

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

平成21年2月12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 7号機での観測結果 .....	4
2.4 7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 .....	9
4. 機器レベル、系統レベルの点検・評価 .....	10
4.1 機器レベルの点検・評価 .....	10
4.1.1 設備点検 .....	10
4.1.2 地震応答解析 .....	21
4.1.3 総合評価 .....	58
4.1.4 その他留意すべき事項 .....	84
4.2 系統レベルの点検・評価 .....	95
4.2.1 系統機能試験 .....	95
4.2.2 系統健全性の評価 .....	101
5. 品質保証 .....	102
5.1 品質保証活動 .....	102
5.2 力量管理 .....	103
5.2.1 点検者の力量管理 .....	103
5.3 社内品質安全部および社外機関による確認 .....	104
5.3.1 点検者の力量確認 .....	104
5.3.2 点検実施状況の確認 .....	106
6. 点検評価の実施体制 .....	108
7. 評価のまとめ .....	109
8. 添付資料 .....	111
9. 参考資料 .....	113
10. 参考文献 .....	114

## 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 7 号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価計画書」（以下、「点検・評価計画書」という）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、系統を対象に、点検、試験および評価を実施してきた。

本報告書は、点検・評価計画書に定められた対象設備における設備点検、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まとめたものである。

## 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。

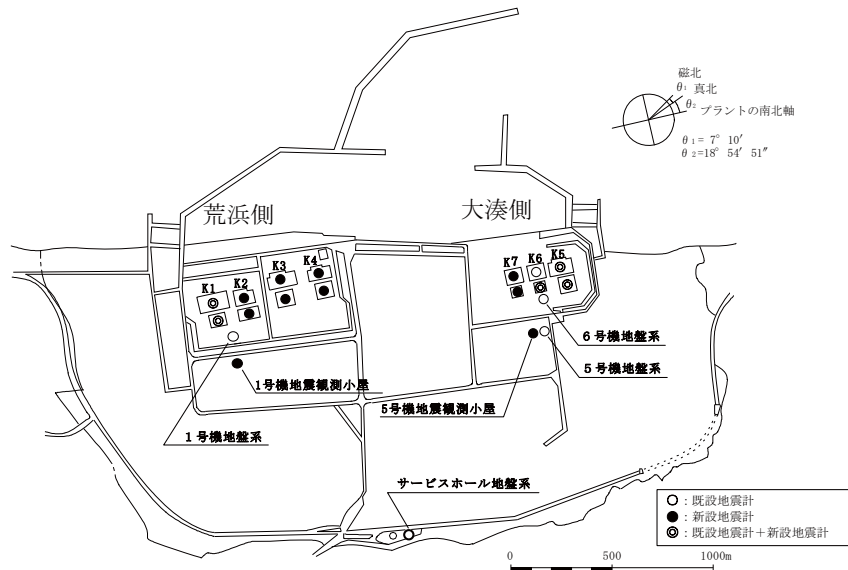


図-2.2.1 柏崎刈羽原子力発電所における地震観測点の配置

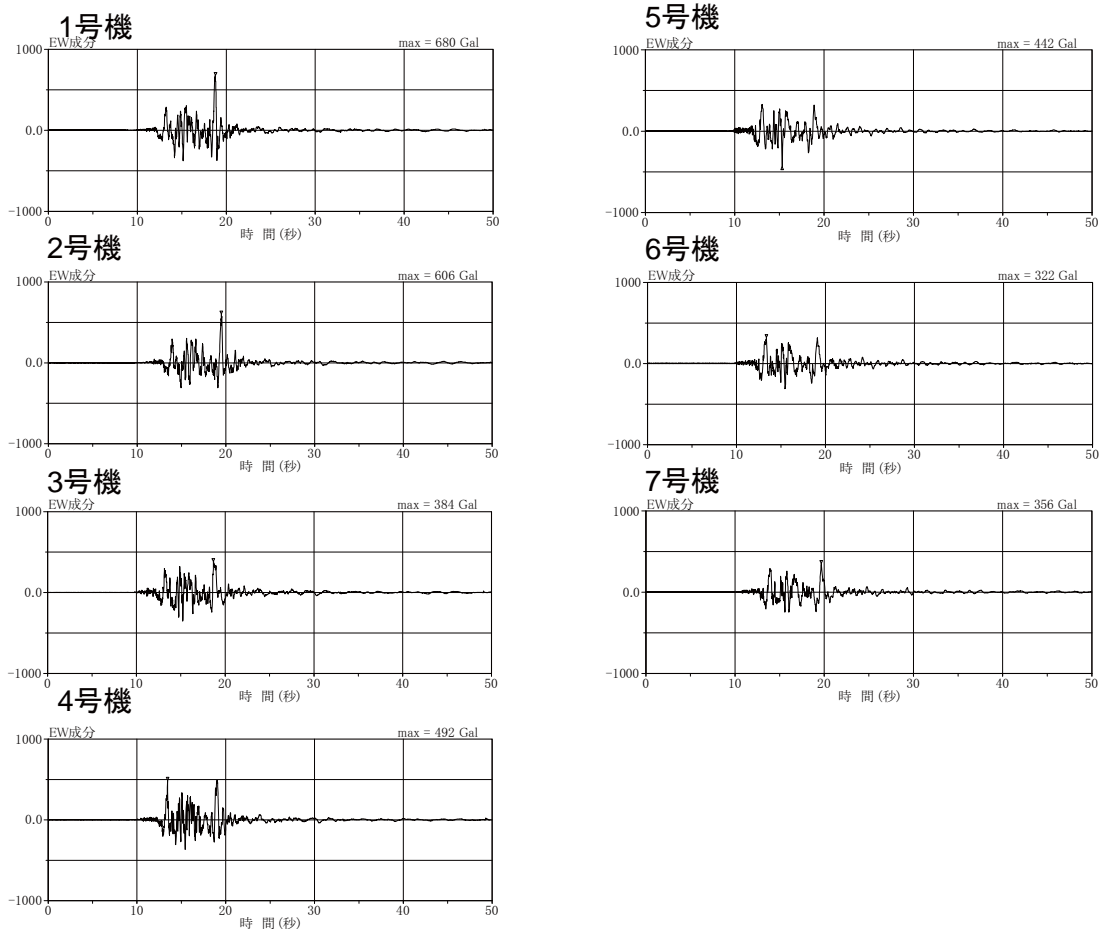


図-2.2.2 原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形（東西方向）

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  
(単位：gal)

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

※<sup>1</sup> 静的水平地震力は、 $3C_i = 0.48G$

※<sup>2</sup> スクラム設定値：水平方向 120gal、上下方向 100 gal

※<sup>3</sup> 上下方向については、( )内の値を静的設計で用いている。

### 2.3 7号機での観測結果

7号機原子炉建屋の地震計の配置を図-2.3.1に、基礎版上で観測された加速度時刻歴波形を図-2.3.2に示す。また、観測された記録に基づく加速度応答スペクトルを、設計時の基準地震動  $S_2$  に基づく床応答スペクトルと比較したものを図-2.3.3に示す。原子炉建屋基礎版上の最大加速度値は、設計時の基準地震動  $S_2$  による最大応答加速度 263gal に対し東西方向で 356gal であった。

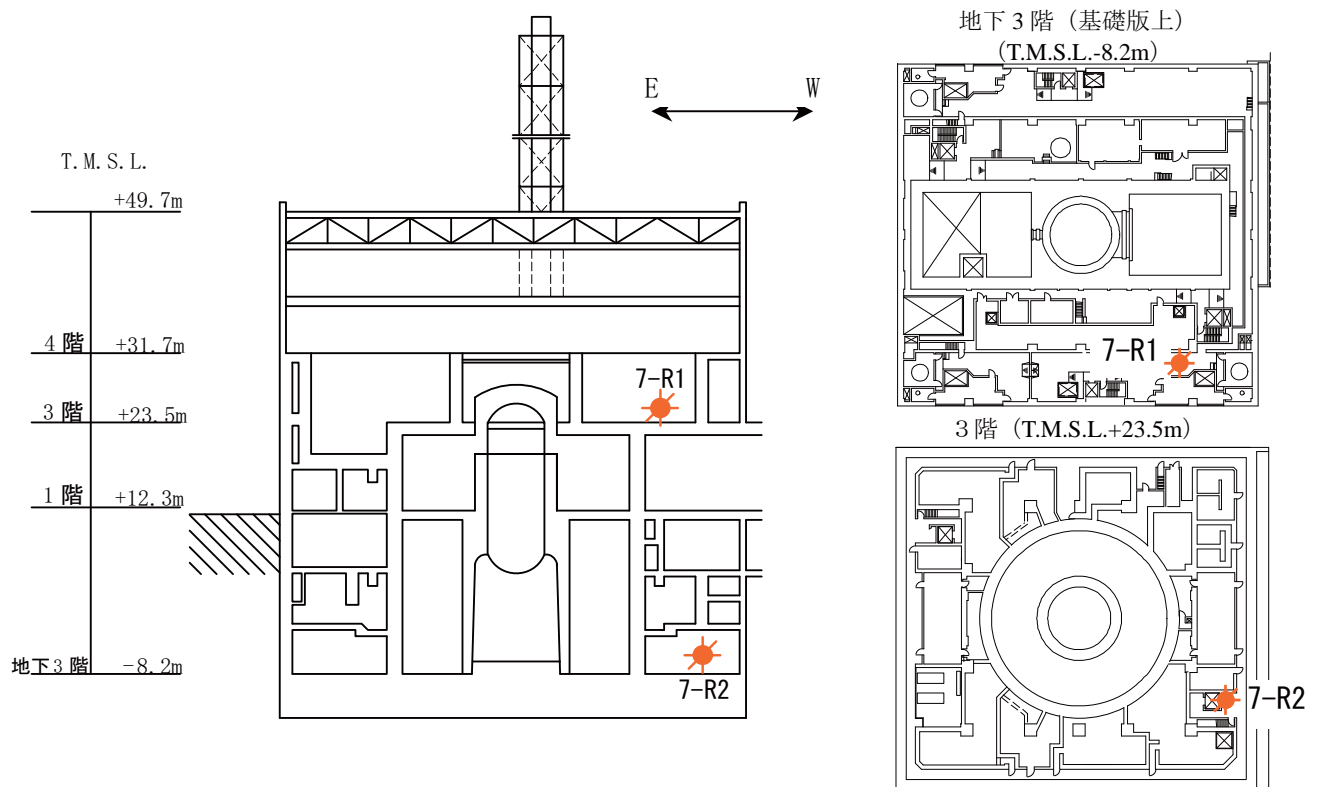


図-2.3.1 7号機原子炉建屋地震計配置図 (赤星部)

