒸気駆動タービン	0.8	2.4	0.5	1.0	
高圧炉心スプレイ系ポンプ	0.7	10.0	0.5	1.0	
低圧炉心スプレイ系ポンプ	0.7	10.0	0.5	1.0	

注1)  $G = 9.80665(m/s^2)$

注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6 参照)



表-4.2.11 動的機能維持評価結果(2/4)

評価対象設備	水平加速度 (G)		上下加速度 (G)		備考
	応答 加速度	評価基準値	応答 加速度	評価基準値	
可燃性ガス濃度制御系 再結合装置ブロワ	0.9	2.6	0.6	1.0	
非常用ガス処理系 排風機	1.0	2.3	0.5	1.0	
非常用ガス処理系 冷却送風機	1.0	2.3	0.5	1.0	
C/A 送風機	0.9	2.6	0.6	1.0	
C/A 排風機	0.9	2.6	0.6	1.0	
C/A 再循環送風機	0.9	2.6	0.6	1.0	
非常用ディーゼル機関	0.8	1.1	0.5	1.0	
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル機関	0.8	1.1	0.5	1.0	
非常用補機冷却中間ループ ポンプ	0.9	1.4	0.6	1.0	
高圧炉心スプレイ ディーゼル冷却中間ループポンプ	0.9	1.4	0.6	1.0	
高圧炉心スプレイディーゼル海水 ポンプ	2.2	10.0	0.7	1.0	

注1)  $G = 9.80665(m/s^2)$

注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6参照)

表-4.2.11 動的機能維持評価結果(3/4)

評価対象設備		水平加速度 (G)		上下加速度 (G)		備考
		応答 加速度	評価基準値	応答 加速度	評価基準値	
弁	主蒸気系 (主蒸気外側隔離弁)	5.3	10.0	5.3	6.2	注 3)
	主蒸気系 (主蒸気逃がし安全弁)	5.7	9.6	4.0	6.1	注 3)
	原子炉冷却材再循環系 (原子炉冷却材再循環ポンプ吐出弁)	2.0	6.0	2.2	6.0	注 3)
	給水系 (給水ライン逆止弁)	1.4	6.0	3.8	6.0	注 3)
	原子炉冷却材浄化系 (CUW 系吸込ライン内側隔離弁)	1.7	6.0	0.9	6.0	注 3)
	放射性ドレン移送系 (D/W 高電導度廃液ライン第二隔離弁)	2.4	6.0	4.1	6.0	
	ほう酸水注入系 (SLC 系注入ライン外側逆止弁)	1.4	6.0	3.1	6.0	注 3)
	残留熱除去系 (RHR 系 LPCI 注入ライン試験可能 逆止弁)	2.3	6.0	1.4	6.0	注 3)
	原子炉隔離時冷却系 (RCIC 系注入弁)	2.1	6.0	1.9	6.0	
	高压炉心スプレイ系 (HPCS 系注入ライン内側試験可能 逆止弁)	2.4	6.0	2.2	6.0	注 3)
	低压炉心スプレイ系 (LPCS 系注入ライン内側試験可能 逆止弁)	2.7	6.0	1.9	6.0	注 3)
	可燃性ガス濃度制御系 (入口隔離弁)	2.5	6.0	5.1	6.0	
	不活性ガス系 (PCV ベント弁)	2.5	6.0	1.6	6.0	
	原子炉補機冷却中間ループ系 (RIW 格納容器入口隔離弁)	3.1	6.0	1.9	6.0	注 3)
主蒸気隔離弁漏えい抑制系 (MSLC プリードライン放出弁)	1.5	6.0	1.1	6.0		

注 1)  $G = 9.80665(m/s^2)$

注 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 6 参照)。

注 3) スナッチが取外された地震時の状態を反映した評価

表-4.2.11 動的機能維持評価結果(4/4)

評価対象設備	水平加速度 (G)		上下加速度 (G)		備考	
	応答 加速度	評価基準値	応答 加速度	評価基準値		
計測制御系統設備	モニタ計器 (起動領域モニタ用)	0.91	3.0	0.41	2.0	
	温度監視計器 (各所蒸気漏えい検出用)	0.91	3.0	0.41	2.0	
	温度検出器 (主蒸気管区域漏えい検出 (換気出口温度) 用)	0.78	10	0.46	10	
	加速度検出器 (水平方向地震加速度検出器 (T P 12800) 用)	0.91	3.0	0.41	1.5	
	水素濃度検出器 (格納容器内雰囲気 水素濃度用)	0.81	3.0	0.51	1.0	
	水位変換器 (スクラム排出容器水位 (差圧検出器) 用)	0.78	3.0	0.46	3.0	
	警報設定器 (スクラム排出容器水位 (差圧検出器) 用)	0.91	3.0	0.41	3.0	
	レベルスイッチ (スクラム排出容器水位 (レベルスイッチ) 用)	0.78	3.0	0.46	2.0	
	位置スイッチ (主タービン主蒸気止め弁(MSV-1~4) 原子炉保護用-1~4-1)	0.84	4.9	0.48	4.9	タービン 建屋
	圧力スイッチ (主タービン高圧リートリップ <sup>o</sup> 油圧力 (原子炉保護用))	0.93	3.0	0.56	3.0	タービン 建屋
電気設備	継電器 (過電流継電器用)	0.78	1.5	0.46	1.2	
	真空遮断器 (6.9kV メタルクラット <sup>o</sup> スイッチギヤ 1C、1D、1H 用)	0.78	2.0	0.46	1.2	

注 1)  $G = 9.80665 (m/s^2)$

注 2) 評価基準値は、既往の試験等をもとに定めた。

注 3) タービン建屋応答加速度で評価した設備は備考に記載 (原子炉複合建屋の場合は記載なし)

### 4.1.3 総合評価

#### 4.1.3.1 総合評価の方法

「4.1.1 設備点検」および「4.1.2 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-4.3.1 および図-4.3.2 参照）。

#### (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

- ① 設備点検結果が良好で、かつ、地震応答解析において評価基準値<sup>※</sup>を満足する設備については設備健全性を満足するものと評価する。
- ② 設備点検結果が良好にもかかわらず、地震応答解析において評価基準値を満足しないとの結果が得られた設備については、
  - ・地震応答解析が裕度を有している可能性、もしくは、
  - ・実施可能な設備点検手法によっては、地震による設備への微小な影響が把握できない可能性を考慮し、モックアップ試験、構造強度解析の合理化（規格基準の範疇に対し、より現実的な計算結果を与える合理的解析の実施）等により当該設備が十分な構造強度を有することが確認できる場合には、設備健全性を満足するものと評価する。  
なお、当該設備の補修または取替を実施する場合はこの限りでない。

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

## 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。

- ① 設備点検（分解点検、作動試験等）結果が良好で、かつ、応答加速度が機能確認済加速度を満足する設備については、設備健全性を満足するものと評価する。
- ② 応答加速度が機能確認済加速度を満足しない場合、基本点検（目視試験、作動試験）に加え、前述のように追加点検（分解点検）を実施する。損傷箇所が確認されない場合、当該設備は機能確認済加速度を超えて機能維持が可能であると考え、設備は健全性を確保しているものと評価する。

## (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。

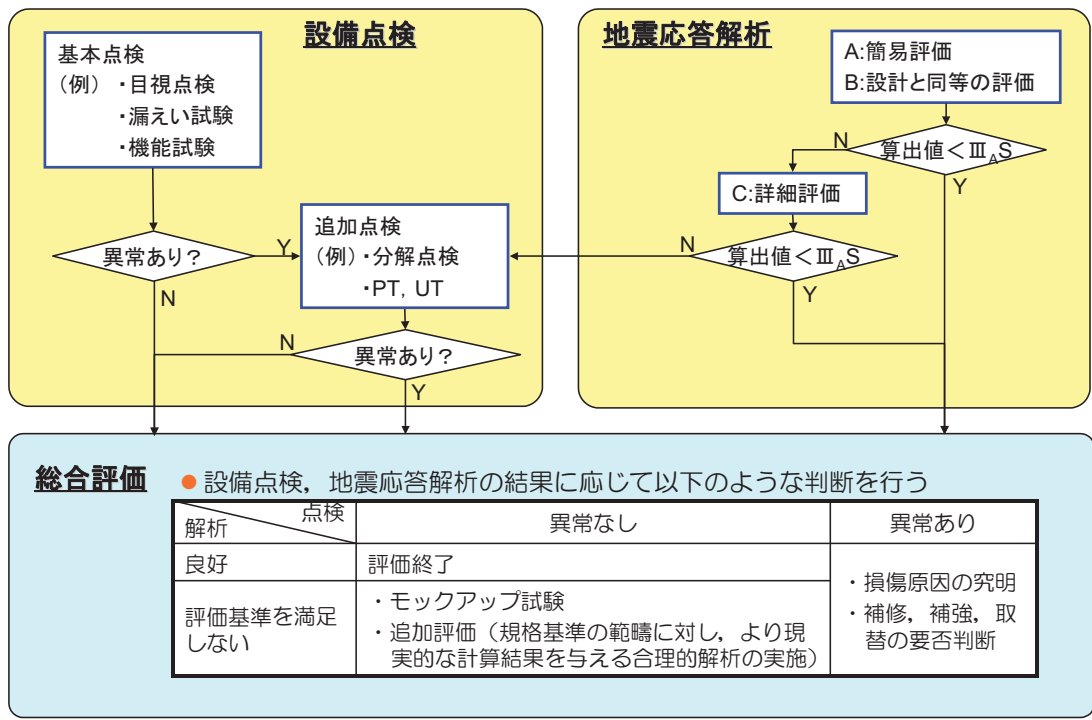


図-4.3.1 点検・解析評価の流れ (構造強度評価)

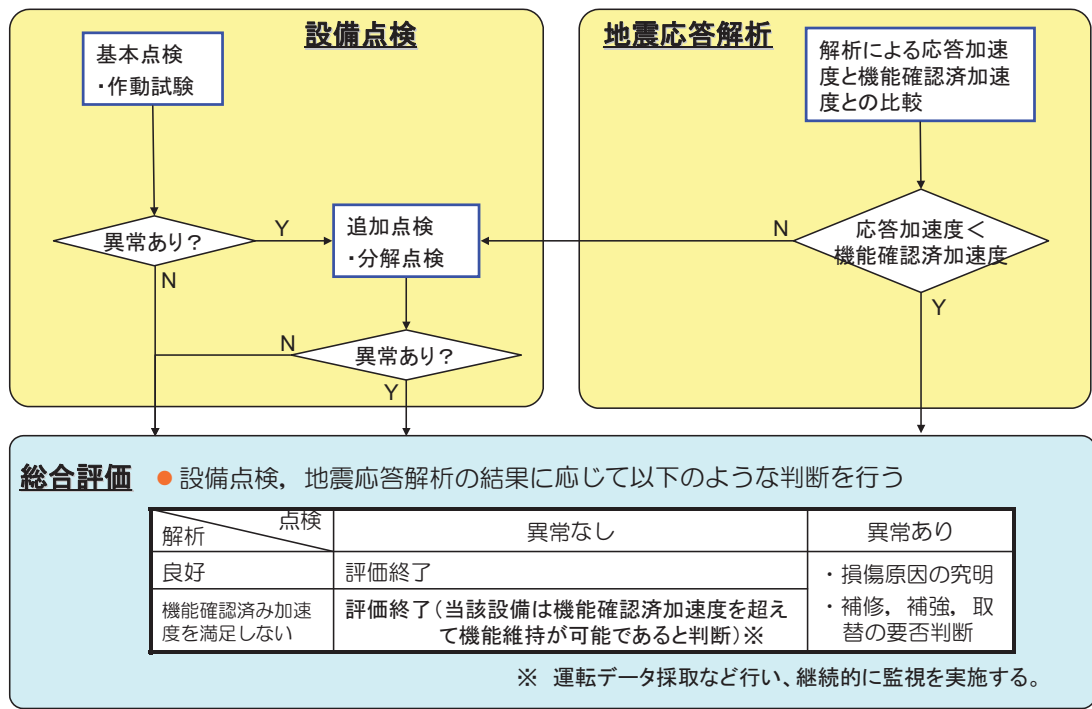


図-4.3.2 点検・解析評価の流れ (動的機能維持評価)

#### 4.1.3.2 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（添付資料-3-1 参照）。

なお、上部シヤラグおよび支持構造物（メカニカルスナッパ）については、地震応答解析の結果、評価基準値を満足することを確認していたが、詳細評価を行った設備であることから、予め計画する追加点検を実施した。上部シヤラグについては、詳細目視点検、浸透探傷試験を実施し、支持構造物（メカニカルスナッパ）については、低速走行試験、分解点検を実施した。その結果、いずれにおいても地震を起因とした変形、き裂等の異常は確認されず、構造強度および機能が確保されていることを確認した（添付資料-3-2-1、3-2-2 参照）。

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、地震に起因しない事象に対しては、通常の保全プログラムによる対応が可能と考えられることから、基本的に原形復旧をもって対応した。また、地震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-4.3.1 参照）。

##### (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、地震に起因して発生したもののか否かについて検討を行った。観察された事象の多くは、原因が明らかであったが、

- ① 基礎コンクリートの異音、微細なひび
- ② 動的レストレイントの低速走行試験時の動作不良
- ③ 制御棒引き抜き作動の遅れ、水圧制御ユニットの作動不良、制御棒駆動機構フランジ部からの漏えい

については、観察された事象をもとに、詳細に検討を行った（添付資料-3-3-1～3 参照）。その結果、損傷原因について以下のとおり分類した。

a. 地震に起因すると考えられる事象※ (154 機器)

- ① 地震動による部品等のずれ、こすれ、損傷事象 (30 機器)  
(低圧タービン、主発電機、主変圧器等)
- ② 地盤変位による変形、損傷事象 (20 機器)  
(循環水ポンプ、トレンチ内配管、補助ボイラ等)
- ③ 分解点検中の仮置き機器の転倒、接触事象 (7 機器)  
(残留熱除去海水ポンプ用電動機、シュラウドヘッド仮置用脚部等)
- ④ グラウトの微細なひび (11 機器)  
(残留熱除去海水ポンプ基礎架台、主復水器基礎架台等)
- ⑤ 浸水による損傷事象 (86 機器)  
(主蒸気管放射線モニタ検出器、復水移送ポンプ電動機等)

※ 地震による影響が否定できない事象を含む。

b. 地震に起因しないと考えられる事象 (114 機器)

- ① 通常の保全活動にて確認される劣化事象 (83 機器)  
(パッキンの劣化、絶縁抵抗値の低下、計器類の性能低下等)
- ② 異物の噛み込み等偶発的な事象 (9 機器) (弁のシートパス等)
- ③ 固着等一時的に発生した事象 (2 機器)
- ④ 施工不良等に起因する事象 (20 機器)  
(溶接不良、フラットケーブルの接触不良等)

(2) 健全性評価および対応策検討

損傷原因の究明の結果、地震に起因すると考えられる事象について、以下に示すとおり健全性評価を実施し、対応策を検討した(添付資料 3-4-1~5 参照)。

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

以下の事象については健全性評価の結果、機器の構造強度または機能に影響を及ぼすものと判断した (122 機器)。



(a) 地震動による部品等のずれ、こすれ、損傷事象（14 機器）

- ① 低圧タービン(A)、(B)、(C)の内部構造物の接触・損傷等
- ② 主発電機内部構造物の接触、損傷等
- ③ 主変圧器内部部品のずれ
- ④ 所内変圧器基礎ボルトの折損
- ⑤ 1号高起動変圧器巻線および絶縁物のずれ等
- ⑥ サイリスタ整流器盤トレイのずれ
- ⑦ 1次および2次セラミックフィルタ内部フィルタの破損
- ⑧ 純水タンク側板の座屈
- ⑨ 原子炉建屋クレーンケーブルベアのレールからの脱線

(b) 地盤沈下による変形、損傷事象（20 機器）

- ① 循環水ポンプ(A)、(B)、(C)のポンプベースの傾斜
- ② トレンチ設置地盤の変位に伴う配管、支持構造物の変形
  - ・ 計装用圧縮空気系主配管、支持構造物
  - ・ 原子炉補機冷却中間ループ系主配管、支持構造物
  - ・ 補給水系主配管、支持構造物
  - ・ 洗濯廃液系主配管、支持構造物
  - ・ 放射線ドレン移送系主配管、支持構造物
  - ・ 所内蒸気系主配管
  - ・ 不活性ガス系配管、支持構造物、パージ用蒸発器、補給用蒸発器
  - ・ 気体廃棄物処理系支持構造物
  - ・ 廃スラッジ系主配管、支持構造物
- ③ ボイラ(1A)、(2B)の傾き、およびボイラ用煙突の傾き等

(c) 分解点検中の仮置き機器の転倒、接触事象（仮置台からの落下等）（2 機器）

- ① 残留熱除去海水ポンプ電動機(A)の損傷（原子炉安全上重要な設備）
- ② 高圧復水ポンプ電動機(C)の損傷

(d) 浸水による損傷（86 機器）

- ① 立形および横形ポンプの水没
- ② 電動機の水没
- ③ 検出器の水没（原子炉安全上重要な設備 4 機器）

これらの事象のうち、(a) 地震動による部品等のずれ、こすれ、損傷事象、および(b) 地盤沈下による変形、損傷事象は、耐震重要度が低い設備に確認され、原子炉安全上重要な設備への波及的影響も考え難い事象であった。また、(c)分解点検中の仮置き機器の転倒、接触事象については、点検のため仮置している設備に確認された事象であり、原子炉安全上重要な設備の健全性に影響を与えたが、当該機器の機能が要求されていない状態での事象であった。これらについては、損傷部品の交換、補修、手入れ等により、原形復旧を行った。

また、(d)浸水による損傷についても、原子炉安全上重要な設備の健全性に影響を与えており、影響の大きかった消火系配管の損傷に伴う浸水事象について、再発防止対策を検討した。この事象は、埋設されていた消火系配管が地盤沈下に伴う変位で損傷し、建屋内に漏えい水が浸水したものである。このため、埋設された消火系配管の地上化および機械式継手の溶接継手化等を対策として実施した。なお、浸水により損傷した設備については、分解点検、交換、手入れにより復旧を行った。

**b. 地震の影響による事象で健全性が確認できたもの**

地震に起因する事象または地震による影響が否定できない以下の事象については、いずれも軽微な事象であり、機器の構造強度や機能に影響を与えるものではないものと判断する（32 機器）。

**(a) 地震動による部品等のずれ、こすれ、損傷事象（16 機器）**

- ① 主タービン動翼と静翼の接触事象等
- ② 燃料交換機のホイスト荷重検出器の傾き
- ③ 主復水器整流板のずれ等

**(b) 分解点検中の仮置き機器の転倒、接触事象（5 機器）**

- ① 原子炉圧力容器ヘッドと仮置き台座ガイドピンの接触
- ② 気水分離器の脚部およびガイドピンの変形
- ③ 残留熱除去冷却中間ループ系熱交換器水室蓋ゴムライニング損傷
- ④ 非常用ディーゼル発電機ブラシの位置ずれ

**(c) 基礎グラウトの微細なひび（11 機器）**

- ① 残留熱除去海水ポンプ(A)、(B)、(C)基礎架台グラウト部の微細なひび
- ② 主復水器(A)、(B)、(C)基礎架台グラウト部の微細なひび

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点検手入れ、補修、取替を実施することで、復旧することとした。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(1/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討	健全性評価(追加評価)	対応策		
									地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
(1)立形ポンプ													
1	a-4				A	○	基本点検(自視点検)において基礎部(グラウト)にひびが確認された。	良	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、ひびは剥落に至るような形状ではないこと及び打診試験結果に異常は無かつたことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	ひび割れの状況は微細であり、構造強度に影響はないと判断した。又、熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び精製水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。	
									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こと及び打診試験結果に異常は無かつたことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	ひび割れの状況は微細であり、構造強度に影響はないと判断した。又、熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び精製水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。	
2	a-4		狭間熱除去海水系	P45-C002	○	基本点検(自視点検)において基礎部(グラウト)にひびが確認された。	良	無	機器には変形、損傷等は確認されず、浸透指示線と腐食は海水による劣化影響である。また、テフロン製ワッシャの形状は、薄くなって裂けてきていることから、分解点検におけるボルトの締付、締め回しによる経年劣化が原因と判断した。	-	-	検査部分は局所的であり、強度上問題ないことを確認し、又、確認運転にて異常のないことを確認した。	
							良	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び打診試験結果に異常は無かつたことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	ひび割れの状況は微細であり、構造強度に影響はないと判断した。又、熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び精製水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。		
3	a-4				○	基本点検(自視点検)において基礎部(グラウト)にひびが確認された。	良	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び打診試験結果に異常は無かつたことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	-	ひび割れの状況は微細であり、構造強度に影響はないと判断した。又、熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び精製水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。	
							良	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び打診試験結果に異常は無かつたことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	-	ひび割れの状況は微細であり、構造強度に影響はないと判断した。又、熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び精製水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。	
4	a-4				○	基本点検(自視点検)において基礎部(グラウト)にひびが確認された。	良	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び打診試験結果に異常は無かつたことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	-	ひび割れの状況は微細であり、構造強度に影響はないと判断した。又、熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び精製水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。	
							良	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び打診試験結果に異常は無かつたことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	-	ひび割れの状況は微細であり、構造強度に影響はないと判断した。又、熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び精製水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。	

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(2/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
5	a-4	残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ	E11-C001	C	O	基本点検(目視点検)において基礎部(グラウト)にひびきを確認された。	良	有	クラウトは構造強度に影響を及ぼさない箇所(設計トポグラフィ、基本点検)にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎部(目視点検、打診試験結果)に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	-	ひび割れの状況は詳細であり、構造強度に影響はないと判断した。
6	b-1	低圧炉心スレイ系	低圧炉心スレイ系ポンプ	E21-C001	-	O	予め計画する追加点検(分機点検)の結果、基礎部(ポンプケーシング)の内面塗装部に塗膜の剥離及び腐食が確認された。	良	無	機器に変形、損傷等はないことから、地震の影響によるものではなく、塗膜の経年劣化と判断した。	-	-	手入れ後、全面塗装を行い確認運転にて異常のないことを確認した。
	b-4						予め計画する追加点検(目視点検)の結果、基礎部(ポンプケーシング)の内面塗装部に塗膜の剥離及び腐食が確認された。	良	無	機器の変形、損傷等はないことから、地震の影響によるものではなく、ポンプ据付時の施工ミスと判断した。	-	-	予め計画する追加点検にて発見した事象であることから、当該要領書の改訂を実施した後、ボルトの外観点検及び確認運転を実施し、異常のないことを確認した。その後、当該塗膜の立て直しを実施した。
7	b-1	原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系ポンプ	G31-C001	A	-	基本点検において、基礎部(コンクリート部)の打診音の一部基礎ボルトからの応力による破壊パターンに重複している。	以下により、地震影響ではないと評価した。 ・ 異常確認箇所は基礎台側の埋込金物近傍であり、埋込金物がコンクリートから浮いたことによる異音であると考えられること。 ・ なお、埋込金物からコンクリートが浮いた場合は、埋込金物とコンクリートの間に隙間が生じている可能性がある。 ・ 地震影響であれば、埋込まれるはずの基礎台側後面の異音が全く確認されなかったこと。 ・ 当該基礎台の高さは1500mmと高く、地震時に大きな応力がかかることが予想される基礎台下部(後面近傍)のコンクリートに損傷がないこと。 これらの理由により、今回確認された異音は本地震により発生したのではなく、乾燥収縮によって異音を奏したものと推定した。	無	-	-	ひび割れの状況は詳細であり、構造強度に影響がないものであることから、補修等は実施しない。	
8	b-1	復水器等	低圧炉水ポンプ	N21-C001	C	-	予め計画する追加点検(分機点検)として分機点検を実施した結果、インペラに錆物異音を確認した。	-	無	機器に変形、損傷はなく、内圧が降圧が経年劣化により低下したものであり、地震の影響によるものではないと判断した。(錆物異音は通常の点検でも確認される事象である。)	-	-	ペロメタルにより補修を実施し、外観上異常の無いことを確認した。 ポンプ作動確認において、異常のないことを確認した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(3/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
9	a-2				A	-	基本点検(目視点検)の結果、ポンプベース(基座台)の傾斜に目標値を超える値を確認した。	-	有	ポンプベース(基座台)の傾斜の程度は、ポンプ運転に影響を与える程大きい。機能維持への影響ありと判断した。	否	要 ポンプ室の傾斜修正を行う。	ポンプ室の基礎下部に恒久グラウト材を注入し傾斜を修正する工事を実施した。ポンプベースの傾斜はポンプ運転に支障のない範囲への修正を実施し、ポンプの作動確認において、異常のないことを確認した。	
							基本点検(目視点検)の結果、ポンプベース(基座台)の傾斜に目標値を超える値を確認した。	-	有	ポンプベース(基座台)の傾斜の程度は、ポンプ運転に影響を与える程大きい。機能維持への影響ありと判断した。	否	要 ポンプ室の傾斜修正を行う。	ポンプ室の基礎下部に恒久グラウト材を注入し傾斜を修正する工事を実施した。ポンプベースの傾斜はポンプ運転に支障のない範囲への修正を実施し、ポンプの作動確認において、異常のないことを確認した。	
							基本点検(目視点検)の結果、ポンプベース(基座台)の傾斜に目標値を超える値を確認した。	-	有	ポンプベース(基座台)の傾斜の程度は、ポンプ運転に影響を与える程大きい。機能維持への影響ありと判断した。	否	要 ポンプ室の傾斜修正を行う。	ポンプ室の基礎下部に恒久グラウト材を注入し傾斜を修正する工事を実施した。ポンプベースの傾斜はポンプ運転に支障のない範囲への修正を実施し、ポンプの作動確認において、異常のないことを確認した。	
10	a-2	復水器等	冷却水ポンプ (循環水ポンプ)	N71-0001	B	-	基本点検(目視点検)の結果、ポンプベース(基座台)の傾斜に目標値を超える値を確認した。	-	有	長期間放水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入	部品の変形・損傷等は確認されなかった。作動・漏えい確認を実施し、異常がないことを確認した。	
							追加点検(分解点検)の結果、ベアリング付近及びベアリングハウジングのオイルシール面に腐食が確認された。	-	有	ベアリング付近での腐食が確認されており、浸水の影響を受けていることから、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入	部品の変形・損傷等は確認されなかった。作動・漏えい確認を実施し、異常がないことを確認した。	
11	a-2				C	-	基本点検(目視点検)の結果、ポンプベース(基座台)の傾斜に目標値を超える値を確認した。	-	有	地震の影響でタービン建屋とレンチの間に変位が生じ、雨水が浸入した。これによりサブポンプ及びポンプが水没したことによる異常と判断した。	否	要 ポンプの分解手入	部品の変形・損傷等は確認されなかった。作動・漏えい確認を実施し、異常がないことを確認した。	
							追加点検(目視点検)の結果、ポンプベース(基座台)の傾斜に目標値を超える値を確認した。	-	有	地震の影響でタービン建屋とレンチの間に変位が生じ、雨水が浸入した。これによりサブポンプ及びポンプが水没したことによる異常と判断した。	否	要 ポンプの分解手入	部品の変形・損傷等は確認されなかった。作動・漏えい確認を実施し、異常がないことを確認した。	
12	a-5				B	-	追加点検(目視点検)の結果、ポンプベース(基座台)の傾斜に目標値を超える値を確認した。	-	有	地震の影響でタービン建屋とレンチの間に変位が生じ、雨水が浸入した。これによりサブポンプ及びポンプが水没したことによる異常と判断した。	否	要 ポンプの分解手入	部品の変形・損傷等は確認されなかった。作動・漏えい確認を実施し、異常がないことを確認した。	
							追加点検(目視点検)の結果、ポンプベース(基座台)の傾斜に目標値を超える値を確認した。	-	有	地震の影響でタービン建屋とレンチの間に変位が生じ、雨水が浸入した。これによりサブポンプ及びポンプが水没したことによる異常と判断した。	否	要 ポンプの分解手入	部品の変形・損傷等は確認されなかった。作動・漏えい確認を実施し、異常がないことを確認した。	
13	a-5		液体除塵物処理系	タービン建屋高電導 度降液サブポンプ	K11-C103	-	追加点検(目視点検)の結果、ポンプベース(基座台)の傾斜に目標値を超える値を確認した。	-	有	地震の影響でタービン建屋とレンチの間に変位が生じ、雨水が浸入した。これによりサブポンプ及びポンプが水没したことによる異常と判断した。	否	要 ポンプの分解手入	部品の変形・損傷等は確認されなかった。作動・漏えい確認を実施し、異常がないことを確認した。	
							追加点検(目視点検)の結果、ポンプベース(基座台)の傾斜に目標値を超える値を確認した。	-	有	地震の影響でタービン建屋とレンチの間に変位が生じ、雨水が浸入した。これによりサブポンプ及びポンプが水没したことによる異常と判断した。	否	要 ポンプの分解手入	部品の変形・損傷等は確認されなかった。作動・漏えい確認を実施し、異常がないことを確認した。	
13	b-1				D	-	追加点検(目視点検)の結果、ポンプベース(基座台)の傾斜に目標値を超える値を確認した。	-	無	地震の影響によるものではないと評価した。	-	-	部品の変形・損傷等は確認されなかった。作動・漏えい確認を実施し、異常がないことを確認した。	
							追加点検(目視点検)の結果、ポンプベース(基座台)の傾斜に目標値を超える値を確認した。	-	無	地震の影響によるものではないと評価した。	-	-	部品の変形・損傷等は確認されなかった。作動・漏えい確認を実施し、異常がないことを確認した。	

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(4/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
14	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射能トロン移送系	原子炉複合建屋付 廃棄物処理系廃液サン プポンプ	K11-C302	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付廃液地下50層が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付廃液の地下50層が浸水したため、ポンプが水没したことによる異常と判断した。	有	長期間洪水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。
15	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射能トロン移送系	原子炉複合建屋付 廃棄物処理系廃液サン プポンプ	K11-C302	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付廃液地下50層が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付廃液の地下50層が浸水したため、ポンプが水没したことによる異常と判断した。	有	長期間洪水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。
16	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射能トロン移送系	原子炉複合建屋付 廃棄物処理系廃液サン プポンプ	K11-C102	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付廃液地下50層が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付廃液の地下50層が浸水したため、ポンプが水没したことによる異常と判断した。	有	長期間洪水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。
17	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射能トロン移送系	原子炉複合建屋付 廃棄物処理系廃液サン プポンプ	K11-C102	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付廃液地下50層が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付廃液の地下50層が浸水したため、ポンプが水没したことによる異常と判断した。	有	長期間洪水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。
18	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射能トロン移送系	原子炉複合建屋付 廃棄物処理系廃液サン プポンプ	K11-C102	C	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付廃液地下50層が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付廃液の地下50層が浸水したため、ポンプが水没したことによる異常と判断した。	有	長期間洪水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。
19	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射能トロン移送系	原子炉複合建屋付 廃棄物処理系廃液サン プポンプ	K11-C102	D	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付廃液地下50層が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付廃液の地下50層が浸水したため、ポンプが水没したことによる異常と判断した。	有	長期間洪水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(5/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
20	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射性トレーン移送系	原子炉複合建屋付 標準発電機専度沸液 サブポンプ	K11-C002	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属機地下5階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
21	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射性トレーン移送系	原子炉複合建屋付 標準発電機専度沸液 サブポンプ	K11-C002	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属機地下5階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
22	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射性トレーン移送系	原子炉複合建屋付 標準発電機専度沸液 サブポンプ	K11-C002	C	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属機地下5階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
23	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射性トレーン移送系	原子炉複合建屋付 標準発電機専度沸液 サブポンプ	K11-C002	D	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属機地下5階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
24	a-4	高圧炉心スプレ イライゼル海 水系	高圧炉心スプレ イライゼル海 ポンプ	P46-C002	-	O	基本点検(目視点検)の結果、基幹部(サブポンプ)にひびが確認された。	良	有	サブポンプは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はサブポンプは考慮していない)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と及び連続サブポンプの耐用年数、寸法公差等から、連続強度に影響はないと判断した。	良	-	ひび割れの状況は微細であるが、熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害からのコンクリート保護の観点から念のため、硬化剤による補修を実施した。	



表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(6/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
(2)横形ポンプ													
25	b-1	高圧炉心スプレイ デライゼル冷却中 間ループポンプ	高圧炉心スプレイ デライゼル冷却中 間ループポンプ	P37-C001	-	○	基本点検(目視点検)の結果、基礎部にひびが確認された。	良	確認された基礎部のひびは、形状、発生場所から判断すると地震時に想定される損傷ハザードとは大きく異なるものである。また、地震応答解析の結果では損傷が想定されず、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。	-	-	ひび割れの状況は微細であるが、熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。	
26	b-1	非常用補機冷却 系	非常用補機冷却中 間ループポンプ	P38-C001	A	○	基本点検(目視点検)の結果、基礎部にひびが確認された。	良	確認された基礎部のひびは、形状、発生場所から判断すると地震時に想定される損傷ハザードとは大きく異なるものである。また、地震応答解析の結果では、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。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。	-	-	ひび割れの状況は微細であるが、熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。	
27	b-2	原子炉補機冷却 系	原子炉補機冷却中 間ループ系ポンプ	P31-C002	B	-	基本点検(目視点検)の結果、反カップリング側メカニカルシールに漏えいが確認された。	-	メカニカルシールの分岐点検を車検したところ、機器に變形・損傷はなく、運転中の異音の混入により、メカニカルシールの摺動面のあたりが一部不均一となっていた。よってシール性能低下が原因であり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	メカニカルシールを交換後確認運転を実施し、異常がないことを確認した。	
28	b-1				A	○	基本点検(目視点検)の結果、基礎部にひびが確認された。	良	確認された基礎部のひびは、形状、発生場所から判断すると地震時に想定される損傷ハザードとは大きく異なるものである。また、地震応答解析の結果では、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。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。	-	-	ひび割れの状況は微細であるが、熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。	
29	b-1	残留熱除去冷却 系	残留熱除去冷却中 間ループポンプ	P36-C001	B	○	基本点検(目視点検)の結果、基礎部にひびが確認された。	良	確認された基礎部のひびは、形状、発生場所から判断すると地震時に想定される損傷ハザードとは大きく異なるものである。また、地震応答解析の結果では、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。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。	-	-	ひび割れの状況は微細であるが、熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。	

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(7/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
30	b-1	残留熱除去冷卻中間ループ系	残留熱除去冷卻中間ループポンプ	P36-C001	C	O	<p>予め計画する追加点検(分解点検、浸透探検検査)の結果、ポンプシャフト及びインペラキーに腐食が確認された。又、浸透探検検査においてインペラの破込み割れに指示線が確認された。</p>	良	無	-	通常の点検手入れを実施し、作動確認を実施し異常ない事を確認した。			
31	b-1				D	O	<p>基本点検(自現点検)の結果、基礎部にひびが確認された。</p>	良	無	-	ひび割れの状況は微細であるが、熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害からのコンクリート保護の観点から念のため強化剤による補修を実施した。			
32	a-5	補給水系	復水移送ポンプ	P13-C001	A	-	<p>基本点検(自現点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、ポンプが水没していることを確認した。</p>	良	有	否	要 ポンプの分解手入れを行う。 ポンプの分解手入れを実施し、確認運転の結果、異常の無い事を確認した。			
33	a-5	補給水系		P13-C001	B	-	<p>基本点検(自現点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。</p>	-	有	否	要 ポンプの分解手入れを行う。 ポンプの分解手入れを実施し、確認運転の結果、異常の無い事を確認した。			

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(8/62)

No.	分類	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		
									機器原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
34	a-5	補給水系	復水移送ポンプ	P13-C001	C		基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付属機地下S層が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期貯水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入 れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転の結果、異常の無い事を確認した。	
	追加点検(目視点検)の結果、インベローに線状指示標線が確認された。						-	無	-	-	-	点検手入れを実施し、確認運転を行い異常の無いことを確認した。		
35	a-5						基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付属機地下S層が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期貯水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入 れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
	b-1						基本点検(自視点検)の結果、メカニカルシール部を通じて送液がシール水配管部へ流入していることを確認した。	-	無	-	-	メカニカルシール部を交換後、運転確認を実施した結果、異常がないことを確認した。		
36	a-5		高電圧度廃液収集ポンプ	K13-C001	B		基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付属機地下S層が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期貯水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入 れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
	a-5						基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付属機地下S層が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期貯水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入 れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
37	a-5		高電圧度廃液系		C		基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付属機地下S層が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期貯水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入 れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
	a-5						基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付属機地下S層が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期貯水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入 れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
38	a-5		高電圧度廃液系		D		基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付属機地下S層が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期貯水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入 れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
	b-1						基本点検(自視点検)の結果、メカニカルシール部を通じて送液がシール水配管部へ流入している事を確認した。	-	無	-	-	メカニカルシール部を交換後、運転確認を実施した結果、異常がないことを確認した。		

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(9/62)

No.	分類	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		
									機器原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
40	a-5		高電圧度廃液系サブポンプ	K13-C003	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
							基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
41	a-5		高電圧度廃液系サブポンプ	K13-C003	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
							基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
42	a-5		高電圧度廃液系サブポンプ	K13-C004	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
							基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
43	a-5		高電圧度廃液系サブポンプ	K13-C004	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
							基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
44	a-5			K22-C001	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
							基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
45	b-1		濃縮廃液系	K22-C001	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	無	機器に変形、損傷はなく、当該事象が地震発生後、相当日数経過後に生じた事象であること。また、廃液がシールド管部へ流入する事象は、以前にもこのポンプに起因する劣化事象と確認されていることから、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	メカニカルシールを交換後、運転確認を実施した結果、異常がないことを確認した。	
							基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
46	b-1		濃縮廃液系	K22-C001	C	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	無	機器に変形、損傷はなく、当該事象が地震発生後、相当日数経過後に生じた事象であること。また、ポンプの稼働中に、廃液がシールド管部へ流入する事象は、以前にも劣化事象と確認されている事象であることから、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	メカニカルシールを交換後、運転確認を実施した結果、異常がないことを確認した。	
							基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水に浸水しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(10/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
47	a-5			K21-C004	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付風様の地下5階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。
			クラフト移送ポンプ										
48	a-5			K21-C004	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付風様の地下5階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。
49	a-5			K21-C101	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付風様の地下5階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。
			原子炉冷却材浄化系粉状炭酸降分槽 複合アカントポンプ										
50	a-5			K21-C101	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付風様の地下5階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。
51	a-5			K21-C201	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付風様の地下5階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。
			複水浄化系粉状炭酸降分槽 ポンプ										
52	a-5			K21-C201	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付風様の地下5階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期間汚水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(11/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
53	a-5		使用済樹脂槽デブリポンプ	K21-C301	A	-	基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下S階が浸水したため、ポンプが水没したことによる異常と判断した。	有	長期間汚水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。
54	a-5		使用済樹脂槽デブリポンプ	K21-C301	B	-	基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下S階が浸水したため、ポンプが水没したことによる異常と判断した。	有	長期間汚水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。
55	a-5	廃棄物処理設備 固体廃棄物処理系 脱スラッジ系	原子炉冷却材浄化系初級樹脂槽及脱分凝槽スラッジポンプ	K21-C102	-	-	基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下S階が浸水したため、ポンプが水没したことによる異常と判断した。	有	長期間汚水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し異常の無い事を確認した。
56	a-5		復水浄化系粉未樹脂槽脱分凝槽スラッジポンプ	K21-C202	-	-	基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下S階が浸水したため、ポンプが水没したことによる異常と判断した。	有	長期間汚水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し異常の無い事を確認した。
57	a-5		使用済樹脂槽デブリポンプ	K21-C302	-	-	基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下S階が浸水したため、ポンプが水没したことによる異常と判断した。	有	長期間汚水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し異常の無い事を確認した。
58	b-3	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 シヤワードレン系	シヤワードレン系収集ポンプ	K16-C001	A	-	基本点検(自視点検)の結果、メカニカルシヤールからの漏えいを確認した。	-	機器に変形、損傷はなく、当該事象が地震発生時に発生し、機器の破損や機能低下は発生しなかった。また、確認運転を継続してメカニカルシヤールの漏えい等の異常は確認されなかったことから、一過性の事象であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	メカニカルシヤール漏えいは一過性の事象であり、運転確認にて異常のないことを確認した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(12/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
59	a-5		低電圧度廃液系収集ポンプ	K12-C001	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期貯水水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
60	a-5		低電圧度廃液系収集ポンプ	K12-C001	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期貯水水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
61	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 低電圧度廃液系		K12-C003	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期貯水水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
62	a-5		低電圧度廃液系サブポンプ	K12-C003	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下S階が約40cm浸水し、ポンプが水没していることを確認した。	-	有	長期貯水水にて水没しており、送水機能に影響ありと判断した。	否	要 ポンプの分解手入れを行う。	ポンプの分解手入れを実施し、確認運転で異常の無い事を確認した。	
<b>(3)往復動式ポンプ</b>														
63	b-2		ほう酸水注入系 ほう酸水注入系ポンプ	C41-C001	B	○	予め計画する追加点検(分時点検)の結果、コネクション部で送水設備を構成している配管が破損していることが確認された。また、配管が破損していることが確認された。	良	無	-	-	-	指し図線発生部位をメンテナンスバーにて手入し、後面浸透探傷検査を行い、指し図線が判定基準内であることを確認した。	

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(13/62)

No.	分類	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
									設備原因の検討	地震影響の有無	健全性評価(追加評価) 構造強度・機能維持への影響	
(5)電動機												
64	b-1	原子炉冷却材ポンプ用可変周波数電源装置	原子炉冷却材再循環ポンプM-Gセット(電動機)	C81-C001	A	-	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、固定子巻線が1本、許容繰り込みが9本、許容繰り込みが9本を確認した。	-	電動機の外観目視上は異常はなく、過去に実施された点検による固定子巻線(10本)を評価していることから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	固定子巻線修理・エボキン処理を実施した。
							予め計画する追加点検(分解点検)の結果、励磁機外観点検においてコイルエンド部にコア放電痕、流体継手側コイルエンド部に絶縁ワシの剥がれを確認した。	無	電動機の外観目視上は異常はなく、部分放電試験コイル端面に異常が付き、発生すること、ワシの剥がれについても極めて微少であり、これまでも同様の事象を経験していることから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	コイル表面の塵埃等の除去と補修塗装を実施した。
							予め計画する追加点検(分解点検)の結果、オイルリングのねじれを確認した。	無	電動機の外観目視上は異常はなく、長期運転継続による腐蝕によるものであり、過去にも同様の事象を確認していることから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	オイルリングの交換修理を実施した。
65	b-1	原子炉冷却材再循環装置	原子炉冷却材再循環ポンプM-Gセット(発電機)	C81-C003A	A	-	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、固定子巻線が9本、許容繰り込みが9本を確認した。	-	発電機の外観目視上は異常はなく、過去にも発生劣化(収縮)による固定子巻線の腐みを評価していることから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	固定子巻線修理・エボキン処理を実施した。
							予め計画する追加点検(分解点検)の結果、吊り耳取付用ボルトの歪み(ホジ山潰れ)が確認された。	良	電動機の外観目視上は異常はなく、当該ボルト部は地震の外力加わる箇所では無いことから、電動機点検時の再り作業による摩耗的なボルトのび(ネジ山潰れ)であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	吊り耳取付用ボルト全16本の交換を実施した。



表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(14/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無	健全性評価(追加評価)			判定
66	b-1	高圧炉心スプレッド水系	高圧炉心スプレッド電動機	E22-C001	-	○	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、ローターハーバー種を確認した。(ハーバー種本数58本に対して確実本数58本)	無	-	-	ローターハーバーカシメ及びレジン処理を行った。確認運転にて異常のないことを確認した。			
							基本点検(目視点検)の結果、フレキシブル電線管のずれが確認された。	無	-	フレキシブル電線管の重取り付けを行い、外観点検にて異常がないことを確認した。				
67	a-3	冷却熱除去沸水系	冷却熱除去沸水ポンプ電動機	P45-C002	A	○	基本点検(目視点検)の結果、ポンプ点検のため変更していた電動機が地震により転倒したことにより、上部ファンカバー、端子箱等が破損していることを確認した。	有	電動機の一部部品が破損しており、機能影響ありと判断した。	否	要 電動機の破損している部品交換を行う。			
							予め計画する追加点検(分解点検)の結果、ローター軸心部に錆びを確認した。	無	-	錆の除去と絶縁フリス処理を実施し、正常に復旧した。				
68	b-1	高圧炉心スプレッド水系	高圧炉心スプレッド電動機	E22-C001	-	-	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、ローター軸心部に錆びを確認した。(総観本数:232本)	無	-	-	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、ローター軸心部に錆びを確認した。(総観本数:232本)			
							被災前より実施している分解点検状態において基本点検(目視点検)を実施した結果、分解点検後に被災したことにより、回転子が脱落し、キズが発生していることを確認した。	有	回転子の大きな損傷に至っていないが、機能維持への影響がないとは判断できない。	否	要 回転子の修理を行い、正常に復旧した。			
69	b-1	冷却熱除去沸水系	冷却熱除去沸水ポンプ電動機	P45-C002	C	-	被災前より実施している分解点検状態において基本点検(目視点検)を実施した結果、ローターに錆びを確認した。	無	-	-	錆の除去と絶縁フリス処理を実施し、正常に復旧した。			
							被災前より実施している分解点検状態において基本点検(目視点検)を実施した結果、固定子に部分放電電圧はコイル表面に塵埃等が付着して発生すること、これまでも同様の事象を確認していること、地震により発生したものでないとは判断した。	無	-	コイル表面の塵埃等の除去と補修塗装を実施した。				

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(15/62)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子上 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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響 の有無	健全性評価(追加評価) 構造強度・機能維持 への影響			判定
70	b-1	復水系、給水系	電動機駆動原水炉給水ポンプ電動機	N21-C009	B	-	予め計画する追加点検(分機点検)の結果、負荷側受け部の油切り(内側下部)にクラック(1ヶ所)が確認された。	-	無	-	-	負荷側油切り(内側上部・下部)の交換修理を実施した。		
71	a-5				A	-	基本点検(目視点検)の結果、原水炉複合建屋付属機地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	有	絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新置交換 を行う。	新置交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。	
72	a-5	補給水系	復水移送ポンプ電動機	P13-C001	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原水炉複合建屋付属機地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	有	絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新置交換 を行う。	新置交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。	
73	a-5				C	-	基本点検(目視点検)の結果、原水炉複合建屋付属機地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	有	外観上は水没以外の異常はなから、絶縁抵抗判定基準値以上であったが、機能維持の形質が確認できないと判断した。	否	要 分機点検にて電動機 の清掃を行う。	分機点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。	
74	b-1	燃焼プールの冷却浄化系	燃焼プールの冷却浄化系ポンプ電動機	G41-C001	A	-	基本点検(作動試験)の結果、確認運転にて負荷側水圧方向に振動値が高い(最大51 Lmp-p)事象を確認した。	-	無	基礎ボルト点検において打診試験を実施していることから、何らかの影響により、シム、ベースフレートの水平度が若干変化したこととによる共振が原因と判断した。地震直後の回収機器診断に異常がなかったこと、ベース部のひび割れ、基礎ボルト変形及びポンプ制御器に対して割れ、ゆがみ等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。	-	-	ベースフレートの修正加工を実施後に作動試験を行い、異常のないことを確認した。	
75	a-5				B	-	基本点検(目視点検)の結果、電動機が水没し、くみ上げ不良が発生していることを確認した。	-	有	長期間劣水にて完全水没し、機能喪失している。	否	要 電動機の新置交換 を行う。	新置交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。	
76	a-5	液体廃棄物処理系	タービン建屋高電圧度磨砕ポンプ電動機	K11-C103	D	-	基本点検(目視点検)の結果、電動機が水没し、くみ上げ不良が発生していることを確認した。	-	有	長期間劣水にて完全水没し、機能喪失している。	否	要 電動機の新置交換 を行う。	新置交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。	

表-4.3.1 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(16/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		対応策		
									総合評価	地震影響の有無			健全性評価(追加評価) 構造強度・機能維持への影響
77	a-5		高電圧廃液系サンプポンプ電動機	K13-C003	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付風機地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新張交換を行う。	新張交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
78	a-5		高電圧廃液系サンプポンプ電動機	K13-C003	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付風機地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 分解点検にて電動機の清掃を行う。	分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
79	a-5		高電圧廃液系サンプポンプ電動機	K13-C001	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付風機地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	有	外観上は水没以外の異常はなから確認されたが、絶縁抵抗の値が確認できないと判断した。	否	要 分解点検にて電動機の清掃を行う。	分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
80	a-5	廃棄物処理系	高電圧廃液系サンプポンプ電動機	K13-C001	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付風機地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	有	外観上は水没以外の異常はなから確認されたが、絶縁抵抗の値が確認できないと判断した。	否	要 分解点検にて電動機の清掃を行う。	分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
81	a-5		高電圧廃液系サンプポンプ電動機	K13-C001	C	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付風機地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	有	外観上は水没以外の異常はなから確認されたが、絶縁抵抗の値が確認できないと判断した。	否	要 分解点検にて電動機の清掃を行う。	分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
82	a-5		高電圧廃液系サンプポンプ電動機	K13-C001	D	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付風機地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	有	外観上は水没以外の異常はなから確認されたが、絶縁抵抗の値が確認できないと判断した。	否	要 分解点検にて電動機の清掃を行う。	分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
83	a-5		高電圧廃液系サンプポンプ電動機	K13-C001	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付風機地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	有	外観上は水没以外の異常はなから確認されたが、絶縁抵抗の値が確認できないと判断した。	否	要 分解点検にて電動機の清掃を行う。	分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
84	a-5		高電圧廃液系サンプポンプ電動機	K13-C004	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付風機地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	有	外観上は水没以外の異常はなから確認されたが、絶縁抵抗の値が確認できないと判断した。	否	要 分解点検にて電動機の清掃を行う。	分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。