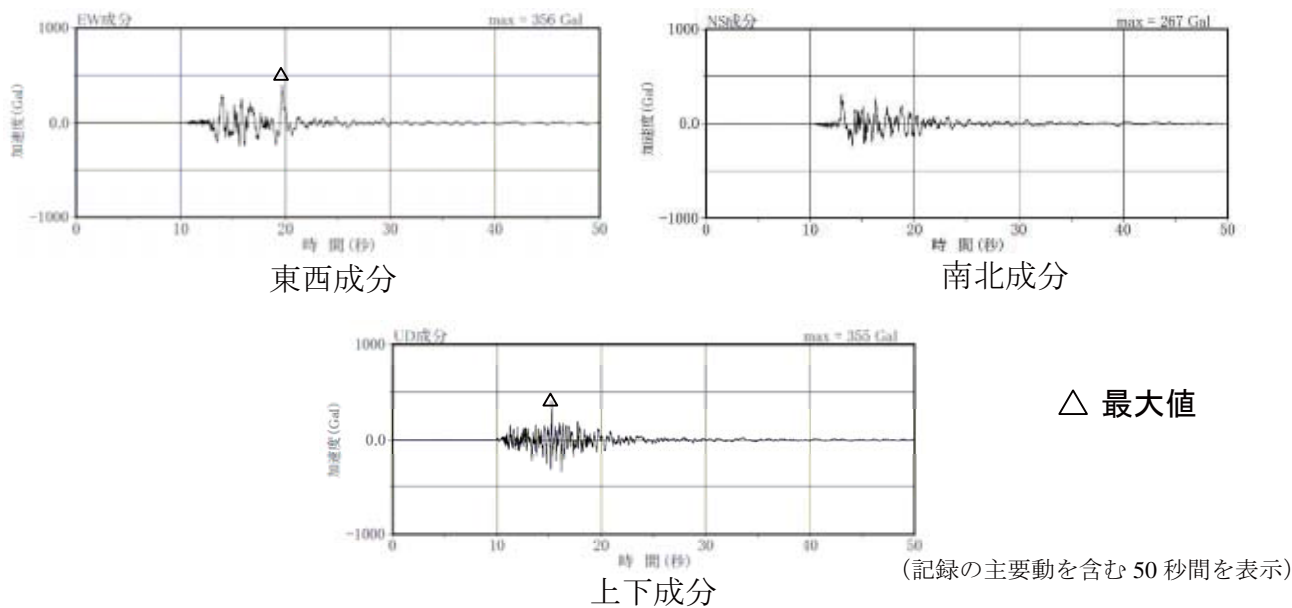


図-2.3.2 7号機 原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形

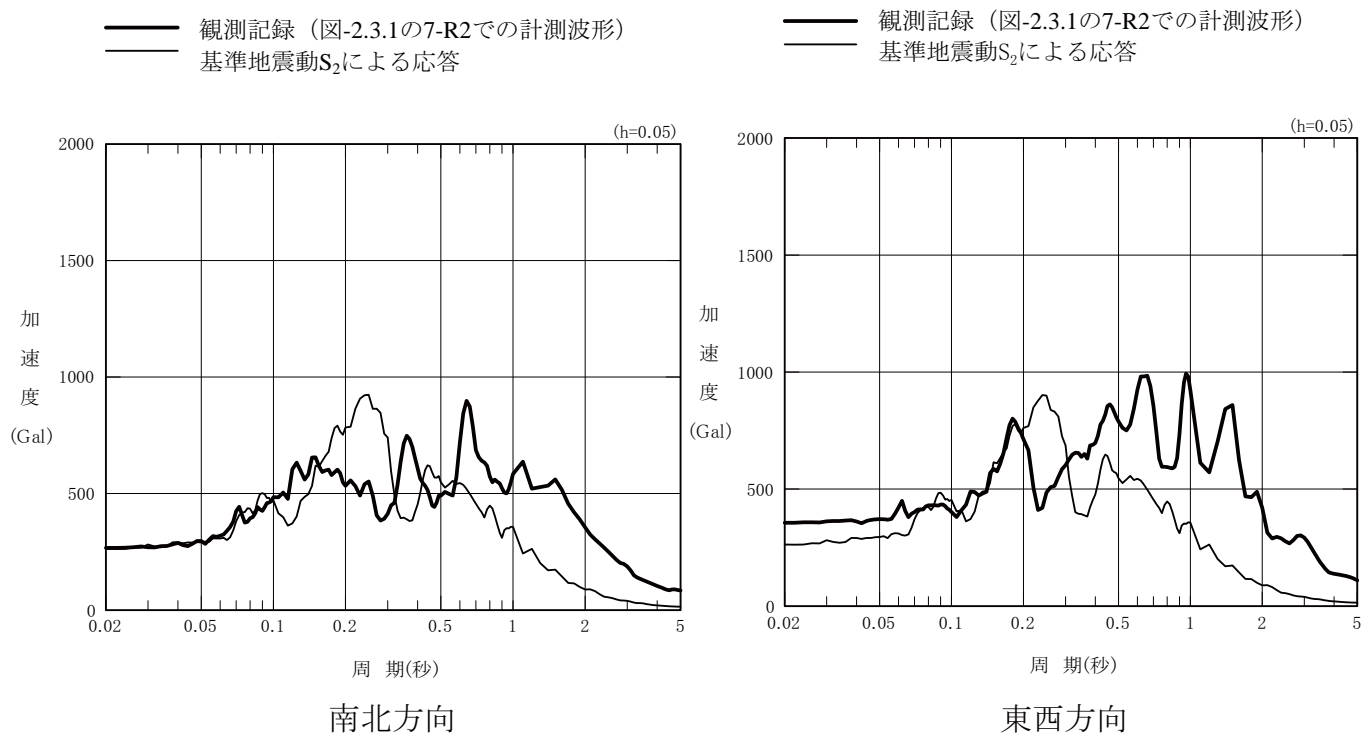


図-2.3.3 7号機 原子炉建屋基礎版上の加速度応答スペクトル

## 2.4 7号機の状況

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

### 3. 本報告書の概要

#### 3.1 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する。

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

点検・評価に関しては、以下の基本的な考え方に従った（図-3.1.1 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。



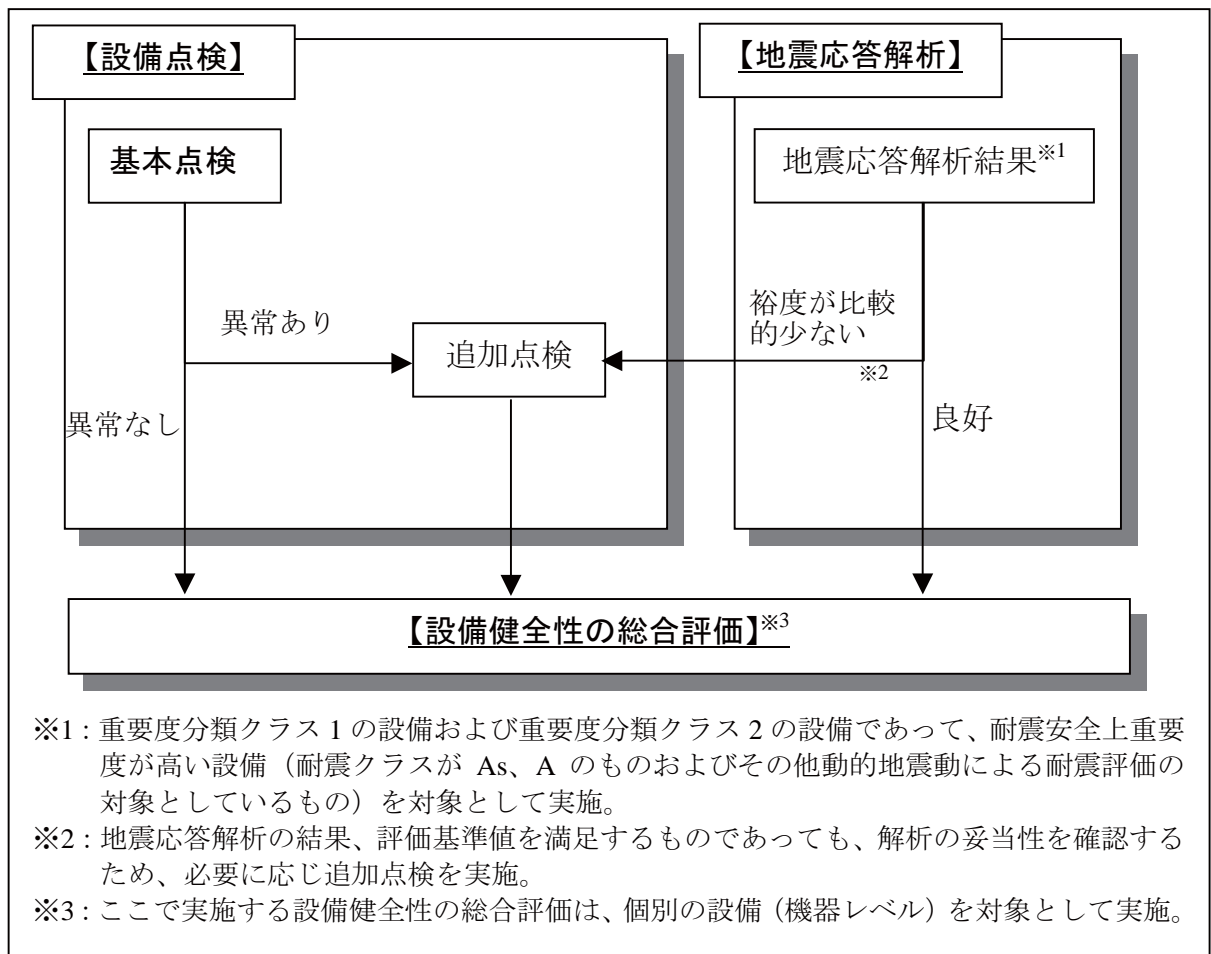
### 3.1.2 系統レベルの点検・評価

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



## 系統レベルの点検・評価

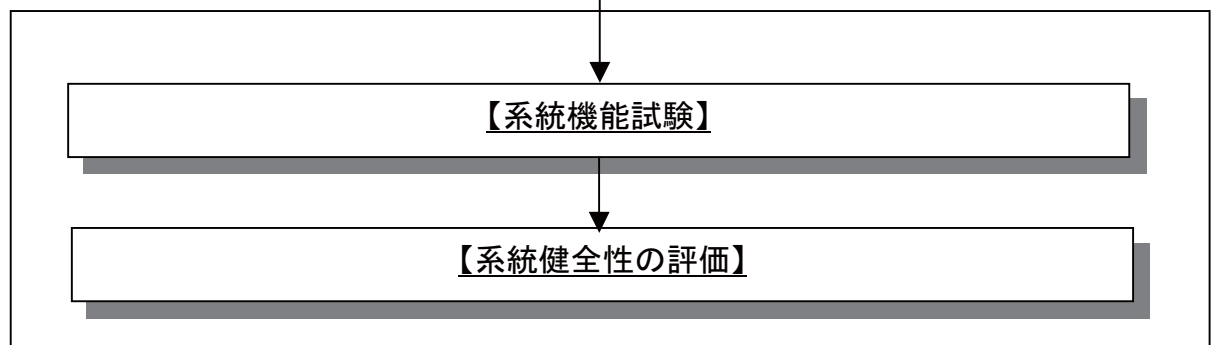


図-3.1.1 点検・評価の全体フロー

### 3.2 機器レベルの点検・評価結果の概要

機器レベルの点検・評価については、原子炉安全上重要な設備を中心に設備点検の結果および地震応答解析の結果をまとめた「柏崎刈羽原子力発電所7号機新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価に関する中間とりまとめ報告書」（平成20年4月10日）ならびに燃料装荷およびタービン復旧前までに実施可能な設備点検の結果について取りまとめた「柏崎刈羽原子力発電所7号機新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価に関する報告書（機器レベルの点検・評価報告）」（平成20年9月19日）にて報告を行った。これらの報告では、