表-4.3.1 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(17/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
85	b-1	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 高電圧廃液系	高電圧廃液系 凝縮電機循環ポンプ 電動機	K13-C302	B	-	基本点検(自視点検)の結果、負荷側垂直方向の振動値が最大で96μmPと許容値を超過していることが認められた。(許容値 80μmP以下)	-	-	センターリング(ヘルムズリ、プーリー位置)調整後、再度試運転を実施し、振動面に異常ないことを確認した。			
86	a-5				A	-	基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付風車の地下5階が浸水していることを確認した。	-	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	要分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。		
87	a-5	廃棄物処理設備 固体廃棄物処理系 凝縮廃液系	凝縮廃液ポンプ 電動機	K22-C001	B	-	基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付風車の地下5階が浸水していることを確認し、電動機が水没していることを確認した。	-	有	外観上は水没以外の異常はなかつたが、絶縁抵抗も判定基準値以上であったが、機能維持への影響が確認できないと判断した。	要分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。		
88	a-5				C	-	基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付風車の地下5階が浸水していることを確認し、電動機が水没していることを確認した。	-	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	要分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。		
89	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 低電圧廃液系	低電圧廃液系 ポンプ電動機	K12-C003	A	-	基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付風車の地下5階が浸水していることを確認し、電動機が水没していることを確認した。	-	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	要分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。		
90	a-5				B	-	基本点検(自視点検)の結果、原子炉複合建屋付風車の地下5階が浸水していることを確認し、電動機が水没していることを確認した。	-	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	要分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。		

表-4.3.1 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(18/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
91	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 低電圧度廃液集ボンプ電動機	K12-C001	A			基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	外観上は水没以外の異常はなく、絶縁抵抗も判定基準値以上であったが、機能維持への影響が確認できないと判断した。	否	要 分界点検にて電動機の清掃を行う。	分界点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
							基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	外観上は水没以外の異常はなく、絶縁抵抗も判定基準値以上であったが、機能維持への影響が確認できないと判断した。	否	要 分界点検にて電動機の清掃を行う。	分界点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
93	a-5	廃水浄化系粉未樹脂沈降分離槽予力シボンプ電動機	K21-C202	-			基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新調交換を行う。	新調交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
							基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新調交換を行う。	新調交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
94	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 廃スラッジ系	K21-C201	A	B		基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新調交換を行う。	新調交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
							基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新調交換を行う。	新調交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
96	a-5	原子炉炉冷却材浄化系粉未樹脂沈降分離槽予力シボンプ電動機	K21-C102	-			基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	外観上は水没以外の異常はなく、絶縁抵抗も判定基準値以上であったが、機能維持への影響が確認できないと判断した。	否	要 分界点検にて電動機の清掃を行う。	分界点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
							基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	外観上は水没以外の異常はなく、絶縁抵抗も判定基準値以上であったが、機能維持への影響が確認できないと判断した。	否	要 分界点検にて電動機の清掃を行う。	分界点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。

表-4.3.1 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(19/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持			判定
97	a-5		原子炉冷却材浄化系用圧縮機電動機	K21-C101	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	外観上は水没以外の異常はなし。絶縁抵抗も判定基準値以上であったが、機能維持への影響が確認できないと判断した。	否	要 分解点検にて電動機の清掃を行う。	分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
98	a-5		原子炉冷却材浄化系用圧縮機電動機	K21-C101	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	外観上は水没以外の異常はなし。絶縁抵抗も判定基準値以上であったが、機能維持への影響が確認できないと判断した。	否	要 分解点検にて電動機の清掃を行う。	分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
99	a-5		クラフト移送ポンプ電動機	K21-C004	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 分解点検にて電動機の清掃を行う。	分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
100	a-5	廃棄物処理設備 固体廃棄物処理系 廃スラッジ系	クラフト移送ポンプ電動機	K21-C004	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 分解点検にて電動機の清掃を行う。	分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
101	a-5		使用済樹膠槽スラッシュポンプ電動機	K21-C302	-	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	外観上は水没以外の異常はなし。絶縁抵抗も判定基準値以上であったが、機能維持への影響が確認できないと判断した。	否	要 電動機の新設交換を行う。	新設交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
102	a-5		使用済樹膠槽スラッシュポンプ電動機	K21-C301	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	外観上は水没以外の異常はなし。絶縁抵抗も判定基準値以上であったが、機能維持への影響が確認できないと判断した。	否	要 分解点検にて電動機の清掃を行う。	分解点検を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
103	a-5		使用済樹膠槽スラッシュポンプ電動機	K21-C301	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	外観上は水没以外の異常はなし。絶縁抵抗も判定基準値以上であったが、機能維持への影響が確認できないと判断した。	否	要 電動機の新設交換を行う。	新設交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。

表-4.3.1 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(20/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持			判定
104	a-5		原子炉複合建屋付 廃熱除去液ポンプ電動機	K11-C302	A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付廃熱除去液ポンプが約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付廃熱除去液ポンプが浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新置交換を行う。	新置交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
105	a-5		原子炉複合建屋付 廃熱除去液ポンプ電動機	K11-C302	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付廃熱除去液ポンプが約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付廃熱除去液ポンプが浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新置交換を行う。	新置交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
106	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射性ドレン移送系			A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付廃熱除去液ポンプが約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付廃熱除去液ポンプが浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新置交換を行う。	新置交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
107	a-5		原子炉複合建屋付 廃熱除去液ポンプ電動機	K11-C102	B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付廃熱除去液ポンプが約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付廃熱除去液ポンプが浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新置交換を行う。	新置交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
108	a-5		原子炉複合建屋付 廃熱除去液ポンプ電動機	K11-C102	C	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付廃熱除去液ポンプが約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付廃熱除去液ポンプが浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新置交換を行う。	新置交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
109	a-5		原子炉複合建屋付 廃熱除去液ポンプ電動機	K11-C102	D	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付廃熱除去液ポンプが約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付廃熱除去液ポンプが浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新置交換を行う。	新置交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。

表-4.3.1 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(21/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無				構造強度・機能維持への影響
110	a-5				A	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新置交換を行う。	新置交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
111	a-5				B	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新置交換を行う。	新置交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
112	a-5	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 放射性ドレン移送系	原子炉複合建屋付属棟電導度係数アップポンプ電動機	K11-002	C	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新置交換を行う。	新置交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。
113	a-5				D	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉複合建屋付属棟地下5階が約40cm浸水し、電動機が水没していることを確認した。	-	地震の影響で、原子炉複合建屋付属棟の地下5階が浸水したため、電動機が水没したことによる異常と判断した。	有	電動機が水没し、絶縁抵抗がないため機能喪失している。	否	要 電動機の新置交換を行う。	新置交換を行い、絶縁抵抗測定及び、確認運転にて異常のないことを確認した。



表-4.3.1 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(22/62)

No.	分類	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	総合評価			備考
								設備原因の検討	健全性評価(追加評価)		
									地震影響の有無	構造強度・機能維持	
<b>(6)ファン</b>											
114	a-4				A	-	基本点検(目視点検)において基礎部(グラウト)にひびが確認された。 制塵・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	クラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎グラウトの目視点検、打診試験結果に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	コンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。
115	a-4	原子炉建屋 廃棄物処理 区換気系送 風機及び排風 機	RW/A送風機	U41-C301	B	-	基本点検(目視点検)において基礎部(グラウト)にひびが確認された。 制塵・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	クラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎グラウトの目視点検、打診試験結果に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	コンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。
116	a-4				C	-	基本点検(目視点検)において基礎部(グラウト)にひびが確認された。 制塵・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	クラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎グラウトの目視点検、打診試験結果に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	コンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。
<b>(8)空気圧縮機</b>											
117	b-1	計量用圧縮空気系	計量用圧縮空気系 空気圧縮機	P52-C001	A	-	予め計画する追加点検(目視点検)の結果、シンダーライナー内径の許容差逸脱を確認。 シンダーライナーの異状は運転中のドストレークの振動による発生が主として、また、機器に腐食や劣化は無いこと、地震の影響によるものではないと判断した。	無		-	シンダーライナーの交換を実施した。 確認運転により、異常の無いことを確認した。

表-4.3.1 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(23/62)

No.	分類	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
									設備原因の検討	健全性評価(追加評価)		
										地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	
(9) 弁												
118	b-1	不活性ガス系	主要弁	T31-F016	-	○	基本点検(自動試験)の結果、駆動部(上部ハットン)より微量のエアーリークを確認した。	良	駆動部の外観に損傷等の異常はなく、駆動部接点部(コイル)によるものと考えられることから、地震による影響ではないと判断した。	-	-	ハンキンの交換を実施した。その後の自動試験により、エアーリークのないこと及び動作に異常のないことを確認した。
119	b-1	不活性ガス系	主要弁	T31-F021	-	○	基本点検(自動試験)の結果、駆動部(エアリーク)より微量のエアーリークを確認した。	良	駆動部の外観に損傷等の異常はなく、駆動部接点部(コイル)によるものと考えられることから、地震による影響ではないと判断した。	-	-	ハンキンの交換を実施した。その後の自動試験により、エアーリークのないこと及び動作に異常のないことを確認した。
120	b-1	原子炉隔離時冷却系	主要弁	E01-F008	-	○	基本点検(自動試験)の結果、トルクパイプの接点部より微量のエアーリークを確認した。	良	機器に変形、損傷がないこと。また、リミットスイッチ接点不良は頻りにあるものであり、経年使用によるものと考えられることから、地震による影響ではないと判断した。	-	-	リミットスイッチの交換を実施した。自動試験にて異常のないことを確認した。
121	b-1	残留熱除去系	主要弁	E11-F001	○	○	基本点検(自動試験)の結果、駆動部(リミットスイッチ)より油漏れが確認された。	良	駆動部の外観に損傷等の異常はなく、油漏れは、ハンポン劣化によるものと考えられることから、地震による影響ではないと判断した。	-	-	ハンキンの交換を実施した。その後の自動試験により、油漏れのないこと及び動作に異常のないことを確認した。
122	b-1	残留熱除去系	主要弁	E11-F007	A	○	基本点検(自動試験)の結果、電磁弁のエアーリークを確認した。また、リミットスイッチのケーブル(白い素ゴム絶縁ガラス編組線ケーブル)のガラス編組がほつれていることを確認した。	良	電磁弁および空気配管の外観に損傷等の異常はなく、過去にも同様の事象が確認されていることから、ガスケット等の消耗部品の経年劣化と考えられ、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	電磁弁の交換を実施し、正常に復旧した。
123	b-1	残留熱除去系	主要弁	E11-F007	C	○	基本点検(自動試験)の結果、電磁弁のエアーリークを確認した。	良	電磁弁および空気配管の外観に損傷等の異常はなく、過去にも同様の事象が確認されていることから、ガスケット等の消耗部品の経年劣化と考えられ、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	電磁弁の交換を実施し、正常に復旧した。

表-4.3.1 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(24/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討	健全性評価(追加評価)			
										地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響		対応策
124	b-1	残留除去系	主要弁	E11-F025	B	○	基本点検(作動試験)の結果、閉度計の表示ずれを確認した。	良	閉度計斜固定用カンメの緩みによるものであり、弁閉閉及び系統運転時の流体流動等の感度使用によるものと考えられることから、地震による影響ではないと判断した。	-	-	閉度計斜固定用製品の交換を実施した。作動試験により、閉度計が正常に指示することを確認した。	
													無
125	b-1	低圧炉心スプレ イ系	主要弁	E21-F004	-	○	基本点検(自視点検)の結果、シリンドリカルバルブの取合部で、Oリングの劣化を確認した。当該Oリングを交換し、当該Oリングを取り外して確認したところ、傷が確認された。	良	点検時における配管の緩り戻しの取外し、取り付けによる配管の緩り戻し、Oリングの取外し、Oリングの取付け、Oリングの取外し、Oリングの取付けによる影響はないと判断した。	-	-	継ぎ手については交換を実施し、異常のないことを確認した。	
													無
126	b-4	主蒸気系	主蒸気減がし安全 弁	B21-F001	A	○	基本点検(自視点検)の結果、排気管フランジ取付ボルトに緩みが確認された。ため、排気管フランジ取付ボルトに緩みがないことを確認した。	良	配管との取付けにおいて、チェーンブロックを使用して各フランジの面合わせを行ったため、配管フランジとの面合わせを行ったが、チェーンブロック取外後は、各フランジ面と与える面圧が異なる状態となる。そのため、締付後の配管とフランジとの面圧が均等に伝わるように、フランジ取付ボルトに緩みがないことを確認した。	-	-	ガスケットの交換を行い、異常のないことを確認した。	
													D
													E
													F
													G
													H
													J
													K
													L
													M
138	b-2	安全弁	所内蒸気系タービン 連入入口安全弁	P01-F343	-	-	基本点検(自視点検)の結果、排気管より少量の蒸気が出ていることを確認した。	-	安全弁のシャットバス現象は、通常の点検においても確認されている事象であること、地震発生時における安全弁の異常な動作による影響はないと判断した。	-	-	組立後、作動(漏えい(トリック確認))を行い異常のないことを確認した。	
													無

表-4.3.1 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(25/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討	健全性評価(追加評価)	対応策		
									地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
(11)非常用ディーゼル発電機													
139	b-1			R44-A004-1	H	O	基本点検(自視点検、打診試験)の結果、基礎部(コンクリート部)のひびが基礎ボルトからの応力による破壊パターンに重複していることを確認した。	良	無	-	-	ひびの状況は微細であり、構造強度に影響がないものであることから、補修等は実施しない。	
140	b-1			R44-A004-2	H	-	基本点検(自視点検、打診試験)の結果、基礎部(コンクリート部)のひびが基礎ボルトからの応力による破壊パターンに重複していることを確認した。	-	無	-	-	ひびの状況は微細であり、構造強度に影響がないものであることから、補修等は実施しない。	
141	b-1	非常用ディーゼル発電設備(内燃機関)	空気圧縮設備(空気の)	R43-A004-1	A	O	基本点検(自視点検、打診試験)の結果、基礎部(コンクリート部)のひび及び基礎ボルトからの打診音が基礎ボルトからの応力による破壊パターンに重複していることを確認した。	良	無	-	-	ひび及び打診音の状況は微細であり、構造強度に影響がないものであることから、補修等は実施しない。	
142	b-1			R43-A004-2	A	-	基本点検(自視点検、打診試験)の結果、基礎部(コンクリート部)のひび及び基礎ボルトからの打診音が基礎ボルトからの応力による破壊パターンに重複していることを確認した。	-	無	-	-	ひび及び打診音の状況は微細であり、構造強度に影響がないものであることから、補修等は実施しない。	

表-4.3.1 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(26/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
									総合評価	地震影響の有無	健全性評価(追加評価)	判定		
143	b-1	非常用ディーゼル発電設備(内燃機関)	ディーゼル機関	R43-C001	A	O	基本点検(自損点検)の結果、過熱機運水配管外クワフレンジ部に油滲みを確認された。	無	-	-	バッキンの交換を実施した。作動試験時に異常のないことを確認した。			
							基本点検(作動試験)の結果、クワフレンジ部安全弁の作動圧力に許容値外れが確認された。(至9台 中6台)	無	-	-	安全弁の交換を実施した。作動試験時に異常のないことを確認した。			
							予め計画する追加点検(分機点検)の結果、D/G(シリンダーNo.18排気弁の弁座)接続線路部に浸透指示機線が認められた。	無	-	-	排気弁座の交換を実施し、非常用ディーゼル発電機の作動試験時に異常のないことを確認した。			
144	a-3						被災時に点検中であり、被災時に点検中であったD/G(A)のNo.18フレンジについて、位置ずれを確認した。	有	良好	良好	位置ずれが確認されたフレンジについては、正期の位置に復旧した。			
	b-1		非常用ディーゼル発電機	R43-C001	A	O	予め計画する追加点検後の無負荷運転時に当該機器の出力波形が周方向的に変動する事象を確認した。	無	-	-	電磁ピックアップ(後出器)を常用から予備に切り替えて無負荷運転を実施したところ、出力波形に変動がないことを確認した。速度変換器の点検結果に異常はないことから、常用電磁ピックアップ(後出器)の車体不良と考えられる。また、非常用ディーゼル発電機は地震後の定例試験において異常が確認されていないこと、および当該の電磁ピックアップを含む各機器に外観上の異常・損傷がなかったことから地震の影響ではないと判断した。	電磁ピックアップを交換し、非常用ディーゼル発電機の作動試験にて波形が正常であることを確認した。		

表-4.3.1 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(27/62)

No.	分類	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
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)	対応策	
									総合評価	地震影響の有無			
<b>(13)制御棒駆動機構</b>													
145	b-2		水圧制御ユニット	B11-D008	185	○	(ロケーションNo.18-55)基本点検(作動試験)の結果、ノッチ引抜操作時に、動作不良が確認された。追加点検(分解点検)の結果、方向制御子の加工不良による接触不良(水あか等)が認められた。	良	水あか等により、方向制御弁が閉まりにくくなり、トリップが発生し動作不良が発生した方向制御弁の整備、変形及び傷も確認されていることから、一時的な事象であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	予備品との交換を実施し、健全性に異常が無いことを確認した。
146	b-2	制御棒駆動系	制御棒駆動機構	B11-D008	185	○	(ロケーションNo.30-55、46-47、30-11、30-10)基本点検(作動試験)の結果、燃料装荷前駆動試験時に4体の動作不良を確認した。追加点検(分解点検)の結果、引抜用インナーシールリングにクラッドの噛み込みを確認した。	良	原子炉水に含まれるクラッドの噛み込みによる動作不良と判断した。過去にも同じ事象が確認されていることから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	予備品との交換を実施し、健全性に異常が無いことを確認した。
146	b-2	制御棒駆動系	制御棒駆動機構	B11-D008	185	○	(ロケーションNo.54-31)基本点検(作動試験)の結果、スクラム後の過挿入位置から全挿入位置への戻り動作の確認を確認した。追加点検(分解点検)の結果、異音は確認されなかった。	良	原子炉水に含まれるクラッドが一時的に制御棒駆動機構内部の摺動面に付着し、捕捉されたことによりフリクションが増大したものと推定され、地震の影響によるものではないと考えられる。	無	-	-	予備品との交換を実施し、健全性に異常が無いことを確認した。
							(ロケーションNo.42-59)基本点検(挿入確認)の結果、シール材であるリングに傷を確認した。	良	原子炉水に含まれるクラッドの噛み込みによる傷が原因であると判断した。過去にも同じ事象が確認されていることから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	リングの交換を実施し、健全性に異常が無いことを確認した。

表-4.3.1 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(28/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討	健全性評価(追加評価)	対応策		
									地震影響の有無	健全性評価(追加評価)	判定		
(14)主タービン													
147	b-1	蒸気タービン	高圧タービン	N31-C001	-	-	予め計画する追加点検(分解点検、浸透探傷検査)の結果、#10軸受メタル、#11,2軸受球面に当たり不良、ノズルに指示模様を確認した。	-	軸受は、地震時において分解・配置中であり、他の各部に変形・損傷等が無いことから、当たり不良は経年的なものであると判断した。 また、浸透指示模様は通常でも確認されている蒸気による浸食等経年的なものであることから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	軸受メタル、軸受球面の修正加工を実施した。 ノズルの溶接補修を実施した。
							予め計画する追加点検(分解点検、浸透探傷検査)の結果、外部車室キーの隙間を確認した。	-	有	キーに隙間が生じており、機能維持への影響が有りと判断した。	否	要 キーの取替修理を行う。	外部車室キーの取替修理を実施した。
148	b-1	蒸気タービン	低圧タービン(A)	N31-C002	A	-	予め計画する追加点検(分解点検、浸透探傷検査)の結果、ノズル・車室溶接部に指示模様を確認した。 #1,2,3,4軸受メタル、軸受球面に当たり不良を確認した。	-	軸受は、地震時分解・配置中であり、他の各部に変形・損傷等が無いことから、当たり不良は経年的なものであると判断した。 また、浸透指示模様は通常でも確認されている蒸気による浸食等経年的なものであることから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	軸受メタル、軸受球面の修正加工を実施した。 ノズル、車室溶接部の溶接補修を実施した。
							基本点検(目視点検)の結果、油切りの変形を確認した。また、予め計画する追加点検(分解点検)の結果、#5,6軸受メタルに接触、変形、内車一外車軸方向固定キーの変形、外部車室キーに隙間、割れ、車室の移動を確認した。	-	有	油切り、軸受ホワイト部に変形、内部キー変形、外部キー隙間、割れ、車室の移動が生じており、構造強度、機能維持への影響が有りと判断した。	否	要 軸受メタル、油切り、キーの取替、車室の位置修正、手入れを行う。	油切りの取替を実施した。 軸受メタルの取替を実施した。 外部車室キーの取替修理を実施した。 車室の位置修正を実施した。 内車一外車軸方向固定キーの取替修理を実施した。
149	b-1	蒸気タービン	低圧タービン(B)	N31-C002	B	-	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、内部車室溶接部、軸受球面に指示模様、ノズルハットに損傷を確認した。	-	地震の揺れにより、翼(動翼と静翼)部の接合部、内部車室溶接部、軸受球面に指示模様、ノズルハットに損傷が生じており、地震の影響によるものと判断した。	有	良	-	翼(動翼と静翼)部の手入れを実施した。 ノズルハットの手入れを実施した。 内部車室の溶接補修を実施した。
							予め計画する追加点検(分解点検、浸透探傷検査)の結果、内部車室溶接部、ノズルハットに指示模様、ノズルハットに損傷を確認した。また、ノズル・車室溶接部に指示模様を確認した。	-	無	内部車室溶接部の溶接補修への影響はないと判断した。	-	-	内部車室溶接部の取替を実施した。 ノズルハットに金具・パッキング・アングル等の溶接補修を実施した。 軸受球面の修正加工を実施した。 ノズル、車室溶接部の溶接補修を実施した。

表-4.3.1 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(29/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持	判定		
150	a-1						基本点検(目視点検)の結果、油切りの変形を確認した。また、予め計画する追加点検(分解点検)の結果、外部車室キーに隙間を確認。	-	有	油切り、外部車室キーに変形が生じており、構造強度・機能維持への影響が有りと判断した。	否	要 油切り、外部車室キーの取替を行う。	油切りの取替を実施した。 外部車室キーの取替修理を実施した。	
		蒸気タービン	低圧タービン(C)	N31-C002	C	-	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、動翼へへこみを確認した。	-	有	動翼のへこみは軽微であり、構造強度・機能維持への影響はない。	良	-	動翼の手入れを実施した。	
	b-1						予め計画する追加点検(分解点検、浸透検査)の結果、カブリングカ、キーに変形を確認した。また、車室溶接部に指示痕跡を確認した。	-	無	軸受は、地震時分解・位置中であり、また、各部に変形・損傷等がないことから、当たり不良は経年的なものとして判断した。また、カブリングカ、キーの変形については、分解点検時に接触して変形したものとして判断した。浸透指示痕跡は、通常点検でも確認されている蒸気による浸食等経年的なものであり、また、各部に変形・損傷等が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。	-	-	-	軸受メタル、軸受球面の修正加工を実施した。 カブリングカ、キーの取替を実施した。 車室溶接部の溶接補修を実施した。



表-4.3.1 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(30/62)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子上 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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響 の有無			
<b>(15) 発電機</b>													
151	a-1	発電機	主発電機本体	-	-	-	<p>予め計画する追加点検(分解点検)の結果、以下の損傷を確認した。 ・回転子の軸方向移動により各部接軸を確認。(軸受メタル、内側油切、外側油切、シールアーシング油切の損傷、案内油配管との接離、ベアリングアラウンド/ノックホルド変形、シールアラウンド/ノックホルド変形、ベアリング取付ホルド及びノックホルド変形や破断、メタルキャップとベアリング座等の変形)</p> <p>予め計画する追加点検(分解点検)の結果、以下の損傷を確認した。 ・回転子シャフトとコレクタファンと間辺部が接触したことにより、ファンカバー、ファンリングの損傷、コレクタハウジング防風板のずれ並びにコレクタベースの腐食、ボルト、ナットピッチ、ロッカー設置下絶縁板の変形や破損を確認。 ・回転子端部にある回転検出装置のキヤと検出器が接触し、検出器の破損を確認。</p>	-	有	地震発生時にカップリングが切り離された状態にあったことから、地震による回転子のゆれ量、移動量が大きく、主要構成部品が軸受メタル他の損傷が確認された。そのため、機能維持に影響ありと判断した。	否	損傷部位について部品交換、修理を行う。	損傷を受けた各部については、交換や補修等の修理を実施した。
<b>(17) 燃料交換機</b>													
152	a-1	燃料取扱装置	燃料交換機	F15-E001	-	-	基本点検(目視点検)の結果、ボイドローラーの閉鎖の位置がボイドローラーの閉鎖位置よりボイドローラーの閉鎖位置が確認された。	-	有	ボイドローラーの閉鎖位置がボイドローラーの閉鎖位置よりボイドローラーの閉鎖位置が確認された。	良	当該部の点検修正を行い異常の無い事を確認した。	

表-4.3.1 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(31/62)

No.	分類	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			
									設備原因の検討	健全性評価(追加評価)	対応策				
									地震影響の有無	機能維持	判定				
									総合評価	機能維持	判定				
(18)クレーン															
153	a-1	燃料取扱装置	原子炉検査建屋原子炉クレーン	U31-E001	-	-	基本点検(目視点検)の結果、トロリのケーブルがケーブルから脱落していることを確認した。 また、以下の不具合を確認した。 1. 補巻速機トレン配管の腐み 2. 電気品室内のチャエーフレートの腐み 3. 巻上げ装置のドラムのトロリ上部アクリル保護カバーの損傷 4. 10kVハイパスケーブルが外れ 5. ロックケーブルのエンド部のホルト腐み 6. 作動試験:異常なし	-	有	補巻速機トレン配管腐み、電気品室内チャエーフレート腐み、巻上げ装置のドラムトロリ上部アクリル保護カバー損傷、10kVハイパスケーブルが外れ、ロックケーブルのエンド部のホルト腐みについて元の状態で復旧した。	ケーブルベアをレーン上に復旧した。	否	ケーブルベアをレーン上に復旧した。	ケーブルベアの機能は、可動ケーブルのまど及び駆動防止であり、重傷がレーンから脱落した状態ではクレーンの機能に影響があるとは判断した。(ケーブルベア自体は損傷は確認されていない)	補巻速機トレン配管腐み、電気品室内チャエーフレート腐み、巻上げ装置のドラムトロリ上部アクリル保護カバー損傷、10kVハイパスケーブルが外れ、ロックケーブルのエンド部のホルト腐みについては、機能に影響するものではない。
(19)M-Gセット流体継手															
154	b-1	原子炉冷却材再循環ポンプ用可変周波数電源装置	可変周波数電源装置	C81-C002	A	-	分解点検(予め計画する追加点検)の結果、ランプ側接続の55箇所浸透指示機が認められた。	-	無	地震発生前に実施している過去の点検において同様の浸透指示機が認められており、地震の影響によるものではないと判断した。これは浸透時の溶接の未清掃またはアンダーカット、オーバーラップ、ブローホールである。	-	-	未溶接線に起因する亀裂や割れはないこと、アンダーカットオーバーラップは僅かであり母材や溶接部に影響を与えるものではないこと、ブローホールから割れに進展している箇所はないことから、再使用について問題ないことを評価を行った。なお、運転時に異常のないことを確認した。	点検結果はメーカーの判定基準を超えるものではないことを確認した。また、亀裂や割れではないことを確認したことから、再使用について問題ないことを評価した。再使用し、次回点検時にあわせて確認することとした。	
154	b-4	原子炉冷却材再循環ポンプ用可変周波数電源装置	可変周波数電源装置	C81-C002	B	-	基本点検(目視点検)の結果、流体継手ケース外面に油のじみを確認したため、追加点検(浸透探傷試験)を行い流体継手ケース外面に浸透指示機を確認した。	-	無	海外製のMGセットには過去からも溶接不良の事例があり、製造時の溶接品質が十分でないことが判明して得られている。今回対象機器についても、それらの知見に照らし合わせて、地震によるものではなく、元々存在した溶接不良箇所が運転時の振動によって割れに進展したものと判断した。	-	-	判定基準を超える浸透指示機が確認された箇所について溶接補修を実施した。	判定基準を超える浸透指示機が確認された箇所について溶接補修を実施した。	
155	b-4	原子炉冷却材再循環ポンプ用可変周波数電源装置	可変周波数電源装置	C81-C002	B	-	基本点検(目視点検)の結果、流体継手ケース外面に油のじみを確認したため、追加点検(浸透探傷試験)を行い流体継手ケース外面に浸透指示機を確認した。	-	無	海外製のMGセットには過去からも溶接不良の事例があり、製造時の溶接品質が十分でないことが判明して得られている。今回対象機器についても、それらの知見に照らし合わせて、地震によるものではなく、元々存在した溶接不良箇所が運転時の振動によって割れに進展したものと判断した。	-	-	判定基準を超える浸透指示機が確認された箇所について溶接補修を実施した。	判定基準を超える浸透指示機が確認された箇所について溶接補修を実施した。	

表-4.3.1 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(32/62)

No.	分類	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													
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策												
									総合評価	地震影響の有無				構造強度・機能維持への影響	判定										
<b>(21) 原子炉圧力容器及び付属機器</b>																									
156	b-1	原子炉圧力容器付属構造物	制御機駆動機構ハウジング支持金具	-	-	○	基本点検(自視点検)の結果、ラテラルスラストとストロークレームの接触部に異常の割れが確認された。	-	通常運転中のハウジングの伸び(熱変形)のため、結合部が壊れることにより産生された割れが発生したものと判断した。	無	-	-	産生は強度に影響するものではなく、当該割の産生の割れが機器の健全性に影響を及ぼすことはないことから、再塗装等の手入												
														a-1	原子炉圧力容器	-	-	○	基本点検(自視点検)の結果、原子炉圧力容器ヘッド位置台座ガイドピン(4本)の全周と原子炉圧力容器ヘッドスタッドボルト下部に接触部が確認された。	有	接触部は地震時に位置台座上に位置状態であった原子炉圧力容器ヘッドと位置台座ガイドピンが地震の揺れにより接触したものと判断した。	有	変形・損傷が無く、接触部は軽微であることから、構造強度・機能維持に影響するものではないと判断した。	良	今後、原子炉圧力容器ヘッド位置台座ガイドピンの交換並びに原子炉圧力容器ヘッドスタッドボルト穴接触部(部のバ)の除去を実施した。
<b>(22) 炉内構造物</b>																									
158	a-3	炉内構造物	シムラウトヘッド及びシムラウトヘッドボルト	-	-	-	基本点検(自視点検)の結果、副計及びガイドピンの変形が確認された。	有	目視点検の結果、本事象は地震の影響によるものと判断した。	有	-	良	炉水分離器の初期については切断し、仮置き用受け台を設置した。また、ガイドピンは炉内へ正常に戻し、機能上影響がないことを確認した。												
														-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
																									炉内構造物
159	a-3	炉内構造物	蒸気乾燥器	-	-	-	基本点検(自視点検)の結果、仮置用台座からのずれが確認された。	有	目視点検の結果、本事象は地震の影響によるものと判断した。	有	良	蒸気乾燥器の初期については切断し、仮置き用受け台を設置した。また、ガイドピンは炉内へ正常に戻し、機能上影響がないことを確認した。													

表-4.3.1 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(33/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無				健全性評価(追加評価) 構造強度・機能維持への影響
<b>(23) 配管</b>														
160	a-2	計基用圧縮空気系	主配管2				基本点検(自視点検)の結果、地震によるTトレントレイン配管の位置にずれが生じていることが確認された。	-	地震によるTトレントレイン配管の位置にずれが生じていることが確認された。	有	配管の曲がりが発生していることから、構造強度に影響ありと判断した。	否	要 配管取替を行う。	配管取替を実施した。
			主配管2 (支持構造物)			基本点検(自視点検)の結果、地震によるTトレントレイン配管の位置にずれが生じていることが確認された。	-	地震によるTトレントレイン配管の位置にずれが生じていることが確認された。	有	配管に変形以外の損傷や漏れは発生していないが、変位が大きいことから、構造強度・構造強度に影響ありと判断した。	否	要 サポート取替を行う。	サポート取替を実施した。	
161	a-2	不活性ガス系	主配管2				基本点検(自視点検)の結果、原子炉建屋と液体窒素ガス供給装置(屋外)の貫通部の配管に曲がり確認された。	-	本事業は地震による地盤変位の影響によるものであると判断した。	有	配管の曲がりが発生していることから、構造強度に影響ありと判断した。	否	要 配管取替を行う。	地盤沈下した基礎の復旧を完了し、配管取替を実施した。
			主配管2 (支持構造物)			基本点検(自視点検)の結果、配管食部から一部空気のリークと思われる音を確認した。	-	経年劣化による配管腐食、及び基礎そのものが地盤沈下したことによる漏れが確認されていることから、構造強度・機能維持に影響ありと判断した。	有	経年劣化による配管腐食、及び基礎そのものが地盤沈下したことによる漏れが確認されていることから、構造強度・機能維持に影響ありと判断した。	否	要 基礎を復旧し、配管を取替え漏えい確認を実施する。	地盤沈下した基礎の復旧を完了し、配管取替を実施した。	
162	a-2	不活性ガス系	主配管2 (支持構造物)				基本点検(自視点検)の結果、原子炉建屋と液体窒素ガス供給装置(屋外)の貫通部の配管に曲がり確認された。	-	本事業は地震による地盤変位の影響によるものであると判断した。	有	基礎そのものが地盤沈下していることから、構造強度・機能維持に影響ありと判断した。	否	要 サポート取替を行う。	地盤沈下した基礎の復旧を完了し、サポート取替を実施した。
			主配管3			基本点検(自視点検)の結果、地震によるTトレントレイン配管の位置にずれが生じていることが確認された。	-	本事業は地震による地盤変位の影響によるものであると判断した。	有	配管の曲がりが発生していることから、構造強度に影響ありと判断した。	否	要 配管取替を行う。	地盤沈下した基礎の復旧を完了し、配管取替を実施した。	
			主配管3 (支持構造物)				基本点検(自視点検)の結果、原子炉建屋と液体窒素ガス供給装置(屋外)の貫通部の配管に曲がり確認された。	-	本事業は地震による地盤変位の影響によるものであると判断した。	有	基礎そのものが地盤沈下していることから、構造強度・機能維持に影響ありと判断した。	否	要 基礎を復旧し、レストレイントの取替を行う。	地盤沈下した基礎の復旧を完了し、レストレイントを取替を実施した。

表-4.3.1 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(34/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
									総合評価	地震影響の有無	健全性評価(追加評価)	判定		
163	b-1	蒸気タービン	クロスアラウンド管(支持構造物)	SN-ES-1-01	-	-	予め計画する追加点検(低速走行試験)の結果、メカニカルスナバに固着による動作不良が認められた。	-	固着の原因はグリースの劣化による部品(ベールホウ)の固着であり、地震による破損ではなかった。	無	-	-	通常の保全作業として手入れを実施した。	
164	b-1	主蒸気系	主配管3(支持構造物)	SN-MS-308-02上	-	-	予め計画する追加点検(低速走行試験)の結果、メカニカルスナバに固着による動作不良が認められた。	-	固着の原因はグリースの劣化による部品(ベールホウ)の固着であり、地震による破損ではなかった。	無	-	-	通常の保全作業として手入れを実施した。	
165	a-2	原子炉補機冷却中間ループ系	主配管2				基本点検(目視点検)の結果、地震によるT1レンチ設置地盤の変位に伴って、原子炉補機冷却中間ループ系配管が変形しているのが確認された。	-	地震によるT1レンチ設置地盤の変位に伴って、原子炉補機冷却中間ループ系配管が変形したものと判断した。	有	配管の曲がりが発生していることから、構造強度に影響ありと判断した。	否	要 配管取替を行う。	配管取替を実施した。
			主配管2(支持構造物)				基本点検(目視点検)の結果、地震によるT1レンチ設置地盤の変位に伴って、原子炉補機冷却中間ループ系サポートが変形しているのが確認された。	-	地震によるT1レンチ設置地盤の変位に伴って、原子炉補機冷却中間ループ系サポートが変形したものと判断した。	有	基礎そのものが地盤沈下していることから、構造強度・耐力に維持に影響ありと判断した。	否	要 サポート取替を行う。	サポート取替を実施した。
166	b-1	残留熱除去系	主配管2				目視点検実施後に目系オリフィス下流部(ゴムライニング部)配管より漏えい(ゴムの割れ)が確認されたことから緊急処置として補修材による補修を実施後、漏えい確認を行ない異常の無いことを確認した。	-	オリフィス下流での乱流によるゴムライニングの割れに伴う配管材の運動が原因と考えられることから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	応急処置として補修材による補修を実施後、漏えい確認を行ない異常の無いことを確認した。また、恒久対策として当該部の交換を実施した。	
167	b-4	残留熱除去系	主配管1(支持構造物)	RHR-013-310S	-	○	メカニカルスナバの予め計画する追加点検(低速走行試験)の結果、許容範囲を超過する事象が確認された。予め計画する追加点検(分機点検)の結果、外部にへこみ痕を確認した。その他の部位、およびスナバ内部に損傷等の異常は確認されなかった。	-	へこみ痕は、周囲の機器の變形や損傷がないことから、シリンダ部に他工事や機器のメンテナンス等の作業時に接触したものと見られ、シリンダ部のへこみによる摺動不良が原因であり、地震による影響ではないと判断した。	無	-	-	メカニカルスナバ取替を実施した。	

表-4.3.1 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(35/62)

No.	分類	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
									設備原因の検討		対応策	
									総合評価	地震影響の有無		
168	a-2	補給水系	主配管5 (支持構造物)				基本点検(目視点検)の結果、地震によるトリレンチ設置地盤の変位に伴って、配管が変形しているのが確認された。	-	有	地震の曲がりが発生していることから、構造強度に影響ありと判断した。	要 配管取替を行う。	配管取替を実施した。
									否			
169	a-2	気体廃棄物処理系	主配管 (支持構造物)	P-102			基本点検(目視点検)の結果、地震によるトリレンチ設置地盤の変位に伴って、サポートが変形しているのが確認された。	-	有	基礎そのものが地盤沈下していることから、構造強度・機能維持に影響ありと判断した。	要 サポート取替を行う。	サポート取替を実施した。
									否			
170	a-2	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 スラッジ系	主配管 (支持構造物)			基本点検(目視点検)の結果、堆積炉建屋内の廃スラッジ系配管に変形を確認した。	-	有	配管に損傷は無いことを追加点検により確認した。 アップレートについては追加点検により指示書が確認されたため、構造強度・機能維持への影響ありと判断した。	要 アップレートの取替を行う。	アップレートについては、取替を行った。	
								否				
171	b-2	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 圧力調整 バルブ排水系	主配管			基本点検(目視点検)の結果、配管継ぎ手の溶接部より漏れが確認された。 基本点検(漏れい確認)の結果、配管内保水(系統隔離後の残水)の不足を確認した。	-	有	地震によるトリレンチ設置地盤の相対変位に伴って、サポートが変形したものと判断した。	要 サポート取替を行う。	地震による変位が生じた配管を支持するために、サポートの取替(取替)を実施した。	
								無				
172	a-2	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 洗濯廃液系	主配管			基本点検(目視点検)の結果、地震によるトリレンチ設置地盤の変位に伴って、洗濯廃液系配管が変形しているのが確認された。	-	有	地震の曲がりが発生していることから、構造強度に影響ありと判断した。	要 配管取替を行う。	配管取替を実施した。	
								否				

表-4.3.1 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(36/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
173	b-1		主配管2				基本点検(自視点検)の結果、漏えい痕を確認した。	-	当該箇所は配管取り回し、最下部に位置し、凍水により腐食しやすい環境である。また、当該配管・サポートに地震による割傷やずれ跡等はなかった。	無	-	配管の修理を実施した。	
									地震によるTTRレンチ設置地盤の変位に伴って、放射線トレンチ系配管が変形したものと判断した。	有	配管の曲がりが発生していることから、構造強度に影響ありと判断した。	否	要 配管取替を行う。
174	a-2	補助パイラに附属する管	主配管2 (支持構造物)				基本点検(自視点検)の結果、地震によるTTRレンチ設置地盤の変位に伴って、放射線トレンチ系サポートが変形しているのが確認された。	-	地震によるTTRレンチ設置地盤の変位に伴って、放射線トレンチ系サポートが変形したものと判断した。	有	基礎そのものが地盤沈下していることから、構造強度・機能維持に影響有りと判断した。	否	要 サポート取替を行う。
									地震によるTTRレンチ設置地盤の変位に伴って、所内蒸気系配管が変形したものと判断した。	有	配管の曲がりが発生していることから、構造強度に影響ありと判断した。	否	要 配管取替を行う。
175	b-1	換気設備(非常用ガス処理系)	主配管1 (支持構造物)			○	基本点検(自視点検)の結果、配管表面に腐食が確認された。	良	雨水浸入による経年的な配管の外周腐食であり、地震の影響では無いと判断した。	無	-	-	配管については腐食が確認された箇所の取替を実施した。また肉厚測定の結果、配管下面の一部に腐食による肉厚の減損が見られたが、最薄部における肉厚は4.0 mm(公称肉厚0.5 mm)であり、当該配管の技術基準上の必要厚さ(0.4 mm)を満足していることを確認した。
									雨水浸入による経年的なサポートの外周腐食であり、地震の影響では無いと判断した。	無	-	-	サポートについては、表面の腐食生成物を除去したところ、健全であることを確認した。

表-4.3.1 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(37/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討	健全性評価(追加評価)	対応策			
									地震影響の有無	健全性評価(追加評価) 構造強度・機能維持への影響	判定			
<b>(25) 熱交換器</b>														
176	a-2	不活性ガス系	バーゾ用蒸発器 (基礎ボルト)	T31-B104	-	-	基本点検(目視点検)の結果、基礎部にひびきが確認された。	-	バーゾ用蒸発器は専用設備であり、地震の影響による地震沈下に伴いひびきが発生したものであると判断した。	有	基礎そのものが地震沈下していることから、構造強度、機能維持に影響ありと判断した。	否	要 地震沈下した基礎の復旧を実施する。	地震沈下した基礎の復旧を完了した。
177	a-2	不活性ガス系	種給用蒸発器 (基礎ボルト)	T31-B101	クラス3	-	基本点検(目視点検)の結果、基礎コンクリートにひび割れが確認された。	-	種給用蒸発器は専用設備であり、地震の影響による地震沈下に伴いひびきが発生したものであると判断した。	有	基礎そのものが地震沈下していることから、構造強度に影響ありと判断した。	否	要 地震沈下した基礎の復旧を実施する。	地震沈下した基礎の復旧を完了した。
178	b-1	蒸気システムに 付属する熱交換器	グラント蒸気蒸化器	N33-B001	-	-	予め計画する追加点検(分岐点検)の結果、発生蒸気室内のドレン配管に、一部配管の交換を確認した。	-	地震による部品の劣化部分が原因に思われること、交換箇所が連続していることなどから、浸食、腐食によるものと思われる。地震の影響ではないと判断した。	無	-	-	-	ドレン配管の交換を実施した。
179	b-1	高圧炉心スプレ イターセル冷 却中間ループ 系	高圧炉心スプレ イターセル冷 却中間ループ 系熱交換器	P37-B001	-	○	基本点検(目視点検)の結果、基礎部(グラウト及び基礎台)にひびき確認された。	-	確認された基礎部のひびきは、形状、発生場所から判断すると地震時に想定される損傷パターンとは大きく異なるものである。また、地震応答解析の結果では、評価基準値に、及び以上から十分な余裕がある結果が得られており、ひびき割れであり、地震による影響ではないと判断した。	無	-	-	-	熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び結露水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。
180	b-1				A	○	基本点検(目視点検)の結果、基礎部(グラウト及び基礎台)にひびき確認された。	-	確認された基礎部のひびきは、形状、発生場所から判断すると地震時に想定される損傷パターンとは大きく異なるものである。また、地震応答解析の結果では、評価基準値に、対して十分に余裕のある結果が得られており、以上からコンクリートの乾燥収縮に起因したひびき割れであり、地震による影響ではないと判断した。	無	-	-	-	熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び結露水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。
181	b-1		非常用種給冷却 中間ループ 系	P38-B001	B	○	基本点検(目視点検)の結果、基礎部(グラウト及び基礎台)にひびき確認された。	-	確認された基礎部のひびきは、形状、発生場所から判断すると地震時に想定される損傷パターンとは大きく異なるものである。また、地震応答解析の結果では、評価基準値に、対して十分に余裕のある結果が得られており、以上からコンクリートの乾燥収縮に起因したひびき割れであり、地震による影響ではないと判断した。	無	-	-	-	熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び結露水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。



表-4.3.1 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(38/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
182	b-1				A		基本点検(目視点検、打診試験)の結果、基礎部(グラウト及び基礎台)にひび及び打診音の異常が確認された。また、一部のひびについては基礎ポルトからの応力による破壊パターンに重複している。	-	現地にて再度詳細に調査を実施した結果、以下の理由により、破壊取組によるものであり地震影響ではないと判断した。 ・ 隣接建屋(SI)にて表面はつり差を伴った結果、基礎コンクリート部とグラウト部の剥離 ・ ひび割れはグラウト近傍の表面で止まっており、基礎台下部にまで進展していないこと ・ 地震による破壊であれば、ひびは途中で止まらないこと。 ・ ひびが縦ね等間隔に出ていること(乾燥収縮特有の事象であること)。 ・ 異常確認箇所がグラウト近傍のみであること。 ・ 地震影響であれば、見られるはずの基礎台隣接面の真音が全く確認されなかったこと。	-	熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び結露水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。		
183	b-1				B		基本点検(目視点検)の結果、基礎部にひびが確認された。	-	確認された基礎部のひびは、形状、発生場所から判断すると地震時に想定される規模ハターンとは大きく異なるものである。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。	-	熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び結露水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。		
184	b-1				C		基本点検(目視点検)の結果、基礎部にひびが確認された。	-	確認された基礎部のひびは、形状、発生場所から判断すると地震時に想定される規模ハターンとは大きく異なるものである。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。	-	熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び結露水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。		
185	b-1				D		基本点検(目視点検、打診試験)の結果、基礎部に異常が確認された。当該異常箇所については基礎ポルトからの応力による破壊パターンに重複している。	-	打診音の異常については、地震による影響に似ているものの、基礎部のソリシフト発生を伴った結果、異常箇所がコンクリート表面のみであったことから、コンクリートの乾燥収縮に起因したものであり、地震による影響ではないと判断した。	-	異常の状況は表層部のみであり、構造強度に影響はないと判断した。又、ハッキリ異常箇所については再度コンクリートによる補修を実施した。		

表-4.3.1 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(39/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
186	a-3						基本点検(自視点検)の結果、水変差(冷却水出入口側)ゴムライニングの損傷が確認された。	-	有	ゴムライニングの割離のみであり、母材の損傷、変形等は無いことから、構造強度・機能維持(バウナダリ-機能)への影響なしと判断した。	良	-	ゴムライニングに割離が生じており、割水不良及びそれによる腐食が懸念されることから、念のため補修を実施した。補修後の漏水確認にて異常の無いことを確認した。
	b-1				A		基本点検(自視点検)の結果、基礎部にひびが確認された。	-	無	確認された基礎部のひびは、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、地震応答解析の結果では、許容基準値に達して十分に余裕のある結果が得られている。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。	-	-	ひび割れの状況は微細であり、構造強度に影響はないと判断した。又、熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び経路水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。
187	b-1				B		基本点検(自視点検)の結果、基礎部にひびが確認された。	-	無	確認された基礎部のひびは、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、地震応答解析の結果では、許容基準値に達して十分に余裕のある結果が得られている。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。	-	-	ひび割れの状況は微細であり、構造強度に影響はないと判断した。又、熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び経路水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。
	a-3		残熱除去冷却中間ループ系	P-38-B001	c		基本点検(自視点検)の結果、水変差(冷却水出入口側)ゴムライニングの損傷が確認された。	-	有	ゴムライニングの割離のみであり、母材の損傷、変形等は無いことから、構造強度・機能維持(バウナダリ-機能)への影響なしと判断した。	良	-	ゴムライニングに割離が生じており、割水不良及びそれによる腐食が懸念されることから、念のため補修を実施した。補修後の漏水確認にて異常の無いことを確認した。
188	b-1						基本点検(自視点検)の結果、基礎部にひびが確認された。	-	無	確認された基礎部のひびは、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、地震応答解析の結果では、許容基準値に達して十分に余裕のある結果が得られている。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。	-	-	熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び経路水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。
	b-1				D		基本点検(自視点検)の結果、基礎部にひびが確認された。	-	無	確認された基礎部のひびは、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、地震応答解析の結果では、許容基準値に達して十分に余裕のある結果が得られている。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。	-	-	熱交換器建屋に設置してある機器は、海水による塩害及び経路水からのコンクリート保護の観点から念のため硬化剤による補修を実施した。