- 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
- 設備点検では、対象設備のうち71機器に異常（不適合）事象を確認した
- 地震応答解析と設備点検の結果から、総合評価を実施し、地震影響による異常（29機器）、経年的な劣化事象（42機器）を確認した

との評価結果を得ている。なお、異常が確認された設備については、補修、取替等を実施し、復旧を完了している。

前回の報告以降の点検では、燃料装荷後の点検として、原子炉圧力容器漏えい試験を実施し、原子炉圧力バウンダリの範囲の設備健全性を確認したほか、タービン復旧後の点検として、給・復水系ポンプの作動試験などを実施した。これらの点検によって、異常が新たに確認された設備はない。これにより、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。

### 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格納容器漏えい率試験、制御棒駆動系機能試験、自動減圧系機能試験など、全23項目の試験を実施し、すべての試験において判定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、その他の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、系統レベルの点検・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場合も点検対象とした。

上記の選定の結果、設備点検の対象設備として、1,362 機器（このうち原子炉安全上重要な機器は 635 機器）を抽出した。

なお、配管系など類似設備や、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。

##### 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-[4.1.1.1](#) 参照)

表-4.1.1.1 点検対象設備分類一覧

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

※ 7号機では対象機器なし

## (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（7機種9部位）には、目視点検が困難な箇所があることから、漏えい試験、機能試験等の点検を実施するよう計画した（「4.1.1.3 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、ローターなど各部材の損傷、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<sup>※</sup>、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、設備の状態を評価する。

### 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、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、計画した（表-4.1.1.2 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。

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

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

#### (4) 原子力安全・保安院指示に基づき実施する追加点検

「柏崎刈羽原子力発電所7号機の設備健全性評価に係る追加的な検討の指示について（経済産業省 平成20・04・15 原院第4号 平成20年4月17日）」における指示事項のうち、地震応答解析の結果、比較的裕度が小さかったと評価される設備に対して、追加点検を実施することとした（表-4.1.1.3 参照）。



表-4.1.1.2 予め計画する追加点検範囲と実施理由

種 別	追加点検理由	点検範囲	点検方法
a.動的機器	【Ⅰ】基本点検での確認が困難な、機能上影響のない微細なきず、変形の有無を確認することで、地震による影響を精緻に確認し知見を拡充するため	機種および建屋ごとに代表 1 機器	分解点検
	【Ⅱ】基本点検の実施が困難な機器に関して、健全性を事前に確認するため	駆動源が蒸気等の理由で作動試験が実施できない機器	分解点検
b.配管	【Ⅰ】地震応答解析の結果、評価基準値 <sup>※1</sup> を下回る箇所に対しても異常が発生していないことを確認するため	地震応答解析の結果、他の箇所に比べて地震の影響が比較的大きい箇所	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)
	【Ⅰ】地震によって相対変位が生じる可能性が高いと考えられる建屋間貫通部近傍において、異常が発生していないことを確認するため	建屋間貫通部に施設される箇所	詳細目視点検 浸透探傷試験 超音波探傷試験 <sup>※2</sup>
	【Ⅱ】基本点検の実施が困難な機器に関する健全性を事前に確認するため	内包する流体が蒸気である等の理由により、現時点で運転圧による漏えい確認ができない箇所	詳細目視点検
c.復水器等	【Ⅱ】基本点検の実施が困難な機器に関する健全性を事前に確認するため	内包する流体が蒸気である等の理由により、現時点で運転圧による漏えい確認ができない箇所	分解点検
d.原子炉 圧力容器	【Ⅰ】地震によって相対変位が生じる可能性が高いと考えられる箇所（ノズル部）において異常が発生していないことを確認するため	ノズルセーフエンド	浸透探傷試験 <sup>※3</sup> 超音波探傷試験 <sup>※2</sup>
e.基礎部	【Ⅰ】地震力が直接伝搬される部分であり、基礎ボルトにおいて、塑性変形による伸びやせん断応力による緩み等の異常が発生していないことを確認するため	機種ごとに代表 1 機器および原子炉建屋フロアごとに代表 1 機器	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%)
f.支持 構造物等	【Ⅰ】一般的に地震による影響が大きいと考えられる支持構造物に異常が発生していないことを確認するため	建屋間貫通部に施設される配管近傍のサポート等 (配管系点検と同様箇所)	浸透探傷試験
	【Ⅱ】基本点検の実施が困難な機器に関して、健全性を事前に確認するため	メカニカルスナバ	低速走行試験

表-4.1.1.3 原子力安全・保安院指示に基づき実施する追加点検

点検対象機器	点検方法
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注水ノズル (N6)</li> <li>・ 燃料取替機</li> <li>・ 原子炉格納容器電気配線貫通部</li> <li>・ 原子炉再循環ポンプモーターケーシング</li> <li>・ 残留熱除去系配管</li> </ul>	詳細目視点検 浸透探傷試験 <sup>※3</sup>

※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

### 4.1.1.3 各機種<sup>の</sup>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）。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) 基本点検および追加点検結果

##### a. 基本点検および追加点検結果

基本点検は、対象機器 1,362 機器に対して、適切な点検を選定して実施した（表-4.1.1.4 参照）。

基本点検の結果、異常（不適合）が確認されたものは、55 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、追加点検は不要と判断した（31 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（24 機器）。

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-4.1.1.5 参照）。

※ その他、異常（不適合）が確認された、16 機器については、「(2) 予め計画する追加点検」参照

表-4.1.1.4 基本点検実施数

点検種別	対象機器数 (全 1,362 機器中)	左記のうち 原子炉安全上重要な機器 (全 635 機器中)	備考
目視点検	1,362 <sup>*</sup> 機器	635 機器	点検完了
作動試験・機能試験	1,001 機器	455 機器	点検完了
漏えい確認	616 機器	346 機器	点検完了

※ 一部代替点検を実施

表-4.1.1.5 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	55 機器	21 機器	点検完了
地震応答解析の結果、比較的裕度が少ないと判断された設備	なし	なし	

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、取付ボルトなど）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（原子炉圧力容器ドレンノズル、サーマルスリーブなど）については、漏えい試験、周辺部の目視点検等を行い、健全性を確認した。これら点検の結果、いずれにおいても異常は確認されなかったことから、異常なしと判断した（添付資料-1-4 参照）。

なお、対象となった機器における地震応答解析の結果は、いずれも評価基準値を下回っている。

(2) 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に代表機器を選定し実施した分解点検

機能上影響のない微細な傷等の有無を確認するため、念のためポンプ、弁、ファン等の分解点検を実施した結果、電動機の固定子巻線楔の緩み等、軽微な損傷は確認されたが、羽根車、軸および軸受等の内部部位には地震影響による損傷は確認されなかった。

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の分解点検

作動試験が実施できない機器（主タービン等）については分解点検を実施し、主タービンに地震の影響と思われる翼（動翼と静翼）、車軸の接触痕・傷等の損傷等を確認した。

b. 配管の追加点検

- 1) 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配管における詳細な目視点検（維持規格 VT-1<sup>※</sup>相当）、外表面の浸透探傷試験および硬さ試験による塑性ひずみ測定を実施した結果、異常は確認されなかった。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>相当）、溶接箇所における外表面の浸透探傷試験を実施した結果、異常は認められなかった。

※ 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 相当）を実施した結果、異常のないことを確認した。

c. 復水器等の追加点検

分解点検や非破壊試験を実施した結果、復水器では基本点検において、地震影響によると思われる器内配管のこすれが確認された他、経年的な事象と考えられる内部整流板の干渉等が確認された。

d. 原子炉圧力容器の追加点検

相対変位が生じる可能性が高いと考えられるノズルセーフエンド 14 箇所については、詳細な目視点検（維持規格 VT-1 相当）および外表面の浸

透探傷試験を実施し、異常のないことを確認した。また、原子炉停止時冷却材出口ノズルセーフエンドについては、念のため超音波探傷試験を実施し、異常のないことを確認した。

e. **基礎部の追加点検**

原子炉建屋の各階ごとおよび機種ごとに代表設備を選定し、基礎ボルトの締付トルク確認(以下「トルク確認」という)および超音波探傷試験(設備によっては、トルク確認のみ実施)を実施した。建設時施工目標値による締め付け側トルク確認において、残留熱除去系熱交換器、原子炉压力容器、燃料取替エリア排気放射線モニタおよび非常用ガス処理系フィルタ装置にトルク低下が確認されたため、緩め側のトルク確認を実施し、いずれも締結力が喪失していないことを確認した。

締結力の喪失は、基本点検として実施される打診試験、目視点検により検出可能であり、上記の機器以外についての基礎部の健全性は基本点検によって確認されている。

f. **支持構造物等の追加点検**

1) **建屋間貫通部に施設される配管近傍のサポート等**

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

2) **メカニカルスナバ**

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

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

(3) 原子力安全・保安院指示に基づき実施する追加点検（添付資料-1-5 参照）

原子力安全基盤機構（JNES）が実施した地震応答解析において、比較的裕度が小さいと評価された部位に対して詳細目視点検を実施した。また、原子炉低圧注水ノズル（N6 ノズル）については浸透探傷試験を実施し、原子炉格納容器電気配線貫通部については、床応答が大きいと考えられる上部に設置されている貫通部を代表とし、浸透探傷試験を実施した。

いずれの結果においても異常のないことを確認した。

## 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-4.1.2.1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、燃料取替機および原子炉建屋クレーンは、その破損がAs、Aクラス設備に波及的破損を生じさせるおそれがあるため評価を実施した。

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

#### 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-4.1.2.2 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

###### 1) 原子炉建屋応答加速度

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

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



模擬地震波の位相特性等)を考慮して拡幅が行われるが、本評価では、観測記録、または観測記録にもとづく建屋応答解析による応答加速度を用いるため拡幅は行わない(表-4.1.2.2 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-4.1.2.1(1)～図-4.1.2.1(16)に示す。また、原子炉建屋各階の最大床加速度を表-4.1.2.5に示す。