表-4.3.1 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(40/62)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子上 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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響 の有無			
<b>(26) 復水器、給水加熱器、湿分分離器</b>													
190	b-1	蒸気タービン	湿分分離器	N35-D001	A	-	予め計画する追加点検(分岐点検、浸透探検検査)の結果、内部構造物溶接部に指示模様を確認した。	-	浸透探検模様については、通常の点検でも確認されている範囲による浸透探検検査が無いことから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	内部構造物溶接部の溶接補修を実施した。	
							予め計画する追加点検(分岐点検、浸透探検検査)の結果、内部構造物溶接部に指示模様を確認した。	-	浸透探検模様については、通常の点検でも確認されている蒸気による浸透等経年的な現象であら、また、各部に變形・損傷等が無いことから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	内部構造物溶接部の溶接補修を実施した。	
191	b-1	蒸気タービン	湿分分離器	N35-D001	B	-	予め計画する追加点検(分岐点検)の結果、器内抽気管ラキングに凹み、器内小口径配管ラキングに曲がり	-	器内抽気管ラキングについては地震の揺れにより、補強管とラキングが接触し、凹みが生じたものであり、地震の影響によるものと判断した。小口径配管ラキングの曲がりもまた、器内小口径配管ラキングに凹み、器内小口径配管ラキングに曲がりが生じたものであり、地震の影響によるものと判断した。	有	良	ラキングの凹みは軽微であること。また、ラキングは、浸食防止を目的とすることから、構造強度・機能維持(バウダリー機能)への影響は無いと判断した。	修理・手入れを実施した。
							予め計画する追加点検(分岐点検)の結果、器内抽気管ラキングに凹み、器内小口径配管ラキングに曲がり	-	器内抽気管ラキングについては地震の揺れにより、補強管とラキングが接触し、凹みが生じたものであり、地震の影響によるものと判断した。小口径配管ラキングの曲がりもまた、器内小口径配管ラキングに凹み、器内小口径配管ラキングに曲がりが生じたものであり、地震の影響によるものと判断した。	有	良	ラキングの凹みは軽微であること。また、ラキングは、浸食防止を目的とすることから、構造強度・機能維持(バウダリー機能)への影響は無いと判断した。	修理・手入れを実施した。
192	b-1	復水器等	主種水器(A)	N61-B001	A	-	基本点検(目視点検)の結果、水室フランジ部に漏えい痕を確認した。予め計画する追加点検(分岐点検)の結果、浸透探検検査の結果、器内構造物溶接部に指示模様を確認した。	-	地震時において、水室については点検のため開放された状態であり、内部は乾燥状態であった。よって水室フランジ部の漏えい痕は、地震以前の漏えいによるものである。	無	-	修理・手入れを実施した。	
							基本点検(目視点検)の結果、水室フランジ部に漏えい痕を確認した。予め計画する追加点検(分岐点検)の結果、浸透探検検査の結果、器内構造物溶接部に指示模様を確認した。	-	地震時において、水室については点検のため開放された状態であり、内部は乾燥状態であった。よって水室フランジ部の漏えい痕は、地震以前の漏えいによるものである。	無	-	修理・手入れを実施した。	
192	b-1	復水器等	主種水器(A)	N61-B001	A	-	基本点検(目視点検)の結果、水室フランジ部に漏えい痕を確認した。予め計画する追加点検(分岐点検)の結果、浸透探検検査の結果、器内構造物溶接部に指示模様を確認した。	-	器内抽気管ラキングについては地震の揺れにより、補強管とラキングが接触し、凹みが生じたものであり、地震の影響によるものと判断した。小口径配管ラキングの曲がりもまた、器内小口径配管ラキングに凹み、器内小口径配管ラキングに曲がりが生じたものであり、地震の影響によるものと判断した。	有	良	ラキングの凹みは軽微であること。また、ラキングは、浸食防止を目的とすることから、構造強度・機能維持(バウダリー機能)への影響は無いと判断した。	修理・手入れを実施した。
							基本点検(目視点検)の結果、水室フランジ部に漏えい痕を確認した。予め計画する追加点検(分岐点検)の結果、浸透探検検査の結果、器内構造物溶接部に指示模様を確認した。	-	器内抽気管ラキングについては地震の揺れにより、補強管とラキングが接触し、凹みが生じたものであり、地震の影響によるものと判断した。小口径配管ラキングの曲がりもまた、器内小口径配管ラキングに凹み、器内小口径配管ラキングに曲がりが生じたものであり、地震の影響によるものと判断した。	有	良	ラキングの凹みは軽微であること。また、ラキングは、浸食防止を目的とすることから、構造強度・機能維持(バウダリー機能)への影響は無いと判断した。	修理・手入れを実施した。
192	a-4		主種水器(基礎ボルト)				基本点検(目視点検)の結果、基礎部(グラウト部)に軽微なひび割れを確認した。	-	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び浸透不れ現象は無いことから、構造強度に影響はないと判断した。	有	良	硬化剤による補修を実施した。	
							基本点検(目視点検)の結果、基礎部(グラウト部)に軽微なひび割れを確認した。	-	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び浸透不れ現象は無いことから、構造強度に影響はないと判断した。	有	良	硬化剤による補修を実施した。	

表-4.3.1 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(41/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
									総合評価	地震影響の有無	健全性評価(追加評価)	判定		
193	a-1		主種水器(B)				<p>予め計画する追加点検(分極点検)の結果、水室内面防汚塗装に腐れ、器内小口径配管に曲がり、器内抽気管ラキングに凹みを確認した。</p>	-	有	健全性は伸縮継手に直接蒸気が当たるのを防ぐため保護用で取付けられており、本事業のずれは直接強制的に影響するものではなく、構造強度・機能維持への影響は無い。	良	-	修理・手入れを実施した。	
									有	ラセンの凹みは軽微であること、また、ラセンは、浸食防止は機能を目的とすることから、構造強度・機能維持(ラキング・ラジエーター)への影響は無いと判断した。	良	-	修理・手入れを実施した。	
								有	リフトの曲がり等は軽微であり、配管についても外観に変形・損傷がないことから構造強度・機能維持(ラキング・ラジエーター)への影響はないと判断した。	良	-	修理・手入れを実施した。		
									有	水室内面防汚塗装の剥れ、水室内面ラキングのはがれについては経年劣化に認められているものがある。また、器内構造強度・小口径配管サポートの浸食についても確認される。蒸気による浸食等経年劣化の点である。さらに、各部に浸食・損傷等がないことを確認していることから、これらは地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	修理・手入れを実施した。	
	a-4		主種水器(B) (基礎ボルト)				基本点検(目視点検)の結果、基礎部(グラウト部)に軽微なひび割れを確認。	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさない腐材(設計とはグラウトは考慮していない)であり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの目視点検、打撃試験結果に異常は無かったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	-	硬化剤による補修を実施した。		

表-4.3.1 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(42/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持			判定
194	a-1		主復水器(C)	N61-B001	C		予め計画する追加点検(分解点検)の結果、器内抽気管ラキングに凹み、器内小口径配管Uバンドに曲がりを確認。	器内抽気管ラキングについては地震の揺れがはじかれた時点でラキングが確認し、凹みと判断した。また、器内小口径配管Uバンドの曲がりも経年劣化現象として確認された。曲がりが生じたものであり、地震の影響によるものと判断した。	有	ラキングの凹みは軽微であること、また、ラキングは、浸食防止機能を目的とすることから、構造強度・機能維持への影響は無いと判断した。	良	修理・手入れを実施した。		
									有	Uバンドの曲がりも軽微であり、配管についても外観に変形・損傷がないことから構造強度・機能維持への影響はないと判断した。	良	修理・手入れを実施した。		
195	b-1		主復水器(C) (基礎ボルト)	N21-B001	A		基本点検(目視点検)の結果、基礎部(クワッド部)に軽微なひび割れを確認。	地震時において、水室については点検のため開放された状態であり、内部は乾燥状態であった。よって水室フレンジ部の漏えい痕は、地震以前の漏えいによるものである。また、器内補強管・小口径配管サポートの浸食、内部構造物溶接線の欠陥については通常の点検においても確認される蒸気による浸食等の経年的な現象である。さらに、各部に地震による変形・損傷等がないことを確認している。また、水室内面防汚塗装の剥れは経年的に確認されている事象であることから、これらは地震の影響によるものではないと判断した。	無	クワッドは構造強度に影響を及ぼさない。軽微なひび割れはラウドは考慮していないであり、基本点検にて確認されたひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの目視点検、打診試験結果に異常はなかったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	硬化剤による補修を実施した。		
									無	マンホールボルトナットはかしり跡以外に変形・損傷等無く、運転中の蒸気影響等による経年劣化によるものであり、地震の影響によるものではないと判断した。また、当該箇所のかしりは弾性変形の影から通常の点検で確認されるものである。	-	マンホールボルトナットはかしり跡以外に変形・損傷等無く、運転中の蒸気影響等による経年劣化によるものであり、地震の影響によるものではないと判断した。また、当該箇所のかしりは弾性変形の影から通常の点検で確認されるものである。	-	修理・手入れを実施した。
196	b-1	復水系、給水系	第1給水加熱器	N21-B001	B		予め計画する追加点検(分解点検)の結果、マンホールボルトナットに凹みを確認。	マンホールボルトナットはかしり跡以外に変形・損傷等無く、運転中の蒸気影響等による経年劣化によるものであり、地震の影響によるものではないと判断した。また、当該箇所のかしりは弾性変形の影から通常の点検で確認されるものである。	無	マンホールボルトナットはかしり跡以外に変形・損傷等無く、運転中の蒸気影響等による経年劣化によるものであり、地震の影響によるものではないと判断した。また、当該箇所のかしりは弾性変形の影から通常の点検で確認されるものである。	-	修理・手入れを実施した。		
									無	蒸気室による浸食は経年劣化現象として確認されているものである。また、溶接線に腐食が生じていた欠陥が蒸気流による浸食に伴う経年劣化により裏面化したものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	修理・手入れを実施した。		
197	b-1		第6給水加熱器	N21-B006	A		予め計画する追加点検(分解点検)の結果、ラキング溶接線に欠陥を確認。	無	ラキングの凹みは軽微であること、また、ラキングは、浸食防止機能を目的とすることから、構造強度・機能維持への影響は無いと判断した。	良	修理・手入れを実施した。			

表-4.3.1 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(43/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討	健全性評価(追加評価)				
										地震影響の有無	構造強度・機能維持		判定	
(27) プールライニング														
198	a-1	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 高電圧度廃液	高電圧度廃液系貯留槽	K13-A004	A	-	基本点検(自視点検)の結果、補天井振(蓋)ハッキンが数センチはみ出し、又、配管ラバーブーツの外れを確認した。	-	自視点検にて槽・配管に著しい変形や損傷がないことから、地震により天井振が認められたことより、ハッキンのはみ出し及びラバーブーツ外れが生じたものと判断した。	有	槽に著しい変形や損傷がなく、配管についても外観に損傷がないことから、構造強度・機能維持への影響はないと判断した。	良	-	ハッキン・ラバーブーツの補修を実施した。
							基本点検(自視点検)の結果、補天井振(蓋)ハッキンが数センチはみ出し、又、配管ラバーブーツの外れを確認した。	-	自視点検にて槽・配管に著しい変形や損傷がないことから、地震により天井振が認められたことより、ハッキンのはみ出し及びラバーブーツ外れが生じたものと判断した。	有	槽に著しい変形や損傷がなく、配管についても外観に損傷がないことから、構造強度・機能維持への影響はないと判断した。	良	-	ハッキン・ラバーブーツの補修を実施した。
200	a-1	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 低電圧度廃液	低電圧度廃液系収集槽(A)	K12-A001	A	-	基本点検(自視点検)の結果、補天井振(蓋)ハッキンが数センチはみ出し、又、配管真通部(スリーブ)の船毛脱落を確認した。	-	自視点検にて槽・配管に著しい変形や損傷がないことから、地震によりハッキンのはみ出し等のものと判断した。又、地震により船毛脱落が生じたものと判断した。	有	槽に著しい変形や損傷がなく、配管についても外観に損傷がないことから、構造強度・機能維持への影響はないと判断した。	良	-	ハッキン・船毛の補修を実施した。
							基本点検(自視点検)の結果、マンホール蓋及び補天井振(蓋)ハッキンが数センチはみ出し、又、天井振ナット及び、マンホール締め付ボルトの緩みを確認した。	-	自視点検にて槽・配管に著しい変形や損傷がないことから、地震によりハッキンのはみ出し及び天井振ナット及び、マンホール締め付ボルトに緩みが生じたものと判断した。	有	槽に著しい変形や損傷がなく、マンホール締め付ボルトに損傷がないことから、構造強度・機能維持への影響はないと判断した。	良	-	ハッキンの補修、ナット交換・ナット及びボルトの再締め付けを実施した。

表-4.3.1 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(44/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討	健全性評価(追加評価)				
										地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響		判定	
202	a-1	変圧器	主変圧器	S11-MTR	-	-	<p>予め計画する追加点検(分解点検)の結果、地震の影響により放圧装置が動作し放圧管から油漏れが確認された。また、放圧弁が動作したことにより内部に空気が混入し本体ガス後出装置が動作した。</p>	有	<p>地震の揺れにより変圧器内部の放圧装置に加わる圧力が変動したことにより放圧装置(弁)が動作し放圧弁から油漏れした。また、当該変圧器は停止中であり、放電によるガス発生は考えられないことから放圧装置の動作に伴って空気が混入したものと判断した。</p>	有	<p>変圧器本体を保留する為の動作であり、機器の劣化によるものではないことから、機械性能等には影響がないと判断した。</p>	良	<p>地震による影響であるが、機能維持には影響が無いと判断した。放圧装置の交換を実施し、正規の状態に復旧した。</p>	
														<p>予め計画する追加点検(分解点検)の結果、内蔵固定油物のすじの腐蝕や油質劣化のためスベーパーの飛び出しを確認した。</p>
203	a-1	変圧器	所内変圧器	R11-HTR-1A	-	-	<p>予め計画する追加点検(分解点検)の結果、基礎ボルトが折損していることを確認した。</p>	有	<p>地震の揺れにより過大な応力が加わり基礎ボルトが折損したものと判断した。</p>	有	<p>変圧器(専用基礎ボルト)が折損していることから機械性能に影響有りと判断した。</p>	否	<p>変圧器基礎部と埋込みベースを直接溶接した。</p>	<p>当該の接合部はブッシングの機能に影響を与るものではないため、表面部の補修を実施した。</p>
204	a-1	変圧器	所内変圧器	R11-HTR-1B	-	-	<p>予め計画する追加点検(分解点検)の結果、地震の影響により放圧装置が動作し放圧管から油漏れが確認された。また、放圧弁が動作したことにより内部に空気が混入し本体ガス後出装置が動作した。</p>	有	<p>地震の揺れにより変圧器内部の放圧装置に加わる圧力が変動したことにより放圧装置(弁)が動作し放圧弁から油漏れした。また、当該変圧器は停止中であり、放電によるガス発生は考えられないことから放圧装置の動作に伴って空気が混入したものと判断した。</p>	有	<p>変圧器本体を保留する為の動作であり、機器の劣化によるものではないことから、機械性能等には影響がないと判断した。</p>	良	<p>地震による影響であるが、機能維持には影響が無いと判断した。放圧装置の交換を実施し、正規の状態に復旧した。</p>	

表-4.3.1 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(45/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持	判定		
205	a-1	変圧器	1号車起動用変圧器 (中性点接地装置を含む)	S12-#1HSTR-			予め計画する追加点検(分極点検)の結果、地震の影響により高圧装置が動作した。高圧弁が動作したことにより内部に空気が浸入し、本体ガス検出装置が動作した。	-	有	変圧器本体を震動する為の動作であり、機器の周囲には影響がないと判断した。	良	-	地震による影響であるが、機能維持には影響が無いと判断した。放圧装置の交換を実施し、正現の状態に復旧した。	
							予め計画する追加点検(分極点検)の結果、一次側漏洩ブッシング油中のアセチレン(1ppm)を検出した。	-	有	地震の揺れにより、スイッチ本体及び配管に過大な応力が加わったことにより生じたものと判断した。	有	絶縁性能を監視する設備が備わっていることから機能に影響ありと判断した。	否	要 配管及び圧カススイッチ配管及び圧カススイッチの交換を行う。
							予め計画する追加点検(分極点検)の結果、巻線が約2~15mm程度高圧側へずれていた。また、絶縁物のずれが確認された。	-	有	原因はコア中心ハブと押しネジが地震の影響により接触・非接触状態になり放電したものと判断した。	有	アセチレンガスを検出したことから内部放電が生じたものと判断し、巻線に影響ありと判断した。	否	要 ブッシングの交換を ブッシングの交換を行う。
													要 巻線および絶縁物のずれを修復し、ずれ防止対策として絶縁物の周囲を面磨きする。	



表-4.3.1 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(46/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
a-1			予備変圧器	S13-YOBI-TR			基本点検(自視点検)の結果、地震の影響により放圧装置が動作し放圧管から油漏れが確認された。	-	有	変圧器本体を保護するみの動作であり、機軸の損傷は認められないことから、機軸性能への影響はないと判断した。	良	地震による影響であるが、機軸維持には影響が無いと判断した。放圧装置の交換を実施し、正規の状態に復旧した。	
							基本点検(自視点検)の結果、高圧中性点ファンクション管と取付フランジ間にすれが確認された。	-	有	追加点検の結果、フランジングの密着性能等に異常は確認されなかつたことから、変圧器の機軸への影響はないと判断した。	良	当該部をすれを修復し、正常状態に復旧した。	
							基本点検(自視点検)の結果、基礎ボルトのうち1本(全8本)にわずかな変形(垂直線に対し0.5mmの曲がり)が確認された。	-	有	全8本中1本のみわずかな変形であり、変圧器本体の位置ずれにも至っていないことから、機軸への影響はないと判断した。	良	基礎ボルトの交換を実施した。	
							基本点検(自視点検)の結果、上部鉄心支持絶縁物(クランク版)が破損していることを確認した。	-	有	鉄心、巻線等に損傷はないことと、機軸への影響はないと判断した。	良	支持絶縁物の交換を実施した。	
b-1							フロントのギア部に塗布されているグリスの粘度が上がり、固着状態になったためフロートの上下動を拘束したものと考えられる。	-	無	グリスの固着原因としては、本変圧器は通常は変電しないため温度変化が非常に小さく、ギアの可動範囲が小さかつたため、固着したものと考えられる。以上より地震の影響によるものではないと判断した。	-	当該油面計の交換を実施した。	

表-4.3.1 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(47/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
<b>(31) 計器、検出器、変換器、継電器、調整器</b>													
207	b-2	一次冷却材圧力計測装置(主蒸気系主蒸気圧力)	主蒸気圧力検出用	N11-PT018	-	-	基本点検(漏えい確認)の結果、常用圧力へ昇圧後に昇圧状態を保持したところ、圧力指示計に圧力低下が確認された。	-	無	-	-	当該ラインについては、検出元件の修理を実施後、再度漏えい確認を実施し問題がない事を確認した。	
208	b-1	一次冷却材温度計測装置(主蒸気系主蒸気温度)	高圧タービン入口蒸気温度	N11-TE006	C	-	基本点検(自視点検)の結果、現場検出器内端子板覆の部材を確認した。	-	無	-	-	検出器内端子については交換を実施し、問題のないことを確認した。	
209	b-1	一次冷却材温度計測装置(給水系給水温度)	第1給水加熱器出口給水温度	N21-TE097	B	-	基本点検(機能確認)の結果、絶縁抵抗値が基準値以下であった。	-	無	-	-	温度検出器については交換を実施し、異常のないことを確認した。	

表-4.3.1 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(48/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
210	b-1	原子炉S774M槽 号S774M排出器 (水位高)	S774M排出器水位 (レベルS1774)	C12-L.S015	2A	○	基本点検(漏えい確認)の結果、常用圧力へ昇圧後に昇圧状態を保持したところ、圧力指示計に圧力降下が確認された。	良	無	-	当該ラインについては、検出弁の手入れを実施後、再度漏えい確認を実施し、異常のないことを確認した。		
211	b-1	原子炉S774M槽 号S774M排出器 (水位高)	S774M排出器水位 (レベルS1774)	C12-L.S015	2B	○	基本点検(漏えい確認)の結果、常用圧力へ昇圧後に昇圧状態を保持したところ、圧力指示計に圧力降下が確認された。	良	無	-	当該ラインについては、検出弁の手入れを実施後、再度漏えい確認を実施し、異常のないことを確認した。		
212	b-1	原子炉S774M槽 号S774M排出器 (水位高)	S774M排出器水位 (レベルS1774)	C12-L.S015	1C	○	基本点検(漏えい確認)の結果、常用圧力へ昇圧後に昇圧状態を保持したところ、圧力指示計に圧力降下が確認された。	良	無	-	当該ラインについては、検出弁の手入れを実施後、再度漏えい確認を実施し、異常のないことを確認した。		
213	b-1	原子炉S774M槽 号S774M排出器 (水位高)	S774M排出器水位 (レベルS1774)	C12-L.S015	1D	○	基本点検(漏えい確認)の結果、常用圧力へ昇圧後に昇圧状態を保持したところ、圧力指示計に圧力降下が確認された。	良	無	-	当該ラインについては、検出弁の手入れを実施後、再度漏えい確認を実施し、異常のないことを確認した。		

表-4.3.1 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(49/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
214	b-4				B	○	基本点検(機能確認)の結果、精度が規定値から外れていた。	良	無	-	-	計器の交換を実施し、異常のないことを確認した。また、計器製作時の静電気防止対策を行い、静電気が蓄積しないように工場内の製造手順が見直されたことを確認した。	
		主蒸気隔離弁(排水器真空度(低))	主蒸気第一内圧力(MSIV/閉用)	N36-PT026									
215	b-4				C	○	基本点検(機能確認)の結果、精度が規定値から外れていた。	良	無	-	-	計器の交換を実施し、異常のないことを確認した。また、計器製作時の静電気防止対策を行い、静電気が蓄積しないように工場内の製造手順が見直されたことを確認した。	
		平均出力領域モニタ 原子炉出力監視 号(中性子束高)燃料棒制御棒可撓キーンターロック	平均出力領域モニタ	CS1-Z654	F	○	[PRM(出力領域モニタ)経故障]警報が発生した。基本点検(目視点検)の結果、平均出力領域モニタ(F)にて経故障が発生しており、モニタ面を確認したところ、モニタ電圧がOVJであった。当該電源装置の再起動条件を裏取りしたが、復旧しなかったことから、電源装置内部の基板の故障と判断した。	良	無	-	-	電源基板については交換を実施し、異常のないことを確認した。	

表-4.3.1 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(50/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無				判定
217	a-5				A		「チャネルA主蒸気管放射線高」警報の発生を確認した。基本点検(自視点検)の結果、モニタAについては通常の指示値であったが、当該放射線モニタの検出器が水没していることを確認した。	良	地震により検出器が損傷したのではなく、地震により破断した屋外消火配管の水が検出器のエルに浸入したことにより、検出器が水没したものと判断した。	有	検出器を取り出して外観目視点検を実施したところ、水没以外の異常は確認されず、機能確認結果も問題なかったが、機能維持への影響がないとは判断できない。	否	要 検出器の交換を行う。	検出器については交換し、正常に復帰した。 また、同様な事象が発生した時に検出器が水没しない処置として、検出器ワエルの値を高くする対策を実施した。
218	a-5	フレク放射線モニタ 原子炉システム用 主蒸気管放射線モニタ (主蒸気管放射線高)	主蒸気管放射線モニタ D11-RE001		B		「チャネルA主蒸気管放射線高」警報の発生を確認した。基本点検(自視点検、機能確認)の結果、モニタBの指示値が異常を示していることおよび、当該放射線モニタの検出器が水没していることを確認した。また、取り出した検出器の外観を確認したところ、検出器Bの接続部コネクタに水が浸入していることが確認された。総線抵抗測定を実施した結果、総線抵抗値の低下が確認された。	良	地震により検出器が損傷に至ったものではなく、地震により破断した屋外消火配管の水が検出器のエルに浸入したことにより、検出器が水没したものと判断した。コネクタ部に水が浸入した結果、総線抵抗値が低下し、モニタ指示値の変動に至ったものと判断した。	有	コネクタ部の水の浸入により、機能喪失したものと判断した。	否	要 検出器の交換を行う。	検出器については交換し、正常に復帰した。 また、同様な事象が発生した時に検出器が水没しない処置として、検出器ワエルの値を高くする対策を実施した。
219	a-5				C		「チャネルA主蒸気管放射線高」警報の発生を確認した。基本点検(自視点検、機能確認)の結果、モニタCに高濃警報が発生しており、当該放射線モニタの検出器が水没していることを確認した。また、取り出した検出器の外観を確認したところ、検出器Cの接続部コネクタに水が浸入していることが確認された。総線抵抗測定を実施した結果、総線抵抗値の低下が確認された。	良	地震により検出器が損傷に至ったものではなく、地震により破断した屋外消火配管の水が検出器のエルに浸入したことにより、検出器が水没したものと判断した。コネクタ部に水が浸入した結果、総線抵抗値が低下し、モニタ指示値の変動および警報の発生に至ったものと判断した。	有	コネクタ部の水の浸入により、機能喪失したものと判断した。	否	要 検出器の交換を行う。	検出器については交換し、正常に復帰した。 また、同様な事象が発生した時に検出器が水没しない処置として、検出器ワエルの値を高くする対策を実施した。
220	a-5				D		「チャネルA主蒸気管放射線高」警報の発生を確認した。基本点検(自視点検)の結果、モニタDについては通常の指示値であったが、当該放射線モニタの検出器が水没していることを確認した。	良	地震により検出器が損傷したのではなく、地震により破断した屋外消火配管の水が検出器のエルに浸入したことにより、検出器が水没したものと判断した。	有	検出器を取り出して外観目視点検を実施したところ、水没以外の異常は確認されず、機能確認結果も問題なかったが、機能維持への影響がないとは判断できない。	否	要 検出器の交換を行う。	検出器については交換し、正常に復帰した。 また、同様な事象が発生した時に検出器が水没しない処置として、検出器ワエルの値を高くする対策を実施した。

表-4.3.1 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(51/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
221	b-4	原子炉50kVm信 号(注)蒸気電放 射機(蒸気電放 機)主蒸気管放熱 器	主蒸気管放熱器	D11-Z601	B	O	基本点検(機能確認)の結果、前面のモード選択にて(A)(蒸気設定位置(下限位置))を選択したが、通常ランブが点灯すること、ランプが点灯しなかった。	良	無	追加点検の結果、側面パネルと基板間のフラットケーブルの接続不良と判明した。接続不良の原因は、フラットケーブルの成形形状他の不良(屈曲)により、フラットケーブル圧接部分に屈曲による負荷が生じ、フラットケーブル接点に焼きが生じ、接触不良に至ったものと考えられる。フラットケーブルは地震による応力が加わる部位ではないことから、フラットケーブル接点の浮きについては、地震の影響によるものではないと判断した。	-	良	千二タについては予備品と交換を実施し、異常のない事を確認した。また、同型の千二タ全数についてフラットケーブルの外観点検を実施し、成形状態不良がないことを確認した。
222	b-1	フロセモニタリ ン設備(冷却炉建 屋排気筒放熱 器(モニタ))	冷却炉建屋排気筒放熱器(モニタ)	D11-RE02	A	-	基本点検(機能確認)の結果、高圧電源用ケーブルコネクタを取り外したところ、コネクタの芯線のピンが確認された。	-	無	通常点検によるケーブルコネクタ取り外し、取り付けの繰り返しによるものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	コネクタの交換を実施し、異常のないことを確認した。
223	b-1	移動式炉心内 計装系 核計装	TIP検出器	CS1-NE08	D	-	基本点検(機能確認)の結果、絶縁破壊電圧測定を実施したところ、測定基準を逸脱していることが確認された。	-	無	外観上は絶縁物の異常がないことから、絶縁破壊電圧測定結果が異常と判明した。過去にも同様の異常が確認されていることから地震による影響ではないと判断した。	-	-	検出器の交換を実施し、異常のない事を確認した。
224	b-1	移動式炉心内 計装系 核計装	TIP検出器	CS1-NE08	E	-	基本点検(機能確認)の結果、絶縁破壊電圧測定を実施したところ、測定基準を逸脱していることが確認された。	-	無	外観上は絶縁物の異常がないことから、絶縁破壊電圧の低下は検出器内部の絶縁劣化によるものと考えられる。過去にも同様の異常が確認されていることから地震による影響ではないと判断した。	-	-	検出器の交換を実施し、異常のない事を確認した。
225	b-1	発電機(保電機 電装品の種類)	発電機電圧不平衡 継電器	H11-PR75- 1-60G	-	-	基本点検(機能確認)の結果、主発電機電圧不平衡継電器のS-T回路について、動作値の管理値逸脱が確認された。	-	無	外観目視上異常が無いこと、管理値の逸脱がS-T回路(S、S-T回路)のうちの1相(S-T)のみで発生し、過去にも同様の異常が確認されていることから、継電器内部の電子の経年的な劣化によるものと考えられ、地震の影響ではないと判断した。	-	-	当該継電器の修理を実施し、正常に動作することを確認した。
226	b-1	負荷用69kV しゃ断器(保護 継電装置の種類)	過電流継電器	M/C 1A-1- 6B-49-50- 51	-	-	基本点検(機能確認)の結果、過電流継電器の即時動作時間が管理値を逸脱していた。	-	無	外観目視上異常が無く、過去にも同様の事象が確認されていることから、経年劣化による特性と考えると、地震の影響ではないと判断した。	-	-	継電器の調整を実施し、正常に動作することを確認した。
227	b-1	負荷用69kV しゃ断器(保護 継電装置の種類)	過電流継電器	M/C 1B-2- 5B-49-50- 51	-	-	基本点検(機能確認)の結果、瞬時要素のR相接点に導通不良を確認した。	-	無	外観上異常が無いこと、2相(R、T相)のうち1相に異常はなかったこと、および可動接点部の動作に異常は見られなかったこと、過去にも同様の異常が確認されていることから、経年劣化による特性と考えると、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	継電器の接点の修理を行い、異常のないことを確認した。

表-4.3.1 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(52/62)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子上 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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響 の有無	健全性評価(追加評価)			判定
228	a-1	負荷用69V の断路器(保護 継電装置の種 別)	過電流継電器	M/C ISA-2- 4B-50-51	-	-	基本点検(目視点検)の結果、地震時に過電流継電器が動作していいことを確認した。また、当該継電器の外部に、損傷等の異常がないことを確認した(機能確認)。結果、異常はないことを確認した。	-	有	地震により発生した短絡事故により、保護継電器が正動作したもので、構造強度・機能維持への影響はなかった。	良	-	短絡箇所の修理を実施し、起動母線過電流継電器が正常に動作することを確認した。	
229	b-1	母線用500kV遮 断器(保護継電装置 の種類)	500kV 3号母線分 離 継電器	-	-	-	基本点検(機能確認)の結果、当該継電器の動作不良を確認した。	-	無	外観上は損傷等の異常がないこと、基盤内の素子の経年劣化による動作不良であり、過去にも同様の事象を確認していることから、地震による影響ではないと判断した。	-	-	基盤内の素子(トランジスタ、ダイオード)を交換し、異常の無いことを確認した。	
230	b-1	予備断圧器(保 護継電装置の 種類)	予備断圧器温度高 継電器	-	-	-	基本点検(目視点検)の結果、当該継電器(温度計)の動作不良を確認した。また、当該継電器(温度計)の接続抵抗が低下していることを確認した。	-	無	外観上は損傷等の異常はないことから、ダイアル温度計指示部のパッキンの劣化により漏れが継電器内部に侵入し、蒸気による動作不良の原因と判断した。また、当該継電器(温度計)の接続抵抗が低下していることによる影響はないと判断した。	-	-	ダイアル温度計の交換を実施した。	
231	a-1	起動母線受電 用69Vレール切 断器(保護継電 装置の種類)	起動母線 過電流継電器	M/C ISB-1- 1B-51	-	-	基本点検(目視点検)の結果、保護継電器の動作を確認した。	-	有	外観目視点検及び単体試験を実施し継電器に異常がなかったことから、継電器の構造強度・機能維持への影響はなかった。	良	-	受電側を交換し、健全性に異常がないことを確認した。	
232	a-1	発電機	サイリス整流器	H21-P227	-	-	基本点検(目視点検)の結果、サイリス整流器のサイリススタレー位置がずれていることを確認した。	-	有	サイリススタレーがずれないこと、励磁機主回路に影響するものと考えられる。	否	要	基本点検を実施し、サイリスの健全性に異常のないことを確認し、正常位置に復旧した。なお、サイリススタレーの位置ずれ防止のため、止め重具の幅を大きくした。	

表-4.3.1 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(53/62)

No.	分類	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	総合評価			備考		
								設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
								総合評価	地震影響の有無				構造強度・機能維持への影響
(32) 原子炉格納容器および付属機器													
233	a-1	圧力降減装置 その他の安全装置	タイヤフラムフロア	-	-	○	基本点検(自視点検)の結果、タイヤフラムフロア上面部面に微細なひび割れが確認された。	既地震前からのコンクリート表面のひび割れは確認されており、大きく開口したひび割れは無いものの微細な割れの一部には地震時に発生したとも推測出来るので、地震の影響は否定できない。	有	地震以前の13回定期検査時に比較的大きく開口したひび割れについて、割れののび測定を行ったところ、断熱コンクリート層内で留まっており強度部材である断熱コンクリートに影響してはいなかったことを考慮すると、小さなひび割れは構造的強度に影響はないと考えられる。原に、鉄筋コンクリート層でひび割れが到達していた場合でも、鉄筋を重層構造にて負担する事としている事から、圧縮荷重のみが問題となり、圧縮荷重に対してひび割れは強度評価上問題とならないことからタイヤフラムフロアの機能に影響はない。	良	-	今後、定期検査毎に実施する原子炉格納容器点検(格納容器内各フロアの点検)結果を踏まえて、適宜、補修実施等を実施していくこととする。
(35) ストレーナ/フィルタ													
234	b-1	残留熱除去海水系	残留熱除去海水系 ストレーナ	P45-D002	A	○	基本点検(自視点検)の結果、基礎部にひびが確認された。	確認された基礎部のひびは、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。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	確認された基礎部のひびは、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。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。	良	-	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施した。
235	b-1	残留熱除去海水系	残留熱除去海水系 ストレーナ	P46-D002	B	○	基本点検(自視点検)の結果、基礎部にひびが確認された。	確認された基礎部のひびは、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。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	確認された基礎部のひびは、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。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。	良	-	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施した。
236	b-1	高圧中心スプレィドイザーセル海水系	高圧中心スプレィドイザーセル海水系 ストレーナ	P46-D002	-	○	基本点検(自視点検)の結果、基礎部にひびが確認された。	確認された基礎部のひびは、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。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	確認された基礎部のひびは、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。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。	良	-	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施した。



表-4.3.1 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(54/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
237	a-4	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理素 高電圧処理液	高電圧処理液系濃縮装置用ミクス	K13-D010	A	-	基本点検(自視点検)の結果、基礎梁台グラウト部にひび割れを確認した。	-	制塵・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	クラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はクラウトは考慮して確認された。ひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎梁ルトの目視点検結果異常のないことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	-	ひび割れの状況は微細であるが、念のため硬化剤による補修を実施した。
									制塵・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	クラウトは構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上はクラウトは考慮して確認された。ひびは剥落に至るような形状ではないこと及び基礎梁ルトの目視点検結果異常のないことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	ひび割れの状況は微細であるが、念のため硬化剤による補修を実施した。	
238	a-4	廃棄物処理設備 固体廃棄物処理素	1次セラミックフィルタ	K26-D013	A	-	基本点検(自視点検)の結果、1次セラミックフィルタ破損(206本中93本)が確認された。	-	フィルタは長尺であることから、地震の影響によりフィルタが揺れて、隣接のフィルタとつかり合ったことにより、フィルタを固定している支持プレート部の付根より破損したと判断した。	有	フィルタ破損が生じていることから、機能維持への影響ありと判断した。	否	要 フィルタの取替を行う。	取替後、取付状況の確認及び漏えい確認を実施し異常のないことを確認した。
									フィルタは長尺であることから、地震の影響によりフィルタが揺れて、隣接のフィルタとつかり合ったことにより、フィルタを固定している支持プレート部の付根より破損したと判断した。	有	フィルタ破損が生じていることから、機能維持への影響ありと判断した。	否	要 フィルタの取替を行う。	取替後、取付状況の確認及び漏えい確認を実施し異常のないことを確認した。
239	a-1	廃棄物処理設備 固体廃棄物処理素	1次セラミックフィルタ	K26-D013	B	-	基本点検(自視点検)の結果、1次セラミックフィルタ破損(206本中63本)が確認された。	-	フィルタは長尺であることから、地震の影響によりフィルタが揺れて、隣接のフィルタとつかり合ったことにより、フィルタを固定している支持プレート部の付根より破損したと判断した。	有	フィルタ破損が生じていることから、機能維持への影響ありと判断した。	否	要 フィルタの取替を行う。	取替後、取付状況の確認及び漏えい確認を実施し異常のないことを確認した。
									フィルタは長尺であることから、地震の影響によりフィルタが揺れて、隣接のフィルタとつかり合ったことにより、フィルタを固定している支持プレート部の付根より破損したと判断した。	有	フィルタ破損が生じていることから、機能維持への影響ありと判断した。	否	要 フィルタの取替を行う。	取替後、取付状況の確認及び漏えい確認を実施し異常のないことを確認した。

表-4.3.1 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(55/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
									総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
241	a-1				A		基本点検(自視点検)の結果、2次セラミックフィルタ破損(206本中26本)が確認された。	-	有	フィルタ破損が生じていることから、機能維持への影響有り	否	要 フィルタの取替を行う。	取替後、取付状況の確認及び漏えい確認を実施し異常のないことを確認した。	
242	a-1	廃棄物処理設備 固体廃棄物処理系 焼却系	2次セラミックフィルタ	K26-D014	B		基本点検(自視点検)の結果、2次セラミックフィルタ破損(206本中6本)が確認された。	-	有	フィルタ破損が生じていることから、機能維持への影響有り	否	要 フィルタの取替を行う。	取替後、取付状況の確認及び漏えい確認を実施し異常のないことを確認した。	

表-4.3.1 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(56/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
(38)タンク													
243	b-1	複水浄化系	復水処理装置 ポンプ駆動再生塔	NZ7-D005	-	-	基本点検(目視点検)の結果、開窓の枠から漏えいを確認した。	-	無	-	-	点検手入れを実施し、異常の無いことを確認した。	
													外観点検では地震に伴う機器外観の変形は確認されていないこと。点検の結果、ゴムハッキンの劣化が確認されたことから、経年劣化によるシール機能低下影響であると判断した。
244	a-4	不活性ガス系	液化窒素貯槽	T31-A101	-	-	基本点検(目視点検)の結果、屋外設備である液化窒素貯槽の基礎コンクリート(グラウト部)にひび割れが確認された。	-	有	否	-	基礎沈下した基礎の復旧を実施する。	
													グラウトは、割離・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響による地盤沈下によりひび割れが発生したことは否定できないと判断した。
245	a-2	不活性ガス系	補給用加温器	T31-B103	クラス3	-	基本点検(目視点検)の結果、地盤沈下による移動が確認された。	-	有	否	-	基礎沈下した基礎の復旧を実施する。	
													補給用加温器は屋外設備であり、地震の影響による地盤沈下に伴い移動したものと判断した。
244	a-2	不活性ガス系	液化窒素貯槽	T31-A101	-	-	基本点検(目視点検)の結果、屋外設備である液化窒素貯槽の基礎ポルトに産生の割離が確認された。	-	有	否	-	基礎沈下した基礎の復旧を実施する。 基礎沈下した基礎の復旧を実施する。	
													確認された基礎ポルトは可動ベース(非固定)であり、機器の熱伸びを考慮して多少スライドできる様になっている。産生の割離(割れ)は通常水平方向に確認されますが、基本点検においてはナット部に垂直方向(ポルトの軸方向)に割れが確認され、さらに割れた産生片(産生割れ)の破面を確認した結果、新たな産生割れと考えられることから、地震の振動により基礎が沈下し、基礎ポルトの産生が割離したものと判断した。
245	a-2	不活性ガス系	補給用加温器	T31-B103	クラス3	-	基本点検(目視点検)の結果、地盤沈下による移動が確認された。	-	有	否	-	基礎沈下した基礎の復旧を実施する。 基礎沈下した基礎の復旧を実施する。	
													基礎沈下した基礎の復旧を実施する。

表-4.3.1 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(57/62)

No.	分類	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		
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
									総合評価	地震影響の有無	健全性評価(追加評価)			判定
246	a-1	蒸気タービンに付属する給水処理設備	純水タンク	Y41-A006A	No. 1	-	基本点検(目視点検)の結果、側柱上蓋のほす台目皿及び側柱基部の一部に破損によると思われる変形が確認された。	地震力により側脚については変型及び側脚型変形の二種類の産出と見られる側脚モーターが生じたものと判断した。	有	側柱の変形を放置すると、長期使用する間の大きな繰り返し荷重によって、応力集中部に亀裂が生じたりする可能性があるが予定できないことから、構造強度に影響があるかどうか判断した。	否	要 タンクの取替を行う。	タンクの取替を実施した。	
							基本点検(目視点検)の結果、滑動防止のための基礎ボルトについては伸び・破断が確認された。	地震による重直および水平方向の加速度が、側蓋およびタンクに作用したことにより、基礎ボルトに大きな引張荷重として働いて、ボルトに伸びが生じたものと推定される。なお、当該基礎ボルトはタンクアンサーピストンの支弁軸担は有しておらず、運転に支障を与えない。	有	タンク本体において変形・漏えい等異常は確認されており、構造強度・構造性能を与えるものではないと判断した。	良	-	基礎ボルトが不要な構造のタンクへ取替を実施した。	
247	b-1	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 シャワー・ドレン系	シャワー・ドレン系取集タンク(基礎ボルト)	K16-A001A	A	-	基本点検(目視点検)の結果、基礎部(コンクリート部)のひび割れが一部確認され、ひび割れの方向による破断パターンに重複している。	現地にて再度詳細に調査を実施した結果、以下の理由により、乾燥収縮であり地震影響ではないと評価した。 ・ひびが密な等間隔に出ていること(乾燥収縮特有の事象であること)。 ・基礎本体にすべり跡がないこと。 ・基礎本体は表面ひび割れで基礎下部にまで達していないこと(基礎による破断であれば、ひびは途中ではまがなはなすること)。 ・ボルトから発生しているひびが確認されている箇所もあるが、ひびがある面の逆側の基礎ボルト近傍には特にひび割れがないこと。(地震による破断であれば、両側にその影響が確認される)	無	-	-	ひびの状況は密な等間隔であり、構造強度に影響がないものであることから、補修等は実施しない。		
							基本点検(目視点検)の結果、基礎部(コンクリート部)のひび割れが一部確認され、ひび割れの方向による破断パターンに重複している。	現地にて再度詳細に調査を実施した結果、以下の理由により、乾燥収縮であり地震影響ではないと評価した。 ・ひびが密な等間隔に出ていること(乾燥収縮特有の事象であること)。 ・基礎本体にすべり跡がないこと。 ・ひび割れは表面だけであり、基礎台下部にまで達していないこと(地震による破断であれば、ひびは途中ではまがなはなすること)。 ・ボルトから発生しているひびが確認されている箇所もあるが、ひびがある面の逆側の基礎ボルト近傍には特にひび割れがないこと(地震による破断であれば、両側にその影響が確認される)	無	-	-	ひびの状況は密な等間隔であり、構造強度に影響がないものであることから、補修等は実施しない。		
248	b-1	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 シャワー・ドレン系	シャワー・ドレン系取集タンク(基礎ボルト)	K16-A001B	B	-	基本点検(目視点検)の結果、基礎部(コンクリート部)のひび割れが一部確認され、ひび割れの方向による破断パターンに重複している。	無	-	-	-	ひびの状況は密な等間隔であり、構造強度に影響がないものであることから、補修等は実施しない。		

表-4.3.1 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(58/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
249	b-1	補助パイラに付属する給水設備 貯水タンク	給水タンク	P82-A001	A	-	基本点検(目視点検)の結果、給水タンク取付ボルトのナット(2/8本)に緩みは確認された。	-	無	-	ナットの増締めを実施した。		
250	b-1				B	-	基本点検(目視点検)の結果、給水タンク取付ボルトのナット(4/8本)に緩みは確認された。	-	無	-	ナットの増締めを実施した。		
(39) 計装ラック													
251	b-1	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系計装ラック	H22-P021	-	○	基本点検(漏えい確認)の結果、常用圧力へ昇圧後に昇圧状態を保持したところ、圧力指示計に圧力低下を確認した。	良	無	-	外観目視上は異常がなく、計装ラック入口弁を閉じて漏えい確認を実施したところ圧力低下が確認されなかったことから、計装ラック外にある検出弁のシールバス(圧力漏れ)が原因と判断した。 シールバスがあった検出弁については、クワッド等の付着によりシールバスが発生したものであり、また過去にも同様の事象が確認されていることから、地震による影響ではないと判断した。	検出弁弁の手入れを実施後、再度漏えい確認を実施し、異常のないことを確認した。	
252	b-1	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系計装ラック	H22-P022	-	-	基本点検(漏えい確認)の結果、常用圧力へ昇圧後に昇圧状態を保持したところ、圧力指示計に圧力低下を確認した。	-	無	-	外観目視上は異常がなく、計装ラック入口弁を閉じて漏えい確認を実施したところ圧力低下が確認されなかったことから、計装ラック外にある検出弁のシールバス(圧力漏れ)が原因と判断した。 シールバスがあった検出弁については、クワッド等の付着によりシールバスが発生したものであり、また過去にも同様の事象が確認されていることから、地震による影響ではないと判断した。	検出弁弁の手入れを実施後、再度漏えい確認を実施し、異常のないことを確認した。	
253	b-1	給水系(給水流量)	原子炉給水流量計装ラック	H22-P255	-	-	基本点検(漏えい確認)の結果、常用圧力へ昇圧後に昇圧状態を保持したところ、圧力指示計に圧力低下を確認した。	-	無	-	外観目視上は異常がなく、計装ラック入口弁を閉じて漏えい確認を実施したところ圧力低下が確認されなかったことから、計装ラック外にある検出弁のシールバス(圧力漏れ)が原因と判断した。 当該検出弁弁にクワッド等の付着を確認したため、これによりシールバスが発生したと考えられ、過去にも同様の事象が確認されていることから、地震による影響ではないと判断した。	検出弁弁の手入れを実施後、再度漏えい確認を実施し、異常のないことを確認した。	

表-4-3.1 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(59/62)

No.	分類	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	総合評価				備考	
								設備原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
								総合評価	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
254	b-3	複水系(復水流量)	高圧復水ポンプ装置ラック	H22-P206	-	-	基本点検(漏えい確認)の結果、常用圧力へ昇圧後に昇圧状態で保持したところ、圧力指示計に圧力降下を確認した。	外観目視上は異常がなく、計装ラック入口弁を閉にして漏えい確認を実施したところ圧力降下が確認されなかったことから、計装ラック内に原状の検出弁のシールハス(圧力漏れが原因と判断した。	無	-	-	検出弁弁のフラッシングを実施後、再度漏えい確認を実施し、異常のないことを確認した。	
255	b-1	原子炉システム番号47A排出器水位高)	CRDスクラム排出器水位計器集合A	H22-PT60	-	○	基本点検(漏えい確認)の結果、常用圧力へ昇圧後に昇圧状態で保持したところ、圧力指示計に圧力降下を確認した。	当該ラックについて外観目視上は異常がなかったことから、漏えい箇所特定のため、計装ラック外にある検出弁のシールハス(圧力漏れが原因と判断した。	無	-	-	検出弁弁の入れ替えを実施後、再度漏えい確認を実施し、異常のないことを確認した。	
<b>(40) 制御盤・電源盤・充電器</b>													
256	b-1	バイタル交流電源設備	プロトタイプCVCF 1B	R46	-	○	基本点検(機能確認)の結果、直流電流計の測定値を確認した。	電流計に外観上の異常はなく、同一機内にて動作確認している他の電流計と異常がなかったこと、過去にも同様の異常が確認されたこと、経年劣化による電流計の誤差によるものではないと判断した。	無	-	-	電流計の交換を実施し、異常のないことを確認した。	
257	b-1	蓄電池及び充電器	直流250V充電器常用	R42-PO07	-	-	基本点検(目視点検)の結果、タイマーリレーのソケットのフック(ツメ)の破損を確認した。	タイマーリレーの外観に損傷等の異常はなかったこと、同一電源盤に取り付けられている他の充電器のフックに異常は見られなかったこと、経年劣化によるフックの破損は過去にも確認されていることから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	タイマーリレーのソケットを交換し、異常のないことを確認した。	
258	b-4	所内系統受電器 用6.9kVレバ断器 起動系統受電器 用6.9kVレバ断器 所内系統一起 起動系統断器 用6.9kV 真向用6.9kV レバ断器 用6.9kVレバ断器	6.9kVメタクラ1A-2	M/GIA-2	-	-	基本点検(目視点検)の結果、基礎ボルト(全28本)とワッシャー間に隙間があるものを2本確認した。 基本点検(打診試験)の結果、ボルトとワッシャーの間に起因すると見られる打音が確認された。 追加点検(トルク確認)の結果、締結力がない基礎ボルト1本(1%程度)※を、当該ボルトを取り外し点検した結果、変形等の異常、盤全体の歪み、各列盤の歪み、母線・支持絶縁物等の異常は確認されなかった。 追加点検(ボルトの寸法測定、浸透探傷試験)の結果、母線、ワッシャー、ボルトの寸法は規定値に適合した。打撃試験において母線の歪み、変形等の異常は確認されなかった。	当該ボルトを取り外して外観およびボルトの寸法測定、浸透探傷試験を実施した結果、基礎ボルトとワッシャー間の隙間は、締付け不足に起因したもので、または打撃試験による脆化の発生によるものではないと判断した。	無	-	-	ボルトについては念のため、交換を実施した。	

表-4.3.1 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(60/62)

No.	分類	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	地震解析結果	総合評価			備考	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
259	a-1	所内時給受電用6.9kVレヤ断器 起動時給受電用6.9kVレヤ断器 所内時給受電用6.9kVレヤ断器 6.9kVレヤ断器	6.9kV 4タクラ IS B-1	M/C1SB-1	-	-	基本点検(目視点検)の結果、駆逐結線部、駆逐結線部、駆逐結線部、駆逐結線部に異常は認められなかった。ポルトの点検に異常は認められなかった。規定トルク値にて締付を行ったところ、締め付け方向に約30°程度回転した。	-	有	健全性に至みがないこと、駆逐結線部(天板)のコーキングに剥がれがないこと、及び母線および支持絶縁物等にも異常は認められなかったこと、母線の機能を損なうような損傷はなかつた。また、駆逐確認結果にも異常は認められなかったこと、地震の影響ではないと判断した。	良	-	回転したポルトについては、規定のトルク値により、増し締めを実施して復旧した。
260	a-1	負荷用6.9kVレヤ断器 機用6.9kVレヤ断器	6.9kV 4タクラ IS B-2	M/C1SB-2	-	-	基本点検(目視点検)の結果、駆逐結線部、駆逐結線部、駆逐結線部、駆逐結線部に異常は認められなかった。ポルトの点検に異常は認められなかった。規定トルク値にて締付を行ったところ、締め付け方向に約30°程度回転した。	-	有	健全性に至みがないこと、駆逐結線部(天板)のコーキングに剥がれがないこと、及び母線および支持絶縁物等にも異常は認められなかったこと、母線の機能を損なうような損傷はなかつた。また、駆逐確認結果にも異常は認められなかったこと、地震の影響ではないと判断した。	良	-	回転したポルトについては、規定のトルク値により、増し締めを実施して復旧した。
261	b-1	保護継電装置の電源(発電機固定子冷却水喪失検出装置)	水素ガス制御盤	H21-P222	-	-	基本点検(目視点検)の結果、水素ガス制御盤において補助リレーコイルテープに剥がれを確認した。	-	無	補助リレーコイルテープが熱による経年劣化により剥離したものと考えられ、過去にも同様の事象を確認していることから、地震による影響ではないと判断した。	-	-	当該リレーの動作確認を実施し、機能上問題ないことを確認した。
262	b-1	固定子巻線冷却水制御盤	固定子巻線冷却水制御盤	H21-P220	-	-	基本点検(目視点検)の結果、固定子巻線冷却水制御盤において補助リレーコイルテープに剥がれを確認した。	-	無	補助リレーコイルテープが熱による経年劣化により剥離したものと考えられ、過去にも同様の事象を確認していることから、地震による影響ではないと判断した。	-	-	当該リレーの動作確認を実施し、機能上問題ないことを確認した。