## 2) タービン建屋およびコントロール建屋の応答加速度

タービン建屋の設備評価については、平成20年7月14日に設備健全性評価サブWGにて提示した加速度(弾性応答解析によるタービン建屋応答加速度)にもとづくが、平成20年9月1日に原子力安全・保安院に提出した「柏崎刈羽原子力発電所7号機に関する新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価報告書(建物・構築物編)」に提示される加速度(弾塑性応答解析によるタービン建屋応答加速度)による評価が保守的になる場合には後者の評価を記載した。

コントロール建屋(6号機と共用)については、平成20年12月25日に原子力安全・保安院に提出した「柏崎刈羽原子力発電所6号機に関する新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価報告書(建物・構築物編)」に示される建屋応答加速度を用いた。

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-4.1.2.2(1)～図-4.1.2.2(10)に示す。タービン建屋のモデルは多軸であるため、同じフロアの多数の応答解析結果を包絡して設備評価用の床応答スペクトルを作成した。タービン建屋各階の最大床加速度を表-4.1.2.6に示す。

また、コントロール建屋の最大床加速度を表-4.1.2.7に示す(コントロール建屋の設備についてはすべて剛であるため床応答スペクトルを用いない)。

7号機原子炉建屋、タービン建屋およびコントロール建屋の配置図を図-4.1.2.3に示す。

## b. 建屋・機器連成応答解析モデル

原子炉建屋内の大型機器（原子炉圧力容器、原子炉格納容器および炉内構造物等）は、建屋から各点で支持されているため、建屋と連成した解析モデルにより本地震による地震応答解析を時刻歴応答解析で実施する。解析は水平方向および上下方向について実施した。

建屋・機器連成応答解析モデルには、原子炉格納容器 - 原子炉圧力容器解析モデルと炉内構造物解析モデルがある（図-4.1.2.4(1)～4.1.2.4(3)参照、水平方向についてはNS方向を例として示す）。これらのモデルのうち建屋側については設計時から一部見直しが考慮されており、耐震・構造設計小委員会にて審議されている（表-4.1.2.2参照）。

## 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-4.1.2.3および表-4.1.2.4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-4.1.2.2参照）。

## (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-4.1.2.5に示す。

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

※ 下記 c.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、設計時の応力に乗じることに

より算出値を求め、評価基準値と比較した。

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

#### 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による評価を行い算出値を求め、評価基準値と比較した。

#### c. 評価基準値

構造強度評価の評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-補・1984、JEAG4601-1987、JEAG4601-1991 追補版」に規定される許容応力状態Ⅲ<sub>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、その加速度が機能確認済加速度以下であることを確認した。なお、機能確認済加速度とは、立形ポンプ、横形ポンプ、ポンプ駆動用タービン等、機種ごとに試験あるいは解析により、動的機能維持が確認された加速度である。

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

制御棒の地震時挿入性（制御棒およびチャンネルボックスの健全性）については、本地震による燃料集合体の相対変位を求め、その相対変位が、

試験により挿入性が確認された相対変位以下であることを確認した（参考文献 7 参照）。

#### (4) 地震応答解析で用いた条件について

基本的には設計時と同じ条件を適用しているが、点検・評価計画書にて必要に応じて考慮するとした条件のうち、地震応答解析に適用したものを表-4.1.2.2に示す。

また、7号機は本地震時、定格熱出力運転状態から地震加速度大により原子炉自動停止に至っている。原子炉自動停止の際、設計時に考慮していた機械的荷重のうち実際には作用していないものがあり、それらについては本評価に反映した（下記 a.）。一方、定格熱出力運転状態における条件については設計時と同様に考慮した（下記 b.）。

##### a. 原子炉自動停止における機械的荷重

###### ① 制御棒挿入

⇒制御棒駆動系配管の解析に制御棒挿入による機械的荷重を考慮（設計時と同じ）

###### ② 主蒸気逃がし安全弁の吹出しなし

⇒主蒸気系配管の解析に吹出しによる機械的荷重を考慮せず

##### b. 定格熱出力運転状態における条件

① a.以外の荷重条件（設備重量、クレーン容量等）⇒設計時と同じ設定

② 運転圧力、運転温度 ⇒設計時と同じ設定

### 4.1.2.3 解析結果

#### (1) 解析の状況

解析対象設備のすべてについて評価を終了した。

構造強度評価                   ・ ・ ・ 98 設備

動的機能維持評価           ・ ・ ・ 36 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-4.1.2.8、および表-4.1.2.9に示す。機器・配管系の算出値は、いずれも評価基準値以下であることを確認した。

##### b. 疲労評価

地震による1次+2次応力が厳しくなる設備を選出し疲労評価を実施した。

原子炉压力容器-原子炉格納容器間の地震時の相対変位も含め地震による1次+2次応力が厳しくなると想定される設備として、配管系より残留熱除去系配管、原子炉压力容器ノズルより低圧注水ノズル（N6ノズル）を疲労評価の対象として選出した。残留熱除去系配管の評価結果を表-4.1.2.10に、低圧注水ノズルの評価結果を表-4.1.2.11に示す。本地震における地震の繰返し回数は本震と余震を合せて22回とした（繰返し回数の算出方法は添付資料-2-1参照）。本地震による疲れ累積係数と設計時の運転状態Ⅰ・Ⅱによる疲れ累積係数の和は、評価基準値を十分下回っていることを確認した。

また、建屋間（原子炉建屋～タービン建屋間）の地震時の相対変位により1次+2次応力が厳しくなると想定される設備として給水系配管を選出して疲労評価を実施した。評価結果を表-4.1.2.12に示す。繰返し回数については残留熱除去系配管と低圧注水ノズルの評価と同じく22回とした。本地震による疲れ累積係数は $10^{-3}$ 未満であり本地震による疲労への影響は僅かであることを確認した。

### (3) 動的機能維持評価結果

動的機能維持の評価結果を表-4.1.2.13に示す。各機器の応答加速度は、いずれも機能確認済加速度以下であることを確認した。

制御棒の地震時挿入性については、本地震による燃料集合体の最大相対変位が、試験により挿入性が確認された相対変位以下であることを確認した。また、制御棒挿入の時系列を確認し、燃料集合体の最大相対変位が発生する前に制御棒が挿入されていることを確認した(添付資料-2-2参照)。

#### 4.1.2.4 解析の考察

地震応答解析について、評価対象設備の算出値は評価基準値を満足することが確認できた。さらに、算出値に対する地震力の寄与は部分的であることを考慮すれば、地震力に対しては十分な余裕度を持って評価基準値を満足していると考えられる(添付資料-2-3)。

また、より現実に近い応答を再現するための検討解析を行い、本評価における地震応答解析に十分な保守性があることを確認した(原子力安全・保安院指示に基づき実施、添付資料-2-4)。

一方、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ため、この相違の影響評価を実施した。また、原子炉建屋の床柔軟性を考慮した評価もあわせて実施した(原子力安全・保安院指示に基づき実施、添付資料-2-5、2-6)。代表として比較的評価結果の厳しい配管系、配管系支持構造物等について評価を実施し、上記の影響を考慮してもいずれの設備も評価基準値を満足することを確認した。ただし、残留熱除去系配管のメカニカルスナッパ(3箇所)については、試験により確認された荷重を評価基準値とし、上記影響を考慮した算出値はこれより十分小さいことから健全性には問題ないことを確認したが、同算出値は設計荷重に近いまたは設計荷重を超えるため、「予め計画して実施する追加点検」にて低速走行試験を実施し、すべて健全であることを確認した。

表-4.1.2.1 柏崎刈羽7号機 As、Aクラス主要設備一覧

		As、Aクラスの定義	主要設備
As	i	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器</li> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリに属する系統<sup>*1</sup></li> </ul>
	ii	使用済燃料を貯蔵するための設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料貯蔵設備</li> </ul>
	iii	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための設備、および原子炉の停止状態を維持するための設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒</li> <li>制御棒駆動機構</li> <li>制御棒駆動水圧系</li> </ul>
	iv	原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系</li> <li>高圧炉心注水系</li> <li>残留熱除去系</li> <li>サプレッションチェンバ</li> </ul>
	v	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に圧力障壁となり、放射性物質の拡散を直接防ぐための設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器</li> <li>原子炉格納容器バウンダリに属する系統<sup>*2</sup></li> </ul>
A	i	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧炉心注水系</li> <li>原子炉隔離時冷却系</li> <li>残留熱除去系</li> <li>自動減圧系</li> <li>サプレッションチェンバ</li> </ul>
	ii	放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で上記v以外の設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系</li> <li>可燃性ガス濃度制御系</li> <li>非常用ガス処理系</li> <li>原子炉格納容器圧力抑制装置</li> <li>サプレッションチェンバ</li> </ul>
	iii	その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール水補給設備</li> <li>ほう酸水注入系</li> <li>炉内構造物</li> </ul>

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

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

表-4.1.2.2 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-4.1.2.3、4.1.2.4、参考文献2、3、4参照)	配管系、クレーン類(燃料取替機、R/Bクレーン)の解析に適用
③疲労評価における新 $K_e$ (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地震以外の短期機械的荷重を含む場合の配管の許容応力見直し(参考文献5参照)	制御棒挿入による機械的荷重を考慮する制御棒駆動系配管に適用
⑤形状係数 $\alpha$ (全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比または1.5のいずれか小さいほう)の適用(参考文献5参照)	容器に適用
現実の運転状態の反映※	
①主蒸気系配管	: 主蒸気逃がし安全弁の吹出しによる機械的荷重なし

※ 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-4.1.2.3 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>
燃料取替機	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。また配管系の減衰定数の詳細を表-4.1.2.4 に示す。

表-4.1.2.4 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	スナバおよび架構レストレイント支持主体の配管系で、その支持具（スナバまたは架構レストレイント）の数が4個以上のもの	<u>3.0</u> (2.5)	2.0
II	スナバ、架構レストレイント、ロッドレストレイント、ハンガ等を有する配管系で、アンカおよびUボルトを除いた支持具の数が4個以上であり、配管区分Iに属さないもの	<u>2.0</u> (1.5)	1.0
III	Uボルトを有する配管系で、架構で水平配管の自重を受けるUボルトの数が4個以上のもの	<u>3.0</u> (—)	<u>2.0</u> (—)
IV	配管区分I、IIおよびIIIに属さないもの	<u>1.5</u> (1.0)	0.5

※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。

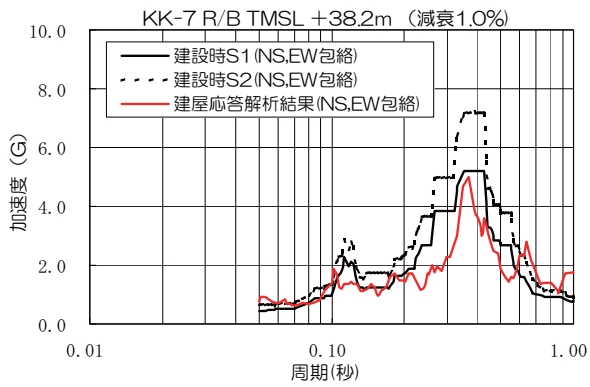


図-4.1.2.1 (1) 天井クレーン階 (TMSL+38.2m)