表-4.3.1 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(61/62)

No.	分類	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	
									設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
									総合評価	地震影響の有無			
263	b-2	高圧炉心スプレッドシステムダイオキシル素電設備	高圧炉心スプレッドシステムダイオキシル素電制御盤	H21-P611	-	○	基本点検(自視点検)の結果、高圧炉心スプレッドシステムダイオキシル素電制御盤の各部に異常は認められず、機器の正常動作が確認された。	良	無	-	ガラスカバーの傷は極めて軽微であり、保護リレーの動作確認を実施した結果、機能上問題ないことを確認した。		
<b>(42) 燃料体(燃料集合体およびチャンネルボックス)</b>													
264	b-4	炉心	燃料集合体	-	-	○	基本点検(自視点検)の結果、炉心の燃料体(燃料集合体)に異常は認められず、燃料体の正常動作が確認された。	-	無	-	確認された軽微な曲がりには燃料の健全性上問題のないものであることから、取替及び修理の措置は必要なく、継続使用とした。		
<b>(45) ボイラ</b>													
265	a-2	補助ボイラに付属する通風設備	煙突	-	-	-	基本点検(自視点検)の結果、地震による地震下の影響による煙突の傾き及び煙道の破損、変形が確認された。加圧点検(開放点検)の結果、煙突設置地盤は傾いていないものの煙突本体には斜傾は確認されなかった。内部耐火材については煙突上部のみ脱落していることが確認された。	有	煙突の傾き・内部耐火物の脱落が生じていることから、構造強度・機能維持への影響ありと判断した。	否	要 煙突及び煙道の補修を行う。	煙突基礎部レベル修正及び煙突内部耐火物脱落補修を実施した。また、修理実施後、漏えい確認を実施し異常のないことを確認した。	
265	a-2	補助ボイラに付属する通風設備	煙突	-	-	-	追加点検(開放点検)の結果、煙突に破損及び煙道内の煙道貫通部の変形が確認された。	有	煙道の破損・変形が生じていることから、構造強度・機能維持への影響ありと判断した。	否	要 煙突及び煙道の補修を行う。	煙突については伸縮継手の交換及び煙道補修を実施した。修理実施後、漏えい確認を実施し異常のないことを確認した。	



表-4.3.1 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(62/62)

No.	分類	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	総合評価			備考	
								設備原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
								総合評価	地震影響の有無			
266	a-2		脚				-	基本点検(目視点検)の結果、地震による建屋設置地盤の変位により、脚の傾きが確認された。追加点検の結果、脚の傾き以外に損傷箇所は確認されなかった。	有	脚が傾いていることから、ボイラ水の循環等の運転機能への影響有りと判断した。	脚の傾き修正を行う。	脚の傾き修正を実施した。連絡管修理(取替)後、確認運転を実施し異常のないことを確認した。
		補助ボイラ(1A)	管寄せ、連絡管及びボイラ一管	P02-B101	1A		-	基本点検(目視点検)の結果、連絡管から漏えい(確認)の結果、連絡管の傾きが確認された。追加点検の結果、連絡管と脚取合部の漏えい箇所が特定された。	無	機器に変形、損傷はなく、連絡管と脚取合部の垢管部が腐食・剥離して漏み漏えいしたことが確認されたこと、また当該事象は経年劣化事象としてボイラ設備で確認される事象であるから、経年劣化によるものと判断した。	-	連絡管の修理(取替)を実施し異常のないことを確認した。
267	a-2		脚				-	基本点検(目視点検)の結果、地震による建屋設置地盤の変位により、脚の傾きが確認された。追加点検の結果、脚の傾き以外に損傷箇所は確認されなかった。	有	脚が傾いていることから、ボイラ水の循環等の運転機能への影響有りと判断した。	脚の傾き修正を行う。	脚の傾き修正を実施後、確認運転を実施し異常のないことを確認した。
		補助ボイラ(2B)		P02-B102B	2B		-					
<b>(46)特殊フィルタ</b>												
268	b-2		エアフィルタ				良	基本点検(目視点検)の結果、エアフィルタ(メイン)上部の保温材カバーの破損が確認された。	無			通常の保守作業として手入れを実施した。
		換気系(中央制御室換気系)	エアフィルタ	U41-V502	-	○	良					

#### 4.1.4 その他留意すべき事項

##### 4.1.4.1 経年劣化事象の考慮

###### (1) 配管減肉

###### a. 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、1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。

###### b. 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。

- ① 鋼種（炭素鋼製配管を対象）
- ② 内部流体（水単相、蒸気単相または気液二相の範囲を対象）
- ③ 通常運転状態（「待機」を除く）
- ④ 偏流部要素（エルボ、ティ、レギュレーサ等）の代表性
- ⑤ 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、給水系及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-4-1 図 1-1～3-8 参照）。

## (b) 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-4-1 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。

## (c) 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、減肉管理対象系統(主蒸気系・給水系)においては、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-4-1 図 5 参照）。

### c. 配管板厚測定結果

今回測定を行った各測定箇所における配管板厚測定結果を添付資料-4-1の表1に示す。いずれの測定ポイントにおいても必要最小板厚及び詳細測定判定基準厚さを満足していることを確認した。このため、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。なお、測定結果には、公称板厚の下限寸法を僅かに下回るものが確認されたが、これらの測定ポイントには開先加工による薄肉部が含まれており、これらの部位を含めた全ての測定ポイントにおいて詳細測定判定基準厚さを満足していることから、顕著な減肉が進行していると判断される箇所は確認されなかった。

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

※1 NISA 文書「原子力発電工作物の保安のための点検、検査等に関する電気事業法施行規則の規定の解釈（内規）について（平成 21・12・01 原院第1号 平成 21年 12月 25日）」に基づく、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

## (2) 粒界型応力腐食割れ（IGSCC）

### a. 1号機のIGSCCの地震による影響

IGSCC 発生の可能性がある原子炉冷却材再循環系配管及び炉内構造物については、通常の保全プログラムに基づき点検を実施しており、欠陥が確認された場合には、その進展について管理を行っている。

1号機においては、第14回定期検査（平成17年6月～平成18年5月）の際、原子炉冷却材再循環系配管の高周波誘導加熱応力改善後に実施した点検において、当該配管の2継手に欠陥が確認されたため、この欠陥について評価を行うとともに、計画的に点検を実施している。

今回の設備健全性評価にあたり、当該配管について目視点検および超音波探傷試験を実施し、本地震による欠陥への影響および評価を実施した。その結果、目視点検において変形等の異常は確認されず、本地震前後の超音波探傷試験記録の比較において、欠陥深さ等に顕著な変化がないことを確認した。

また、当該箇所について、本地震後に実施した超音波探傷試験の結果を用いて、維持規格に基づく健全性評価<sup>\*1</sup>を実施した。その結果、本地震によって当該部に作用したと推定される曲げ応力が評価基準値を十分に下回っていることを確認した。

これらの点検および解析の結果から、当該配管継手部について、設備健全性が確保されているものと評価した（参考資料-4 P1～P6 参照）。

なお、1号機では、第13回定期検査（平成14年9月～平成16年5月）においてシュラウド中間部リング上部に設置されている上部格子板用ベースおよびアライナーブラケット近傍に、構造強度に影響しない欠陥<sup>\*2</sup>が確認されているが、当該箇所についても、目視点検及び超音波探傷試験を実施し、欠陥深さ等に顕著な変化がないことを確認した（参考資料-4 P7 参照）。

#### b. 他号機における IGSCC の地震による影響

柏崎刈羽原子力発電所3号機において確認されている原子炉冷却材再循環系配管の IGSCC については、本地震の影響を確認するために超音波探傷試験による欠陥の深さおよび長さの測定を実施するとともに、知見拡充の観点からひび部の断面観察によるひびの状況確認を実施している。

断面観察の結果、次のとおりひびの形態が確認された。

- ① 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。
- ② 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。
- ③ 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。よって、ひびに対する地震の影響は極めて小さいと推定している。

- ※1 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME S NA1-2002) に規定されるクラス 1 配管の欠陥評価手法 (EB-4000) に基づく評価
- ※2 総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会における審議内容を踏まえてとりまとめられた「炉心シュラウド及び原子炉再循環系配管の健全性評価について－検討結果の整理－ (原子力安全・保安院 平成 16 年 10 月 22 日)」において、当該部の欠陥は構造強度に影響を及ぼさないと評価されている

#### 4.1.4.2 塑性変形に対する評価

設備点検・地震応答解析の結果から、1号機設備には地震に起因する塑性ひずみは生じていないと考えられるが、今後の知見拡充を目的として、実験にて塑性ひずみとの相関が確認されている硬さ測定を、原子炉安全上重要な設備を中心に予め計画する追加点検として代表系統で実施した。この結果、硬さ測定で検出されるような塑性ひずみは確認されなかった（添付資料-4-2 参照）。

- ※ 硬さ測定では微小な塑性ひずみは検出できないが、評価部が比較部に比べ 2～4% 程度以上の塑性ひずみが発生した場合には判別が可能である。なお、8%以下の塑性ひずみは疲労強度に影響を与えないことを確認済みである。

#### 4.1.4.3 原子力安全・保安院指示に基づく対応

設備健全性評価に関連し、原子力安全・保安院から、

- ① 「柏崎刈羽原子力発電所の設備の健全性評価に係る留意事項について（指示）（経済産業省 平成 20・05・16 原院第 7 号 平成 20 年 5 月 20 日）」（表-4.4.1 参照）
- ② 「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・評価報告書（機器レベルの点検・評価報告）を踏まえた追加的な指示について（経済産業省 平成 20・10・01 原院第 3 号 平成 20 年 10 月 3 日）」（表-4.4.2 参照）
- ③ 「柏崎刈羽原子力発電所 1 号機原子炉建屋における火災について（指示）（経済産業省 平成 21・03・05 原院第 1 号 平成 21 年 3 月 5 日）」（表-4.4.3 参照）

の指示を受けており、1 号機に関する指示を抜粋し以下にまとめる。（表-4.4.1～3 参照）。

表-4.4.1 原子力安全・保安院指示に対する対応 (1/2)

	指示事項	対応内容
I.1.(1)	<p>(前略) 今回の地震による柏崎刈羽原子力発電所の施設への影響を把握するためには、地震応答解析における以下の1) から7) に掲げる種々の耐震裕度の要因に着目する必要がある。すなわち、これらの裕度要因が、損傷軽減に果たす役割を明確にすることによって、施設の健全性の客観的把握が可能となる。ただし、裕度については、機器によって異なることが考えられるので、いくつかの例によって、検討することが必要である。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 静的地震力の設定</li> <li>2) 床応答スペクトルの振幅の有無</li> <li>3) 解析モデルの設定</li> <li>4) 解析手法 (静的解析, 応答スペクトル解析, 時刻歴解析等)</li> <li>5) 減衰定数</li> <li>6) 損傷許容限界の保守的設定</li> <li>7) その他 (水平・垂直地震応力の組み合わせ, 地震後に判明した現実的な振動特性による耐震裕度への影響等)</li> </ol>	<p>7号機報告書で、代表設備について耐震裕度の検討を行うことで、構造強度評価で用いた地震応答解析による応答値は、現実の応答に対し十分な裕度を有していることを確認した。(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・評価報告書 添付資料-2-4 参照)</p>
I.2.(1)	<p>当委員会としては、保安検査等で、東京電力株式会社における点検実施プロセスを確認するに当たっては、同社の原子力発電所の安全確保に関する自己責任の明確化の観点から、機器の運転や各種の測定作業等に東京電力株式会社以外のプラントメーカー等が携わっている場合には、それら作業等に係る東京電力株式会社の調達管理が、保安規定及び同規定に基づき同社が自ら定めた品質保証計画等に従って適切に行われていることを確認することが重要であると考え。また、設備点検に当たっては、適切な専門性及び経験を有する要員を配置すること、点検前の条件を適切に設定して目視等の点検は予断を持たず細心の注意を払いつつ行うことなど緻密さが確保されることが重要であると考え。</p> <p>点検実施者である東京電力株式会社においては、調達管理を含め、引き続きこの点に留意した作業を進めていくことが重要であると考え。また、保安院においては、引き続き、この観点を含めて、東京電力株式会社による設備点検の実施状況を確認していくことが重要であると考え。</p>	<p>設備健全性に係る点検・評価の計画および実施にあたっては、保安規定において適用している「原子力発電所における安全のための品質保証規程」(JEAC4111-2003)に基づき品質保証活動を行った。</p> <p>具体的な活動は以下のとおりである。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 設備健全性に係る点検・評価の実施に際し、当社の品質マネジメントシステム文書である「保守管理基本マニュアル」および「設計管理基本マニュアル」等に基づき技術検討書「新潟県中越沖地震後の詳細点検の実施方針について」ならびに点検・評価計画書等を作成し、点検・評価を行った。</li> <li>② 点検・評価に係る業務の調達においては、「調達管理基本マニュアル」に基づき実施した。</li> <li>③ 設備健全性に係る点検・評価の実施において確認された不適合事象に対して、「不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき管理を実施した。</li> <li>④ 点検・評価結果の記録等の管理については、「文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき行っている。</li> <li>⑤ 地震応答解析の実施においては、「許認可解析の検証マニュアル」に基づき実施した。</li> </ol> <p>(「5. 品質保証」参照)</p>
I.2.(2)	<p>(前略) 当委員会としては、柏崎刈羽原子力発電所は、新潟県中越沖地震によって同発電所の設計用地震動を上回る地震動によって影響を受けたものであることを踏まえ、動的機器や電気・計装機器のうち、特に安全上重要なものについては、個々の機能確認のほか、系統を実際に動作させてシステムとしての健全性を確認することが重要であると考え。</p> <p>保安院においては、東京電力株式会社に対し、このような観点からの点検を適切に実施させるとともに、その確認の方法と計画について当委員会に適宜報告することを求める。</p>	<p>系統を実際に動作させてシステムとしての健全性確認を行うよう、系統レベルの健全性評価計画を策定した。また、同計画に基づき、系統レベルの点検評価を実施した(「4.2 系統レベルの点検・評価」参照)。</p>
I.2.(3)	<p>保安院は、設備の健全性評価に当たっては、地震時の設備の状況を適切に踏まえた点検、解析が必要であるとし、長期間のプラントの運転によって存在している応力腐食割れ(SCC)や配管減肉については、維持基準に従って事業者において技術基準に適合した状態で管理されているが、構造強度への影響を考慮し、適切に解析を実施する必要があるとしている。また、地震力は繰り返し荷重として作用することから、疲労の進展について評価することが必要であるとしている。</p> <p>当委員会としても、この点については、今後の設備の健全性評価に反映させていく必要があると考え。</p>	<p>1号機の原子炉冷却材再循環系配管の2継手に粒界型応力腐食割れが確認されている。本地震による欠陥への影響および評価を実施した結果、変形等の異常は確認されず、欠陥深さ等に顕著な変化がないことを確認した。また、本地震後に実施した超音波探傷試験の結果を用いて、維持規格に基づく健全性評価を実施した結果、本地震によって当外部に作用したと推定される曲げ応力が評価基準値を十分に下回っているものと評価した。さらに配管減肉測定を実施した結果、耐震安全上重要な配管系においては、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ことから、評価への反映は不要と判断した。(「4.4.1 経年劣化事象の考慮」参照)。</p>



表-4.4.1 原子力安全・保安院指示に対する対応 (2/2)

	指示事項	対応内容
I.2.(4)	<p>当委員会としては、原子力発電所の施設における被害経験の蓄積そのものが、耐震設計の最も貴重な参考資料となると考える。したがって、今回の設備点検等に際し、東京電力株式会社においては、設備の重要度に応じて発生要因分析や情報共有を図ることが必要である。さらに、重要度の低い事象（雑水タンク座屈など）についても、他の産業界への有効活用の観点から、積極的な情報公開を図ることも重要である。</p> <p>保安院においては、東京電力株式会社に対し、こうした取り組みを促していくことを求める。</p>	<p>耐震重要度の低い過水タンクの座屈事象および耐震重要度の高い設計となっている軽油タンクについてその損傷状況について第10回設備健全性評価サブWG（平成20年6月5日）にて報告した。</p> <p>また技術系雑誌において、当該の損傷状況について紹介を実施した。今後は損傷原因の分析を進めることや、設計想定を超える地震を受けたにもかかわらず、機能を維持したタンクが数多く存在する理由を追及し、他産業プラント設備にも適用しうる新たな知見を得るよう努めていく所存である。</p> <p>また、得られた知見については、原子力施設情報公開ライブラリー（NUCIA）等を通じて情報公開に引き続き努める。</p>

表-4.4.2 原子力安全・保安院指示に対する対応

	指示事項	対応内容
1.	<p>平成19年新潟県中越沖地震における観測地震波と地震応答解析に用いた地震波を比較すると、短周期の一部において相違が確認されている。この相違については、クロスチェック解析により問題ないことが確認されているが、貴社としても、地震により支持構造物に発生した応力（以下「発生応力」という。）と評価基準値の差が小さいと評価されている支持構造物（残留熱除去系、給水系、原子炉補機冷却水系等の支持構造物）に関し、短周期部分の相違が発生応力に与える影響について定量的に評価を行うこと。</p>	<p>1号機の設備において、原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について検討した。（添付資料-2-2「1号機原子炉建屋床柔性の影響および原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について」参照）</p>
2.	<p>先般、当院は、耐震・構造設計小委員会構造ワーキンググループにおける審議を踏まえ、新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項について（平成20・08・29原院第10号）をもって、念のため床などの柔性を考慮した解析を行うことを指示したところである。7号機については、クロスチェック解析により床の柔性の影響は比較的小さいと評価されているが、貴社としても、床の柔性が発生応力に与える影響について定量的な評価を行うこと。</p>	<p>1号機の設備において、原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について検討した。（添付資料-2-2「1号機原子炉建屋床柔性の影響および原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について」参照）</p>
3.	<p>残留熱除去系配管支持構造物（メカニカルスナッパのうち1か所）の地震応答解析の結果について、貴社による地震応答解析においては発生応力が評価基準値以下という結果となっているが、一方で、クロスチェック解析においては上記1.及び2.に記した事項を考慮した解析を行っているため、発生応力が当該評価基準値以上という結果となっている。</p> <p>このため、貴社においては、設備点検（低速走行試験）による当該支持構造物の健全性確認を行い、現に異常が無いことを確認しているが、貴社が行った地震応答解析についても詳細な分析を行うこと。</p>	<p>1号機の設備において、原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について検討した。（添付資料-2-2「1号機原子炉建屋床柔性の影響および原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について」参照）</p>

表-4.4.3 原子力安全・保安院指示に対する対応

	指示事項	対応内容
1.	<p>平成 21 年 3 月 5 日、原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、貴社柏崎刈羽原子力発電所 1 号機原子炉建屋において火災が発生し、負傷者を生じた旨の連絡を受けた。昨年 11 月 22 日の同発電所 7 号機タービン建屋、12 月 8 日の同発電所 6 号機タービン建屋における火災等に引き続き本件火災が発生し、これまでも当院から再発防止対策の徹底を指示していたにもかかわらず、本件火災が発生したことは、極めて遺憾であり、嚴重に注意する。</p> <p>このため、当院は、貴社に対し、本件火災の発生及び再発防止対策について、検討を行い、速やかに報告することを求める。</p>	<p>本件火災の発生及び再発防止対策については、平成 21 年 3 月 19 日に経済産業省原子力安全・保安院へ報告した。調査の結果、以下のとおり火災が発生したものと推定した（参考資料-2 参照）。</p> <p>(1) 発火メカニズム</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・保管箱内で一斗缶から小分け容器（樹脂製容器）への洗浄剤の補充作業中に、洗浄剤から発生した可燃性ガスが保管箱内に滞留し、その濃度が燃焼範囲内となった。</li> <li>・保管箱底部に置かれていたポリ袋に包まれていたエタノール缶の位置をずらした際に、ポリ袋が帯電し、これにより蓄積されたエネルギーが放電によって放出された際に、保管箱底部に滞留していた洗浄剤から発生した可燃性ガスに着火した。</li> </ul> <p>(2) 再発防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・現場統率力・監督力の強化</li> <li>・危険（リスク）の予知力の強化</li> <li>・現場第一線の意識を高める対策</li> </ul> <p>なお、抜本的な対策の実施にあたり、まずは、火災の危険性が高い第一石油類、第二石油類およびアルコール類を取り扱う作業について、当社がこれを直接管理可能となるレベルまで、その使用量を減らすことを基本として種々の対策を講じていくこととする。</p>

#### 4.1.4.4 1号機以外で確認された不適合事象に関する点検の状況

1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」対象設備に関するもので1号機へ水平展開を図るべき事象は、1件(3号機所内変圧器の火災)であった。また原子炉建屋クレーン走行伝動用継手(ユニバーサルジョイント)のクロスピン破損確認について点検を実施し異常のないことを確認した。水平展開の実施状況は、以下のとおりである。

##### (1) 3号機所内変圧器の火災

地震発生直後、3号機所内変圧器(B)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間で発生した不等沈下に伴い、落下したダクトと接続端子が接触したことによる変圧器からの漏油に、短絡・地絡電流による火花が引火したことによるものと考えられる。

1号機における基礎間の不等沈下対策の水平展開として、埋戻土上に直接設置された電源母線ダクトの基礎について、杭基礎化を実施するとともに、変圧器基礎と一体化構造とした。また、ダクトと接続端子の接触による漏油を防止する対策として、取合部の変位吸収量を増加させるとともにダクト接続部の位置を変更した。さらに、短絡・地絡防止対策として、所内変圧器と電源母線との取合部について、電源母線ダクト内面の絶縁を強化した。

(2) 原子炉建屋クレーン走行伝動用継手（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号機原子炉建屋クレーンの目視点検を行ったところ、走行伝動用継手（ユニバーサルジョイント）に破損を確認した。地震発生時、6号機原子炉建屋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走行伝動用継手（ユニバーサルジョイント）に過大なトルクが発生し、走行伝動用継手（ユニバーサルジョイント）のクロスピンが破損したものと推定した。

1号機原子炉建屋クレーンは、駆動伝達部の構造が6号機と同じ走行伝動用継手（ユニバーサルジョイント）を使用していることから、当該部の分解点検並びに作動試験を実施し、異常のないことを確認した。

## 4.2 系統レベルの点検・評価

### 4.2.1 系統機能試験

#### 4.2.1.1 対象系統

対象系統は、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系統とした（表-4.2.1.1 参照）。

#### 4.2.1.2 試験方法

##### (1) 試験方法

系統機能試験は、検出器等の模擬作動信号あるいは手動によって系統を作動（模擬作動を含む）させ、

- ① 論理回路の作動状況（警報表示、遮断器の作動等）
- ② 機器の実作動状況（中操ランプ表示、現場開度計、ポンプ作動時間、弁作動時間）
- ③ 系統流量
- ④ 漏えい率

などのパラメータにより、系統の状態を確認するものである。ここで対象の系統の機能は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」にて要求され、これまで実施している定期事業者検査の項目にて確認されるものである。従って、定期事業者検査の項目のうち、系統の機能を確認する検査項目を抽出し、それに従った手順、判定基準により試験を計画した（表-4.2.1.1 参照）。

表-4.2.1.1 系統機能試験一覧

対象系統	系統機能試験
(1) 原子炉本体	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉停止余裕試験</li> </ul>
(2) 原子炉冷却系統設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 主蒸気隔離弁機能試験</li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験</li> <li>・ 自動減圧系機能試験</li> <li>・ タービンバイパス弁機能試験</li> <li>・ 給水ポンプ機能試験</li> </ul>
(3) 計測制御系統設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒駆動系機能試験</li> <li>・ ほう酸水注入系機能試験</li> <li>・ 原子炉保護系インターロック機能試験</li> <li>・ 計装用圧縮空気系機能試験</li> <li>・ 制御棒駆動機構機能試験</li> <li>・ 選択制御棒挿入機能試験</li> </ul>
(4) 燃料設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建屋天井クレーン機能試験</li> </ul>
(5) 放射線管理設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用ガス処理系機能試験</li> <li>・ 中央制御室非常用循環系機能試験</li> </ul>
(6) 廃棄設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 液体廃棄物処理系機能試験</li> <li>・ 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能試験（その1）</li> <li>・ 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能試験（その2）</li> <li>・ 固体廃棄物処理系焼却炉機能試験</li> <li>・ 固体廃棄物貯蔵庫管理状況試験</li> </ul>
(7) 原子炉格納施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器漏えい率試験</li> <li>・ 原子炉格納容器隔離弁機能試験</li> <li>・ 可燃性ガス濃度制御系機能試験</li> <li>・ 原子炉格納容器スプレイ系機能試験</li> <li>・ 原子炉建屋気密性能試験</li> <li>・ 主蒸気隔離弁機能試験<sup>※1</sup></li> </ul>