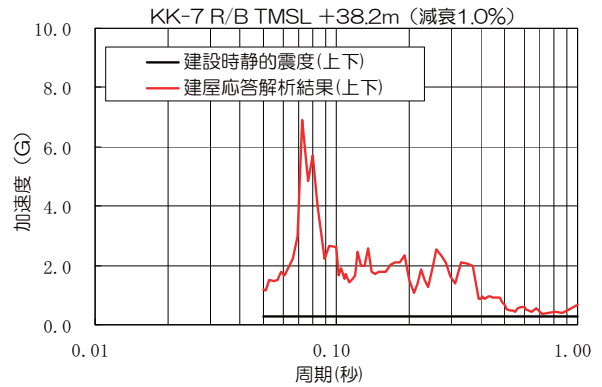


図-4.1.2.1 (2) 天井クレーン階 (TMSL+38.2m)

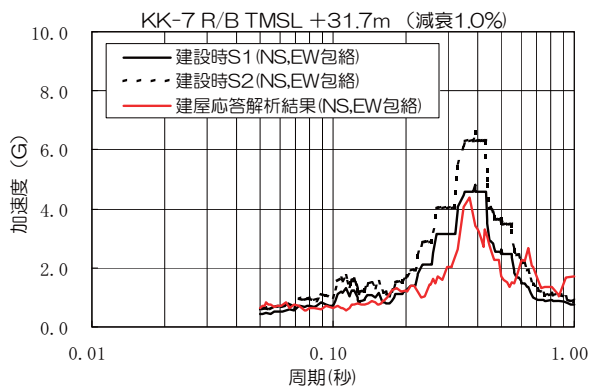


図-4.1.2.1 (3) 4階 (TMSL+31.7m)

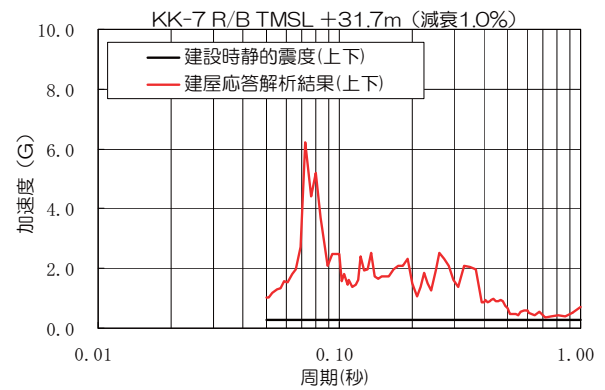


図-4.1.2.1 (4) 4階 (TMSL+31.7m)

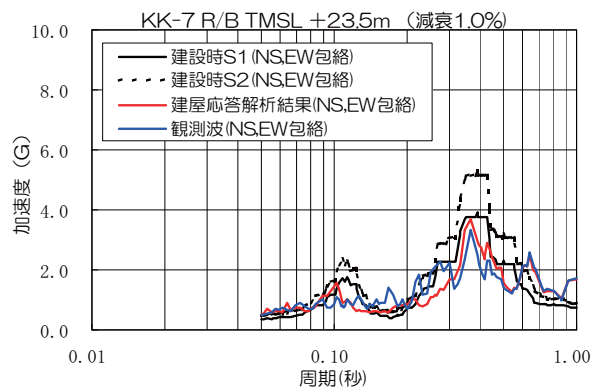


図-4.1.2.1 (5) 3階 (TMSL+23.5 m)

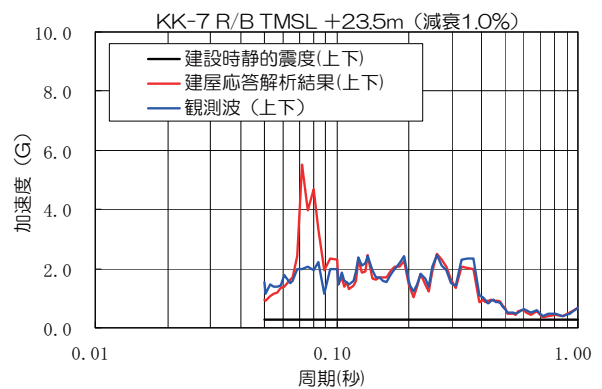


図-4.1.2.1 (6) 3階 (TMSL+23.5 m)

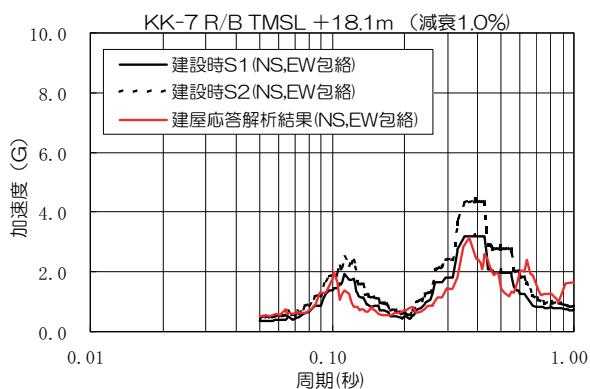


図-4.1.2.1 (7) 2階 (TMSL+18.1 m)

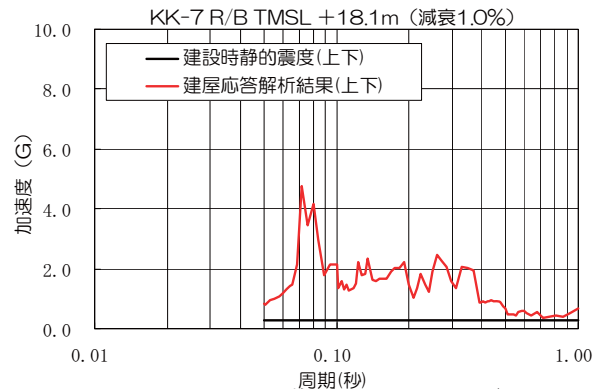


図-4.1.2.1 (8) 2階 (TMSL+18.1 m)

原子炉建屋水平方向床応答スペクトル  
(NS/EW 包絡 減衰1.0%)

原子炉建屋上下方向床応答スペクトル  
(減衰1.0%)

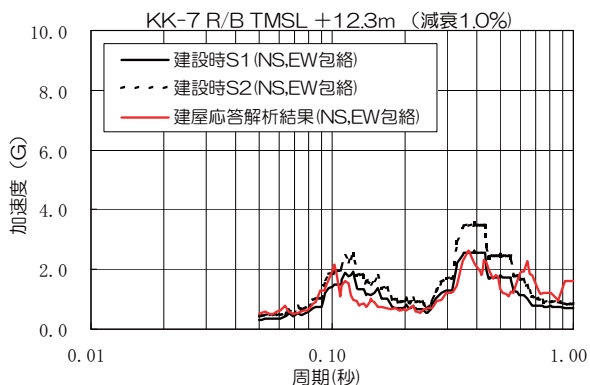


図-4.1.2.1(9) 1階 (TMSL+12.3m)

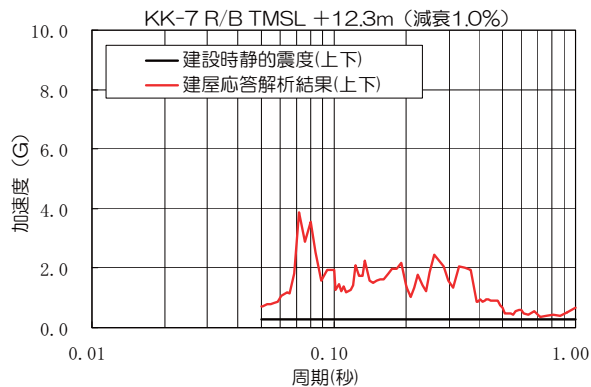


図-4.1.2.1(10) 1階 (TMSL+12.3m)

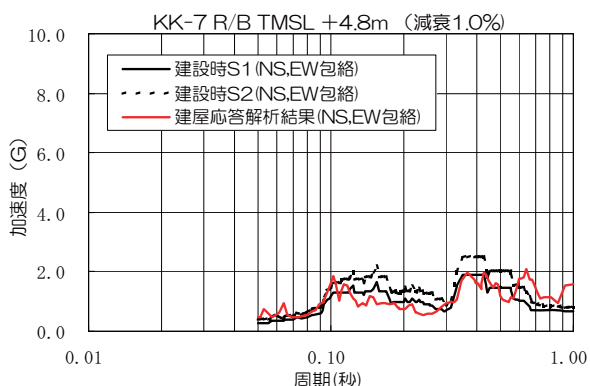


図-4.1.2.1(11) 地下1階 (TMSL+4.8 m)

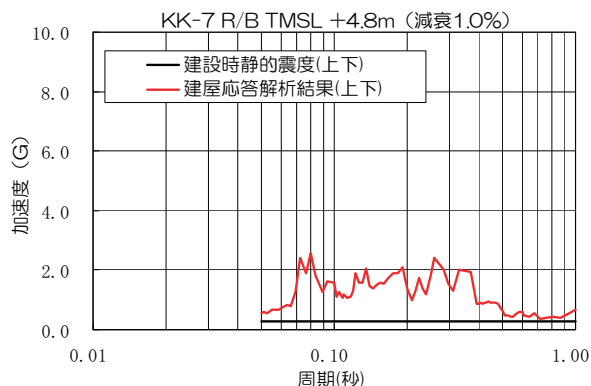


図-4.1.2.1(12) 地下1階 (TMSL+4.8 m)

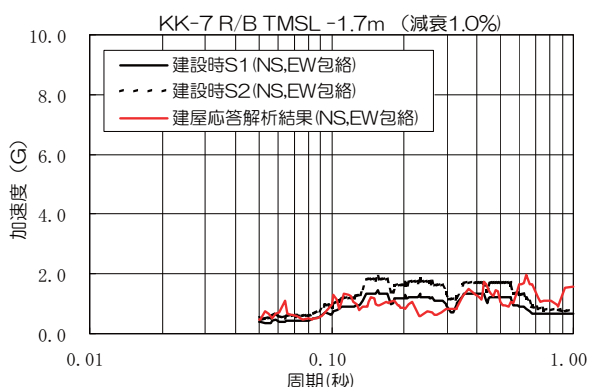


図-4.1.2.1(13) 地下2階 (TMSL-1.7m)

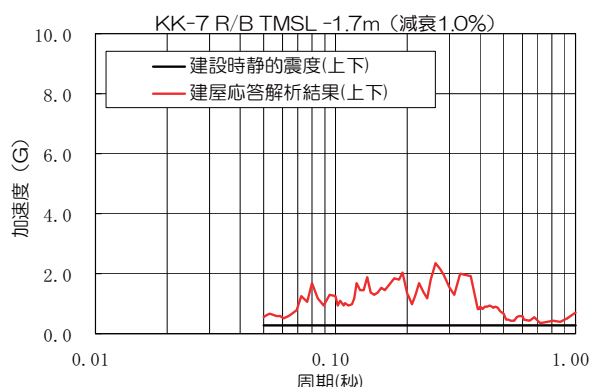


図-4.1.2.1(14) 地下2階 (TMSL-1.7m)

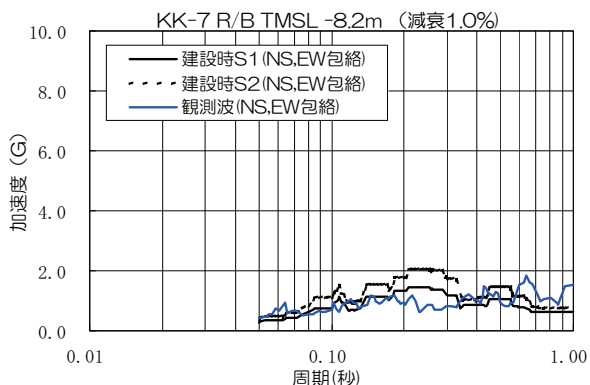


図-4.1.2.1(15) 基礎版上 (TMSL-8.2 m)

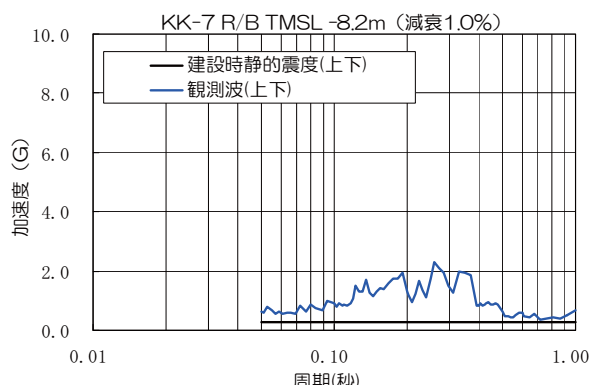


図-4.1.2.1(16) 基礎版上 (TMSL-8.2 m)

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

原子炉建屋上下方向床応答スペクトル  
(減衰 1.0%)

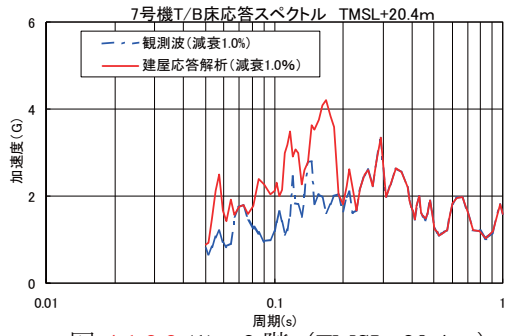


図-4.1.2.2(1) 2階 (TMSL+20.4 m)

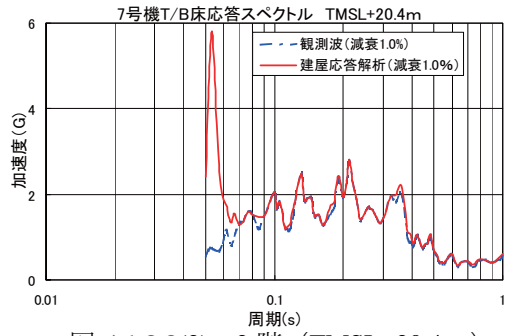


図-4.1.2.2(2) 2階 (TMSL+20.4 m)

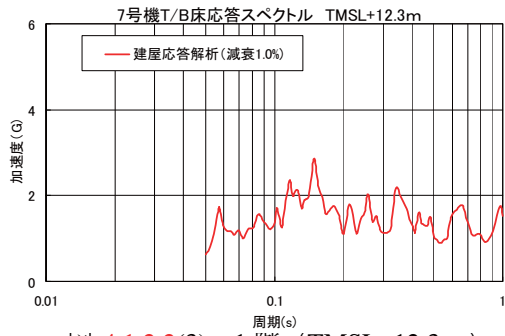


図-4.1.2.2(3) 1階 (TMSL+12.3 m)

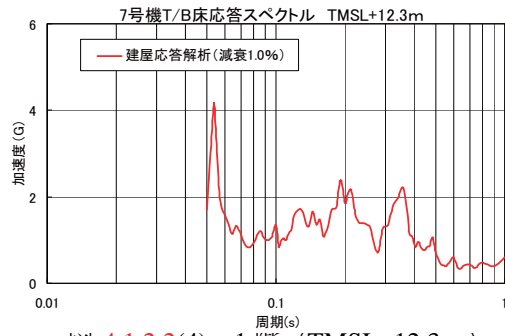


図-4.1.2.2(4) 1階 (TMSL+12.3 m)

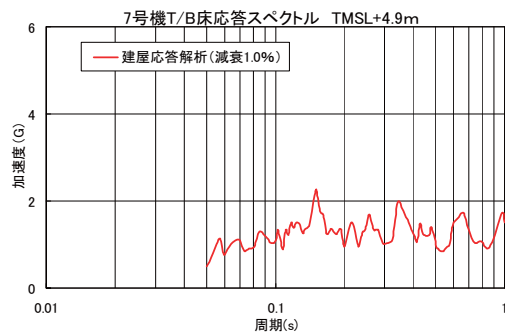


図-4.1.2.2(5) 地下1階 (TMSL+4.9 m)

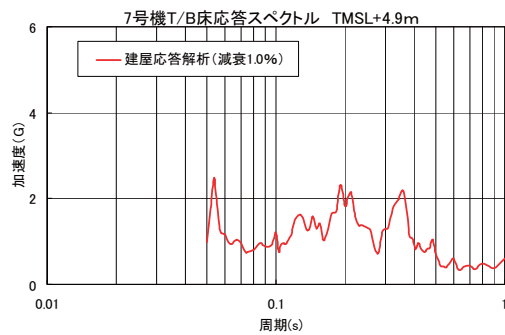


図-4.1.2.2(6) 地下1階 (TMSL+4.9 m)

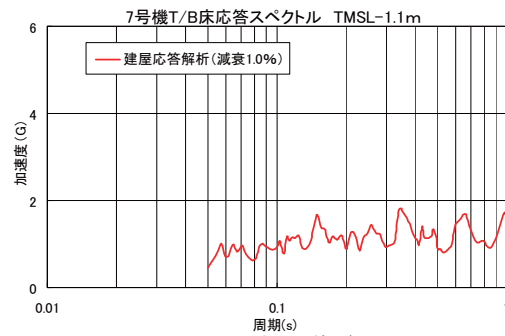


図-4.1.2.2(7) 地下中2階 (TMSL-1.1m)

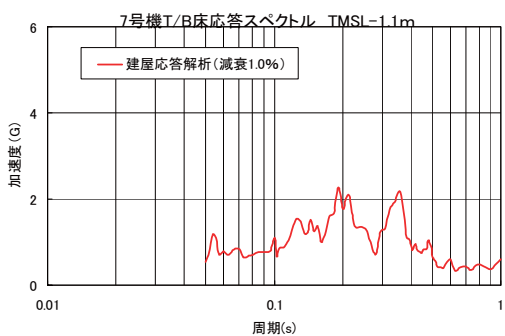


図-4.1.2.2(8) 地下中2階 (TMSL-1.1m)

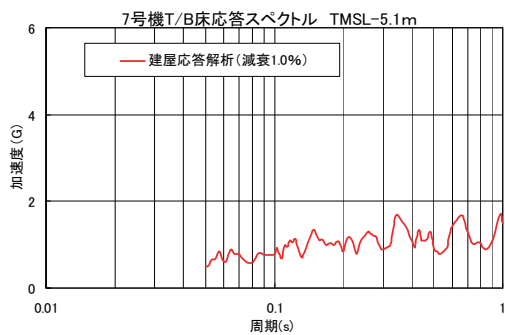


図-4.1.2.2(9) 地下2階 (TMSL-5.1m)

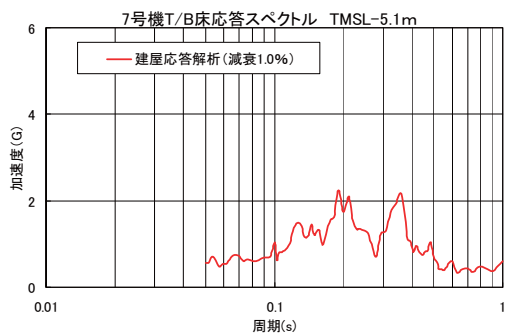


図-4.1.2.2(10) 地下2階 (TMSL-5.1m)

タービン建屋水平方向床応答スペクトル

タービン建屋上下方向床応答スペクトル

表-4.1.2.5 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
38.2	0.75	0.69	0.85
31.7	0.61	0.64	0.81
23.5	0.45	0.54	0.57
18.1	0.49	0.59	0.72
12.3	0.45	0.57	0.66
4.8	0.38	0.52	0.57
-1.7	0.35	0.48	0.47
-8.2	0.33	0.44	0.44

表-4.1.2.6 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
20.4	0.63	0.77*	0.50
12.3	0.49	0.57*	0.47
4.9	0.45	0.42	0.44
-1.1	0.42	0.41	0.43
-5.1	0.39	0.40	0.42

※ 平成 20 年 9 月 1 日に原子力安全・保安院に提出した「柏崎刈羽原子力発電所 7 号機に関する新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価報告書（建物・構築物編）」に提示される加速度。これ以外は平成 20 年 7 月 14 日に設備健全性評価サブ WG にて提示した加速度