(8) 非常用予備発電装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験<sup>※1</sup></li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機定格容量確認試験</li> <li>・ 直流電源系機能試験</li> </ul>
(9) 電気設備	対象なし <sup>※2</sup>
(10) 蒸気タービン	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気タービン性能試験（その2）<sup>※3</sup></li> </ul>
(11) 補助ボイラー	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助ボイラー試運転試験（その1）</li> <li>・ 補助ボイラー試運転試験（その2）</li> <li>・ 補助ボイラー試運転試験（その3）</li> </ul>

※1 原子炉冷却系統設備の検査と重複する試験項目

※2 蒸気発生以降に実施する設備点検、系統機能試験等により系統機能を確認する

※3 原子炉の蒸気発生以降に実施する試験を除く

## (2) 地震影響を特に注意する観点から実施する項目

試験方法の策定にあたっては、地震による系統機能への影響を確認する観点から、以下の項目について重点的に確認するよう計画した。

### a. 試験実施前の前提条件の確認

系統機能試験実施前の前提条件の確認として、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ていることおよび系統機能試験に関連する定期事業者検査が完了していることを確認する。また、系統機能試験時に実作動の状態を確認しない論理回路確認等については、定期事業者検査の記録を個別に確認する。

### b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認

インターロックから実作動までの一連の作動試験となる試験については、以下の実作動の状態を確認する。

- ① 弁の開度・作動状態
- ② ポンプ・ファンの作動状態
- ③ その他の作動機器の状態

なお、試験項目に応じて、現場での確認を実施し、確認が困難なものにあつては、測定値等により確認した。また、これらの確認においては振動診断等も活用し実施する。

### c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認

設備点検で異常が確認された設備は、系統機能試験前に健全であることを確認するが、系統機能試験時に当該設備が作動する場合は、異常の内容を考慮した確認項目を設定し、補修等の復旧状態を確認する。

### d. 地震前の試験結果との比較

今回の試験結果については、判定基準を満たしていることに加え、地震前の試験結果（前回データ等）との比較を行い、評価する。



#### 4.2.1.3 系統機能試験結果

系統機能試験については、全 31 項目の試験を実施し、すべての試験について、判定基準を満足しており、異常のないことを確認した（添付資料-5-1 参照）。地震影響に特に注意する観点から実施する項目および系統機能試験時に確認された不適合事象について以下に示す。

また、系統機能試験が完了した後、低圧炉心スプレイ系ポンプ吸込圧力計のヘッド補正值の誤りが確認された。系統機能試験のうち、当該ポンプ吸込圧力に関連する項目は、「非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験」における全揚程であるが、正しいヘッド補正值で全揚程を再算出した結果、判定基準を満足することを確認した（添付資料-5-3-4 参照）。なお、系統機能試験結果における当該ポンプの全揚程については、正しいヘッド補正值で再算出した値を記載した。

##### (1) 地震影響に特に注意する観点から実施する項目についての結果

地震影響に特に注意する観点から、重点的に確認した項目については、以下に概略を示す（添付資料-5-2 参照）。

###### a. 試験実施前の前提条件の確認

系統機能試験に関連する機器レベルの点検・評価による総合評価および定期事業者検査が完了していることを確認後、試験を実施した。また、系統機能試験時に実作動の状態を確認しない論理回路確認等については、定期事業者検査の記録を個別に確認後、試験を実施した。

###### b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認

地震影響を考慮し、起動信号等の発信から各設備の作動までの、一連の作動状態を現場にて確認した。この結果、各機器とも円滑に作動しており、作動に支障をきたす異音、動作不良等の異常は確認されなかった。なお、現場

での作動状態が直接確認できない機器が含まれる試験(制御棒駆動系機能試験、制御棒駆動機構機能試験、選択制御棒挿入機能試験、原子炉保護系インターロック機能試験、原子炉格納容器隔離弁機能試験)については、開閉や動作位置を示す表示灯、動作時間を確認することによって動作状態が良好であることを確認した。

また、系統機能試験時に作動する機器のうち、回転機器が含まれる8試験において、振動診断を実施したが、地震影響と見られる異常は確認されなかった。

#### c. 設備点検において異常が確認された設備に対する確認

設備点検において異常が確認された設備のうち、系統機能試験時に作動するものについては、機器の最終状態の確認の観点から、確認を行った。当該の対象となる機器は、残留熱除去系主要弁、電動機駆動原子炉給水ポンプ電動機、中央制御室非常用再循環エアフィルタ等であり、ほとんどが部品の取替、補修等により復旧した機器であったが、系統運転時における状態確認を行い、復旧状態に異常のないことを確認した。

#### d. 地震前の試験結果との比較

流量、温度、動作時間など系統に要求される個々のパラメータについて、地震前に実施した試験データとの比較を実施した結果、顕著な差異が生じたパラメータは確認されなかった。

## (2) 試験において確認された異常（不適合）事象

系統機能試験にて確認された異常（不適合）事象は、

- ① 制御棒駆動系機能試験
- ② 計装用圧縮空気系機能試験
- ③ 制御棒駆動機構機能試験
- ④ 非常用ガス処理系機能試験
- ⑤ 中央制御室非常用循環系機能試験
- ⑥ 直流電源系機能機能試験

の6試験（7事象）で確認されたが、いずれも地震の影響によるものではないことを確認した。このうち、設備の異常（不適合事象）は、制御棒駆動機構機能試験、制御棒駆動系機能試験で確認された2事象であった。これらの事象、原因について以下に示す。また、その他の4試験で確認された5事象は、検査前作業の調整不足に伴う試験前提条件の不成立、書類の誤記であり、品質保証に関する不適合事象であった（添付資料-5-3-1参照）。なお、7事象の不適合事象は、いずれも試験の成立性に影響を及ぼさないものであった。

### a. 制御棒駆動系機能試験（添付資料-5-3-2参照）

#### (a) 事象

制御棒駆動系機能試験実施時にスクラム動作（全引抜位置から全挿入位置（過挿入）まで動作）に問題はなかったものの、スクラムリセット後（スクラム信号の解除後）に、全挿入位置（過挿入）から全挿入位置（100%位置）へ戻る<sup>\*</sup>までの時間が、他の制御棒に比べて長い制御棒が1本確認された。なお、挿入時間は判定基準を満足しており、スクラム機能に問題はない。

※スクラムリセットすると、ピストンへの水圧がなくなり、機械的に保持（ラッチ）する位置まで、自重により下がる構造となっている

**(b) 原因**

スクラム機能に問題はなく、通常駆動による動作確認においても異常が確認されていないことから、系統に要求される機能は満足しているが、念のため、当該の制御棒駆動機構について予備品と交換を行い、取り外した制御棒駆動機構の分解点検を実施した。その結果、制御棒駆動機構内部に残存していた原子炉水中に含まれるクラッドが、運転圧スクラム試験の際に一時的に制御棒駆動機構内部の摺動面に付着・捕捉され、フリクションの増加が生じたものであり、地震の影響によるものではないと判断した。

**b. 制御棒駆動機構機能試験（添付資料-5-3-3 参照）**

**(a) 事象**

制御棒駆動機構機能試験の実施時に、判定基準（常駆動時間）を逸脱した制御棒駆動機構が、全 185 体のうち、38 体に確認された。

**(b) 原因**

制御棒駆動機構の駆動時間は駆動水の流量調整によって調整しているが、系統内に混入しているエア等の影響で駆動水の流量が調整後に微妙に変化し、駆動時間が変化することがある。本事象も同様であり、当該制御棒駆動機構の駆動時間を再調整し、判定基準を満足することを確認した。本事象は過去同試験においても生じており、系統内に混入しているエア等の影響であることから、地震の影響ではないと判断した。

## 4.2.2 系統健全性の評価

### 4.2.2.1 系統健全性の評価の方法

系統機能試験は、判定基準を満足するか否かを評価することを基本とした。また、地震影響を特に注意する観点から実施する項目の結果について、あわせて評価するよう計画した。

### 4.2.2.2 系統健全性の評価結果

系統機能試験の結果、すべての試験において判定基準を満足しており、重点的に確認する項目についても異常は確認されなかった。

また、試験中に確認された異常（不適合）事象については、地震の影響によるものではないと評価した。従って、地震による系統機能への影響はなく、系統機能は正常に発揮され技術基準に適合しているものと評価した（添付資料-5-4 参照）。

## 5. 品質保証

### 5.1 品質保証活動

設備健全性に係る点検・評価の計画および実施にあたっては、保安規定において適用している「原子力発電所における安全のための品質保証規程」

(JEAC4111-2003) に基づき品質保証活動を行った。

具体的な活動は以下のとおりである。

- ① 設備健全性に係る点検・評価の実施に際し、当社の品質マネジメントシステム文書である「保守管理基本マニュアル」および「設計管理基本マニュアル」等に基づき技術検討書「新潟県中越沖地震後の詳細点検の実施方針について」ならびに点検・評価計画書等を作成し、点検・評価を行った。
- ② 点検・評価に係る業務の調達においては、「調達管理基本マニュアル」に基づき実施した。
- ③ 設備健全性に係る点検・評価の実施において確認された不適合事象に対して、「不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき管理を実施した。
- ④ 点検・評価結果の記録等の管理については、「文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき行っている。
- ⑤ 地震応答解析の実施においては、「許認可解析の検証マニュアル」に基づき実施した。

また、建設および設備改造等の実施にあたっては、設計の検討や妥当性の検証などの設計管理や施工管理等を実施している。なお、今回実施した耐震強化工事においても、「設計管理基本マニュアル」に基づく設計管理等の品質保証活動を実施しており、図面と現場の確認により計画通りに工事がなされていることを確認している。

## 5.2 力量管理

### 5.2.1 点検者の力量管理

点検実施者の力量管理については、下記の方法により目視点検要員延べ 2,586 人、非破壊試験（目視点検を除く）要員延べ 790 人について、力量が要件を満たしていることを確認した。

#### (1) 目視点検要員の力量確認

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。

- ① 日本非破壊検査協会規格 NDIS 3413「非破壊試験技術者の視力及び色覚の試験方法」にて準用される日本工業規格 JIS Z2305「非破壊試験－技術者の資格及び認証」にて非破壊試験員に要求される近方視力の確認が行われていること。
- ② 類似する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。
- ③ 「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。

上記に加えて、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を確認した。

#### (2) 非破壊試験（目視点検を除く）要員の力量確認

放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、渦流探傷試験など資格を必要とする非破壊試験を実施する場合には、原則として日本工業規格 JIS Z2305 に定める NDT レベル 2 以上もしくは（社）日本非破壊検査協会認定資格 NDI 2 種以上の資格を有する者またはその者が所属す

る社内認定制度の NDT レベル 2 以上もしくは NDI 2 種相当以上の資格を有する者がこれにあたっていることを確認した。

### (3) 系統機能試験実施者の力量管理

試験に関する教育を受けたもの等、力量要件を満たした人員を定期事業者検査と同様に配置していることを確認した。また、振動診断についても、振動診断に関する教育を受けたもの等、力量要件を満たした作業員が実施していることを確認した。

## 5.3 社内品質安全部門および社外機関による確認

設備所管グループおよび試験実施グループによる、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。

### 5.3.1 点検者の力量確認

#### (1) 目視点検要員

地震の影響の有無判断を実施する目視点検員の力量について、設備所管グループが上記 5.2.1(1) 目視点検要員の力量確認により適切な力量管理を行っ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。

#### (2) 非破壊試験（目視点検を除く）要員

地震の影響の有無判断を実施する非破壊試験員の力量について、設備所管グループが上記 5.2.1(2) 非破壊試験（目視点検を除く）要員の力量確認により適切な力量管理を行っ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。



### (3) 試験実施要員

系統機能試験を実施する試験実施要員の力量について、試験に関する教育を受けたもの等、力量要件を満たした人員を定期事業者検査と同様に配置していることを、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。

## 5.3.2 点検実施状況の確認

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

### (1) 要領書確認

- ① 施工要領書がメーカ設計者によるレビューを受け、設備所管グループにより審査・承認されていることを確認した。
- ② 試験要領書が、試験実施グループにより審査・承認されていることを確認した。
- ③ 施工要領書および試験要領書に必要な事項が定められていることを確認した。

### (2) 現場確認

- ① 力量を有する点検者が、要領書に基づき点検・評価していることを、設備所管グループおよび試験実施グループと異なる独立した立場で現場確認を行った。

### (3) 点検記録確認

- ① 点検記録が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。
- ② 点検記録の保管については、「文書及び記録管理基本マニュアル」に従っていることを確認した。

## 6. 点検評価の実施体制

点検・評価の主要な体制を図-6.1に、第三者による点検・評価の確認体制を図-6.2に示す。また、機器レベル、系統レベルの点検・評価については実施者の力量確認および各機種種の設備点検結果、試験要領、試験記録等について、発電所品質安全部門並びに社外機関が抜取確認を実施した。

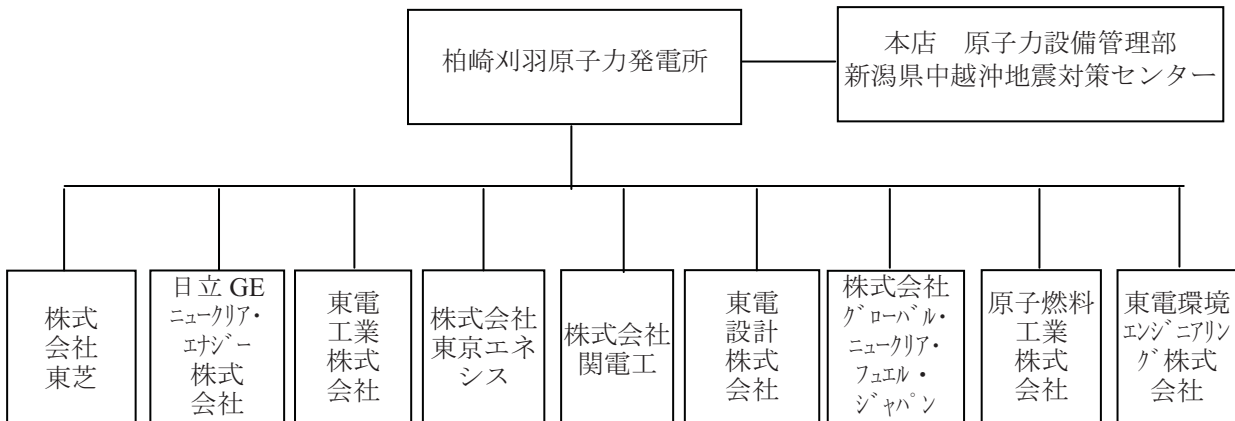


図-6.1 点検・評価体制

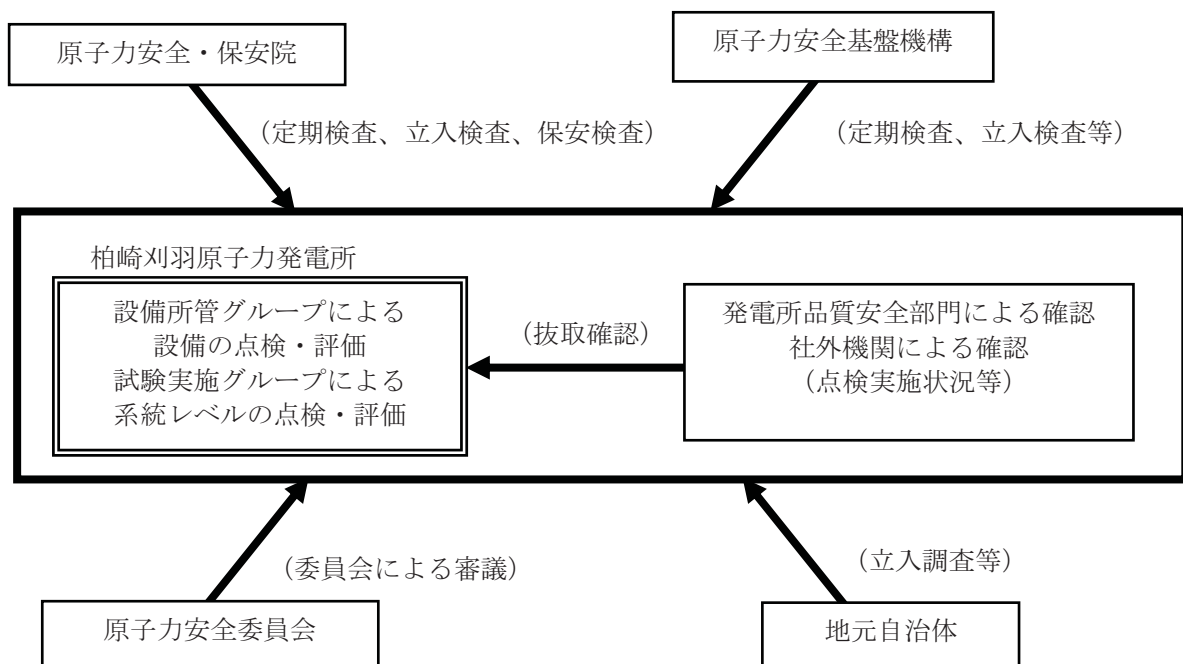


図-6.2 第三者による点検・評価の確認体制

## 7. 評価のまとめ

柏崎刈羽原子力発電所1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、機器レベルおよび系統レベルにおける点検・評価を実施してきた。

機器レベルの点検・評価の結果、地震の影響による異常<sup>※1</sup>を154機器に確認した。また、114機器に通常の点検時にみられる経年的な劣化事象等を確認したが、地震の影響によるものでないと判断した。地震応答解析の結果からは、いずれの設備も許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S等の評価基準値を超えているものはなく、比較的裕度が少ない設備においても、適切な追加点検を計画し、実施することで、その健全性を確認している。

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

地震の影響による異常を確認した154機器のうち、122機器に構造強度や機能維持に影響を与えると考えられる異常を確認した。これらには、原子炉安全上重要な設備（残留熱除去海水ポンプ電動機(A)および主蒸気放射線モニタ検出器）が含まれている。残留熱除去系海水ポンプ電動機は、点検、仮置き中であつたために転倒、損傷したものであるが、機能の要求がない期間中（待機除外期間中）における損傷であつたことから、安全に影響を及ぼすものではなかつた。また、主蒸気放射線モニタ検出器については、消火系配管の建屋接続部の損傷による浸水に伴い、損傷したものであるが、検出機能の要求はなかつたことから、安全上の問題とはならなかつた。このうち、消火系配管の損傷に伴う事象については、通常運転時にも考え得る事象であることから、主原因であつた消火系配管に対し、配管地上化、機械式継手の溶接継手化等の対策を実施した。なお、これらで損傷した部位については交換を実施し、原形復旧を行った。

また、その他の機器については、構造強度や機能維持に影響はあるものの、原子炉安全を阻害する可能性のない軽微な事象であった。これらの損傷について具体的な機器および事象は以下のとおりである。

- (1) 地震動による部品等のずれ、こすれ、損傷事象（14 機器）
- (2) 地盤沈下による変形、損傷事象（20 機器）
- (3) 分解点検中の仮置き機器の転倒、接触事象（2 機器）
- (4) 浸水による水没（86 機器）

これらの損傷については、部品の取替、補修、手入れ等により原形復旧する。

1 号機は、地震発生時において定期検査の中期であり、設備の分解点検などを実施している状態であった。このため、主タービン、発電機の内部部品の接触事象など他のプラントでも確認されている事象に加え、仮置き機器の転倒や足場材等への接触事象も確認されている。また、このように、プラントの状態が通常運転状態と異なることによる影響の他に、消火系配管の損傷による建屋内への浸水に伴う設備の水没などの被害も受けていることが確認されている。

その他の事象は、他のプラントでも確認されている事象がほとんどであるが、1 号機では、共用設備における損傷も確認され、その多くは屋外に設置されている設備の不等沈下による地盤の変位等に伴う損傷であった。

1 号機で確認された地震に起因する異常と考えられる事象は、154 機器で確認され、先行して点検を完了している 6、7 号機と比べ多いものであった。この傾向を示した要因として、地震動の大きさの影響も考えられるが、水没や地盤変位等の 1 号機特有の事象による影響が異常事象全体の 7 割を占めており、それらの影響が支配的であったものと考えられる。

系統レベルの点検・評価については、実施した全 31 試験において判定基準を満足するとともに、地震による影響を確認するために実施した重点的に確認す

る項目においても異常は確認されなかった。このため、系統機能が正常に発揮されることを確認した。なお、系統レベルの点検・評価においては7事象の不適合が確認された。このうち、2事象は制御棒駆動機構機能試験、制御棒駆動系機能試験において確認された設備に関する不適合であり、地震の影響によるものではなかったが、予備品への取替や調整等の対応を行った上で再試験を実施し、異常のないことを確認した。その他5事象は検査前作業の調整不足に伴う試験前提条件の不成立等、品質保証に関する不適合であり、試験の成立性への影響を評価した結果、いずれも試験の成立性に影響を及ぼすものでないと評価し、是正処置を実施した。

今回実施した1号機の設備健全性に係る点検の結果、地震の影響ではない経年劣化等（「基礎部の微細なひび」、「支持構造物の軽微な異常」等）の不適合事象が確認されているが、これらの不適合に関する知見は、先行して点検が完了した6号機および7号機でも確認されていた不適合であり、新たな知見となる事象は確認されていないが、これらの点検結果から、継続的な保全プログラムの改善を実施する。

## 8. 添付資料

添付資料-1-1	各機種の点検方法
添付資料-1-2	各機種 of 点検結果
添付資料-1-3	設備点検により異常が確認された設備一覧表
添付資料-1-4	目視点検が困難な箇所に対する点検結果
添付資料-1-5	追加点検結果一覧表
添付資料-2-1	配管支持装置（スナッパ）の評価基準値
添付資料-2-2	1号機原子炉建屋床柔性の影響および原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について
添付資料-2-3	余震による疲労への影響
添付資料-2-4	地震入力の3方向成分を考慮した解析
添付資料-3-1	1号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る総合評価
添付資料-3-2-1	原子炉冷却材再循環系および残留熱除去系配管のスナッパの総合評価結果について
添付資料-3-2-2	原子炉格納容器上部シヤラグの総合評価結果について
添付資料-3-3-1	機器基礎台に確認された事象について
添付資料-3-3-2	スナッパに確認された事象について
添付資料-3-3-3	制御棒駆動機構並びに水圧制御ユニットに確認された事象について
添付資料-3-4-1	主タービンの総合評価結果について
添付資料-3-4-2	主発電機の総合評価結果について
添付資料-3-4-3	循環水ポンプの総合評価結果について
添付資料-3-4-4	仮置き中の残留熱除去海水ポンプ用電動機（A）の転倒事象の概要について
添付資料-3-4-5	消火配管破損に伴う浸水事象の概要について

添付資料-3-5-1	圧力抑制室プール水排水系配管で確認された事象について
添付資料-3-5-2	予備変圧器で確認された事象について
添付資料-4-1	配管減肉測定結果
添付資料-4-2	塑性ひずみ測定結果（硬さ測定結果）
添付資料-5-1	系統機能試験結果一覧
添付資料-5-2	重点的に確認する項目の確認結果一覧
添付資料-5-3-1	系統機能試験にて確認された異常（不適合）事象の評価一覧
添付資料-5-3-2	制御棒駆動系機能試験にて確認された異常（不適合）事象について
添付資料-5-3-3	制御棒駆動機構機能試験にて確認された異常（不適合）事象について
添付資料-5-3-4	低圧炉心スプレイ系ポンプ吸込圧力計におけるヘッド補正値の誤りについて
添付資料-5-4	系統健全性の評価結果一覧

## 9. 参考資料

- 参考資料-1 循環水配管に確認された事象の概要について
- 参考資料-2 原子炉隔離時冷却系ポンプ室における火災の影響を受けた可能性のある機器の性能等への影響の有無及び健全性確認について
- 参考資料-3 設計条件での評価が有する保守性
- 参考資料-4 欠陥を有する配管の解析評価の結果について(原子炉冷却材再循環系配管の評価)
- 参考資料-5 柏崎刈羽原子力発電所 1 号機 他号機と共用する設備の点検・評価について
- 参考資料-6 軽油タンクと移送ラインの点検結果について
- 参考資料-7 1 号機に係る不適合事象の処理状況について



## 10. 参考文献

- 1 耐震設計高度化調査 原子炉建屋・機器の水平・上下応答評価法の調査報告書、(財)原子力発電技術機構、平成13年3月
- 2 配管系設計用減衰定数適正化に関する検討、(社)日本電気協会、第9回機器・配管検討会資料 No.9-3-2-2(5)、平成18年5月12日
- 3 クレーン類の設計用減衰定数に関する検討、(社)日本電気協会、第9回機器・配管検討会資料 No.9-3-2-2(2)、平成18年5月12日
- 4 水平・上下地震動に対する設計用減衰定数の改定について、(社)日本電気協会、第9回機器・配管検討会資料 No.9-3-2-2(1)、平成18年5月12日
- 5 許容応力規定の比較(JSME 設計・建設規格と JEAG4601 改定案)、(社)日本電気協会、第20回機器・配管検討会資料 No.20-4-1、平成18年12月27日
- 6 水平・鉛直地震動に対する動的機器の地震時機能維持評価法の改定案について、(社)日本電気協会、第15回機器・配管検討会資料 No.15-4-4-2、平成18年9月11日
- 7 原子力発電所耐震設計技術規程(案) JEAC46XX-200X 建物・構築物の耐震設計(案)、(社)日本電気協会、第11回建物・構築物検討会資料 No.11-2、平成19年6月27日