表-4.1.2.7 コントロール建屋最大床加速度

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

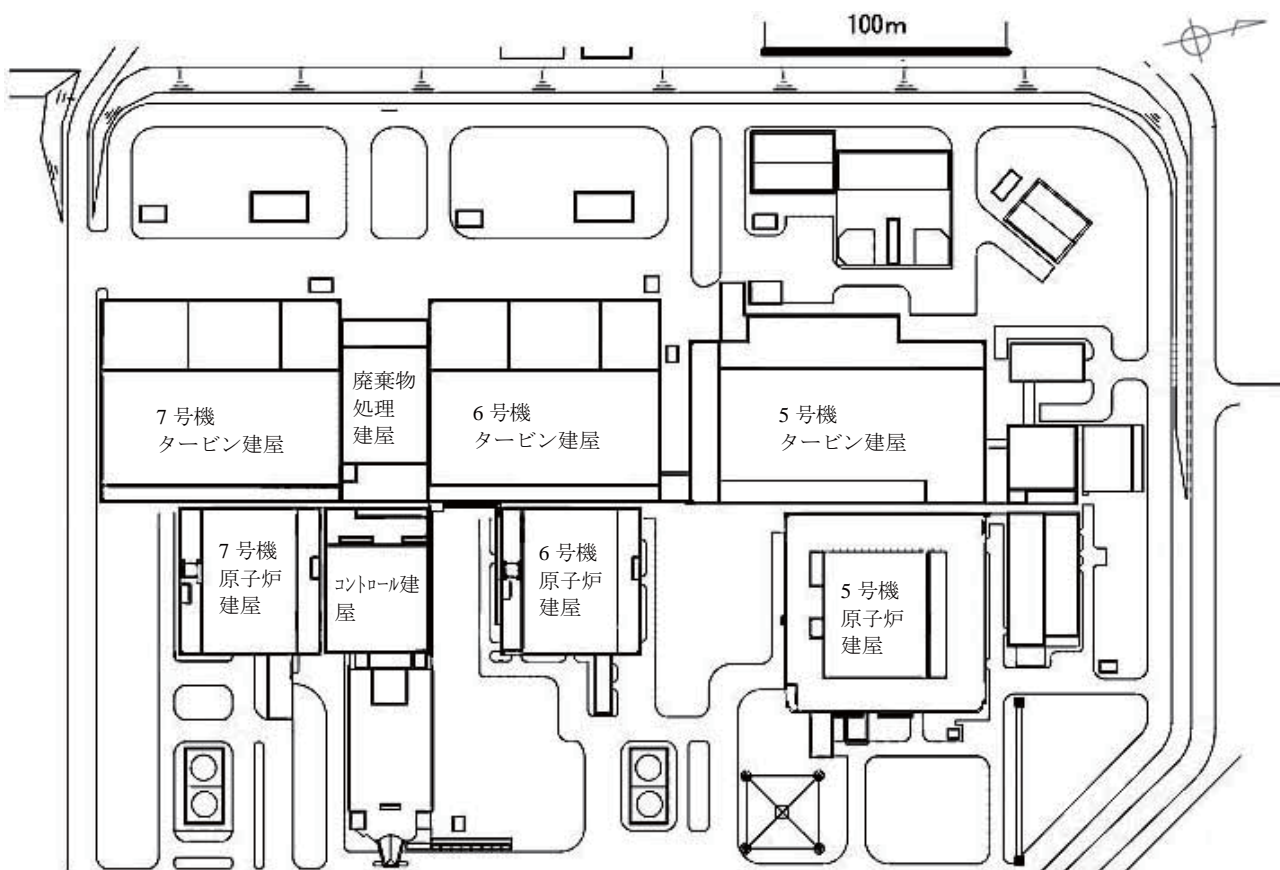


図-4.1.2.3 7号機各建屋配置図

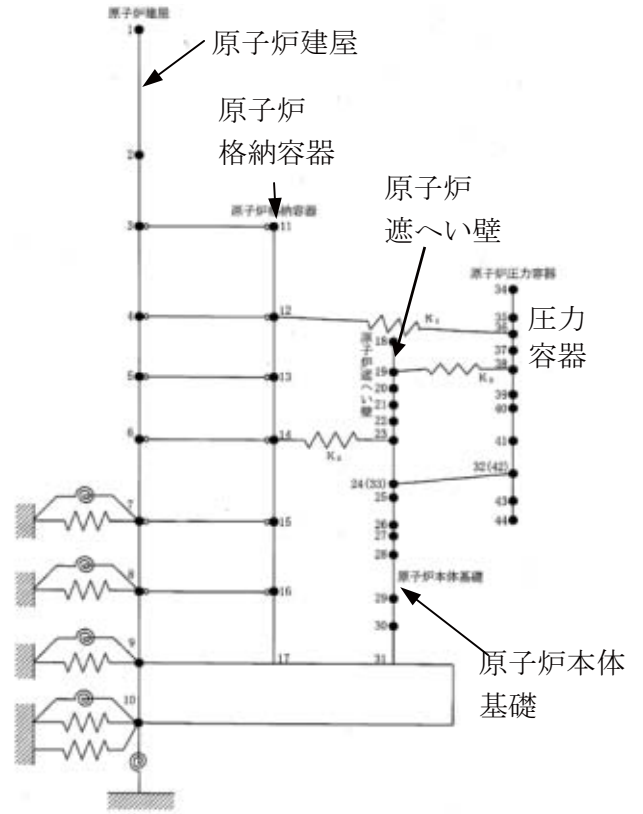
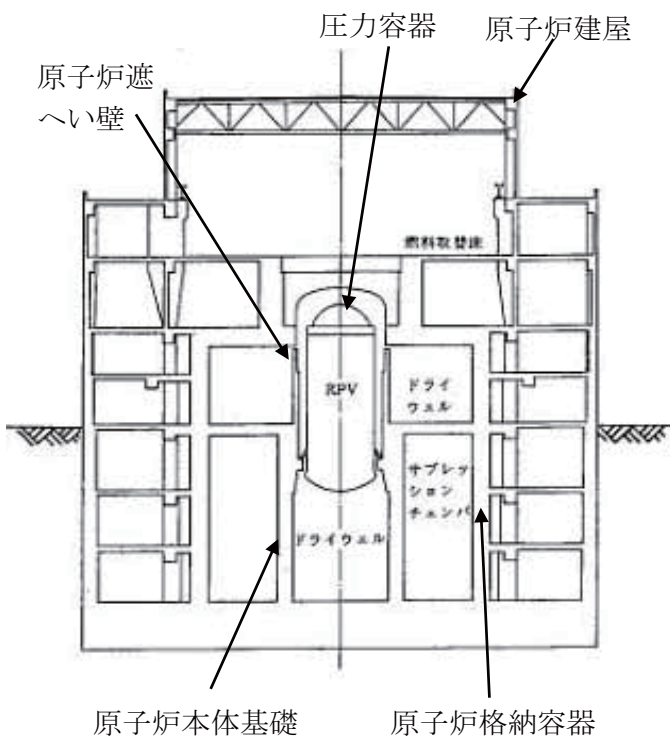


図-4.1.2.4(1) 原子炉格納容器 - 原子炉压力容器解析モデル (水平 NS 方向)

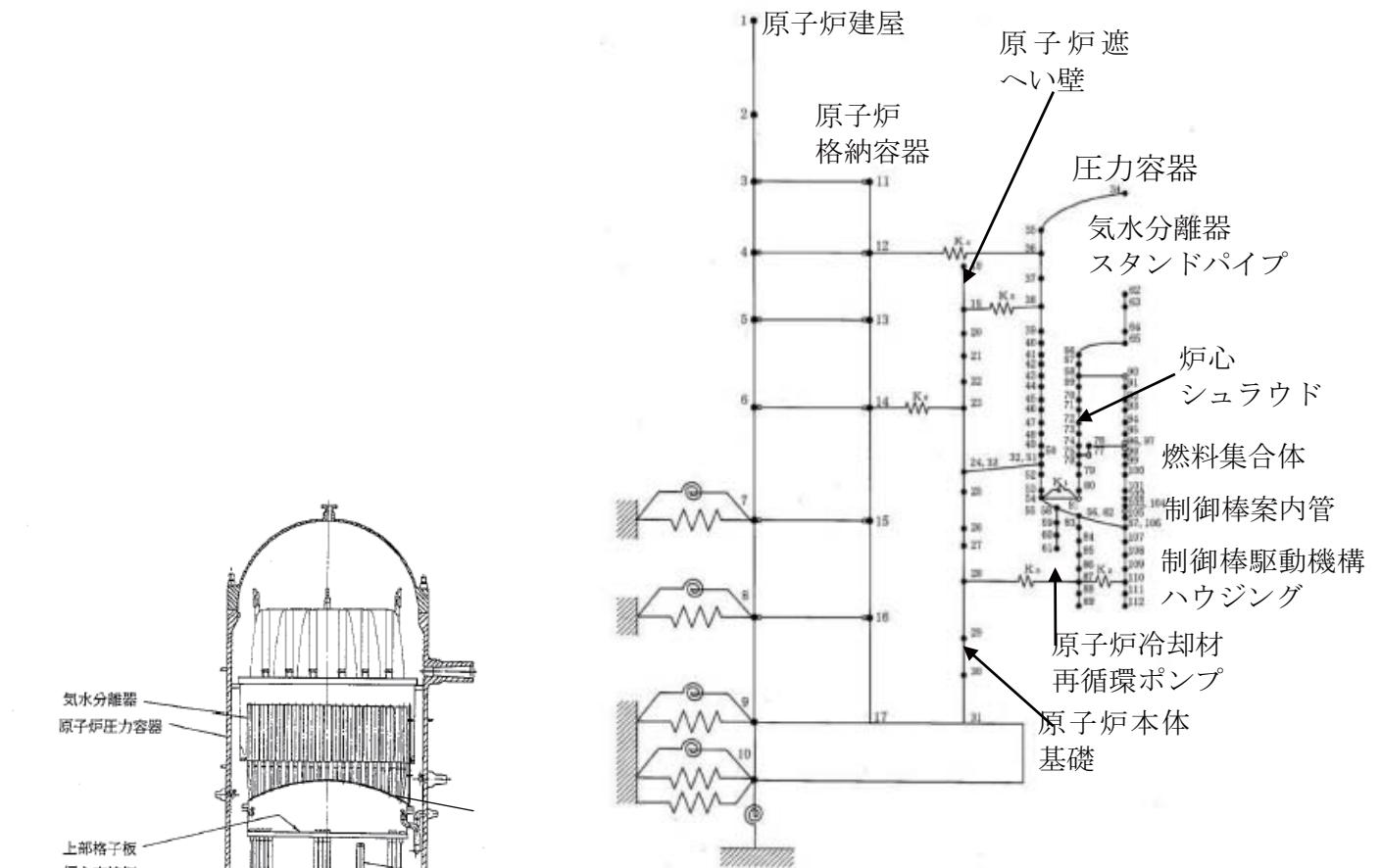


図-4.1.2.4 (2) 炉内構造物解析モデル(水平 NS 方向)

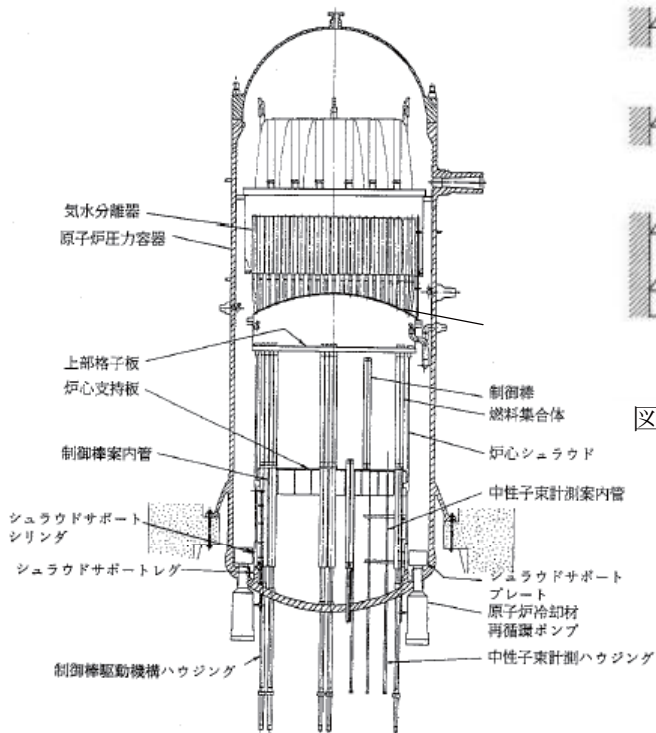
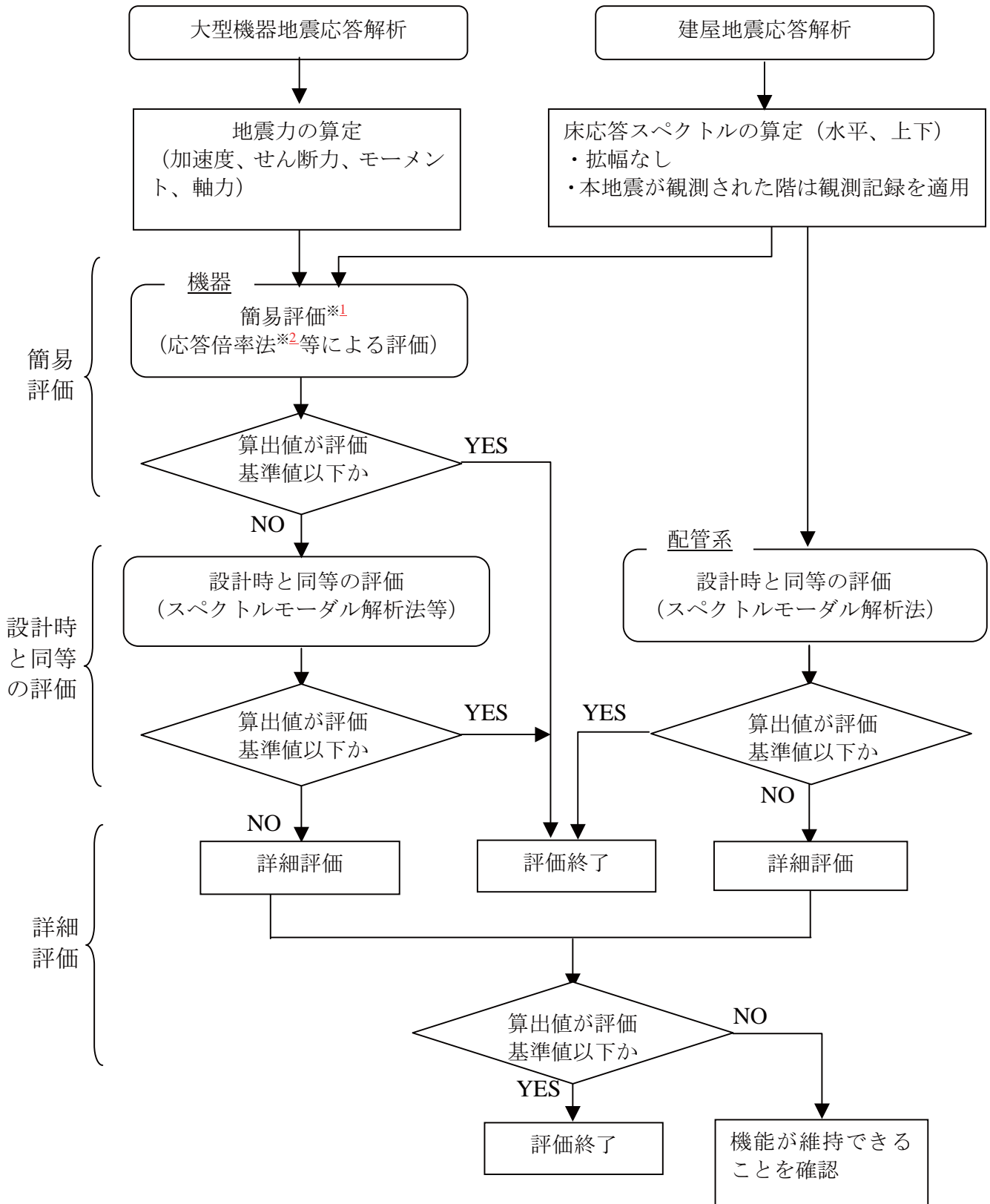


図-4.1.2.4 (3) 炉内構造物解析モデル(上下方向)





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

※2 次ページに詳細説明を記載

図-4.1.2.5 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-4.1.2.8 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	RPV円筒胴	胴板	膜	177	303	B	
		下部鏡板	球殻部	膜	186	303	B	
		制御棒駆動機構ハウジング貫通孔	スタブチューブ	軸圧縮	68	99	B	
		原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔 (N1)	ケーシング側付け根R部	膜+曲げ	224	418	B	
		支持スカート	スカート	膜+曲げ	25	387	B	
				座屈	0.1	1	B	座屈に対する評価式により、発生値は判定基準に対する比率で示す
		原子炉圧力容器基礎ボルト	基礎ボルト	引張	115	499	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載
		主蒸気ノズル (N3)	ノズルセーフェント	膜	97	303	B	
		給水ノズル (N4)	ノズルセーフェント	膜+曲げ	111	252	B	
		低圧注水ノズル(N6)	ノズルセーフェント	膜+曲げ	177	252	B	
		原子炉停止時冷却材出口ノズル(N10)	ノズルセーフェント	膜+曲げ	140	252	B	
		計装ノズル(N12)	ノズルセーフェント	膜+曲げ	75	205	A	設計時応力は 193MPa (設計時の配管反力は大きな裕度をもって設定されているため)
		計装ノズル(N13)	ノズルセーフェント	膜+曲げ	75	205	A	
		計装ノズル(N14)	ノズルセーフェント	膜+曲げ	156	197	A	
		原子炉圧力容器スタビライザ	ロッド	引張	221	513	B	
		制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム	レストレントビーム	曲げ	61	176	B	
		原子炉冷却材再循環ポンプ	モータケーシング	軸圧縮	105	165	B	
		ブラケット類	RPV スタビライザブラケット	膜+曲げ	132	454	A	

注 1) 評価手法 A: 簡易評価、B: 設計時と同等の評価

注 2) 原子炉圧力容器の設備 (表-4.1.2.8 [1/10]) のうち応力分類が「膜+曲げ」の場合は許容値に形状係数  $\alpha$  を適用

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

表-4.1.2.8 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	蒸気乾燥器	耐震用ブロック	純せん断	20	181	A	
		シュラウドヘッド	鏡板	膜+曲げ	60	138	A	
		気水分離器	スタッドパイプ	膜+曲げ	46	127	B	
		給水スパージャ	ヘッド	膜+曲げ	24	213	A	
		低圧注水スパージャ	ヘッド	膜+曲げ	20	213	A	
		高圧炉心注水スパージャ	ヘッド	膜+曲げ	37	213	A	
		高圧炉心注水系配管 (原子炉圧力容器内部)	パイプ	膜+曲げ	19	213	A	
		中性子束計測案内管	中性子束計測案内管	膜+曲げ	6	138	A	
	炉心支持構造物	炉心シュラウド	下部胴	膜	19	127	B	
		シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	32	243	B	
		上部格子板	グリッドプレート	膜+曲げ	24	213	B	
		炉心支持板	補強ビーム	膜+曲げ	91	213	A	
		燃料支持金具	燃料支持金具	膜応力	6	56	B	
		制御棒案内管	下部溶接部	膜	6	92	B	
	原子炉本体の基礎	アンカボルト	アンカボルト	引抜力	3287 (kN/4.5°) <del>335.1</del> (t/4.5°)	4801 (kN/4.5°) <del>434.7</del> (t/4.5°)	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載
圧力容器ブラケット		ブラケット	せん断応力度	157 <del>1.6</del> (t/cm <sup>2</sup> )	246 <del>2.50</del> (t/cm <sup>2</sup> )	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載	

注1) 評価手法 A: 簡易評価、B: 設計時と同等の評価

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

表-4.1.2.8 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	組合せ	36	211	A	
			取付ボルト	引張	16	158	A	
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ	ポンプ取付ボルト	せん断	15	122	A	
			基礎ボルト	せん断	10	133	A	
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	基礎ボルト	せん断	38	133	A	
	核計測装置	局部出力領域モニタ検出器集合体	カバーチューブ	膜+曲げ	107	141	A	応答比が 1.0 を下回るため工認値を記載
		起動領域モニタドライチューブ	パイプ	膜+曲げ	128	258	A	応答比が 1.0 を下回るため工認値を記載
		現場盤 原子炉系 (I系) 計装ラック	取付ボルト	せん断	2	133	A	
		ベンチ形制御盤 運転監視補助盤 1	取付ボルト	せん断	5	133	A	コントロール建屋
		垂直自立形制御盤 安全保護系盤 区分 I	取付ボルト	引張	9	173	A	コントロール建屋
	原子炉冷却系統設備	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器	胴板	一次	97	373	A
脚				組合せ	18	225	A	
基礎ボルト				せん断	17	118	A	
残留熱除去系ポンプ		原動機台取付ボルト	せん断	4	342	A		
		基礎ボルト	せん断	5	350	A		
残留熱除去系ストレーナ		取付部フランジ	膜+曲げ	61	169	A		

注 1) 評価手法 A : 簡易評価、B : 設計時と同等の評価

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

表-4.1.2.8 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	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	ポンプ取付ボルト	せん断	6	342	A	
			基礎ボルト	引張	30	455	A	
		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン	タービン取付ボルト	引張	20	443	A	
			基礎ボルト	引張	12	455	A	
	高圧炉心注水系	高圧炉心注水系ポンプ	原動機台取付ボルト	せん断	6	342	A	
			基礎ボルト	せん断	7	350	A	
		高圧炉心注水系ストレーナ	取付部フランジ	膜+曲げ	51	169	A	
	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系熱交換器	胴板	一次	158	373	A	タービン建屋※
			脚	組合せ	27	231	A	
			基礎ボルト	せん断	53	122	A	
		原子炉補機冷却水ポンプ	原動機取付ボルト	せん断	5	122	A	タービン建屋※
			基礎ボルト	せん断	9	366	A	
		原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水ポンプ	原動機取付ボルト	せん断	18	118	A
	基礎ボルト			せん断	12	118	A	
	原子炉補機冷却海水系ストレーナ		基礎ボルト	せん断	3	366	A	タービン建屋※

注1) 評価手法 A: 簡易評価、B: 設計時と同等の評価

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

※ 平成20年7月14日に設備健全性評価サブWGにて提示したタービン建屋応答加速度

表-4.1.2.8 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) MPa	評価 手法	備考
				MPa	MPa			
原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材再循環系	原子炉冷却材再循環ポンプ	スタッドボルト	平均引張応力	175	300	A	
	主蒸気系	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	胴板	膜	29	150	A	
			脚	組合せ	3	201	A	
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	胴板	膜	36	150	A	
			脚	組合せ	8	201	A	
	原子炉格納施設	原子炉格納施設	ドライウエル上鏡	フランジプレート	曲げ	27	264	A
下部ドライウエルアクセストンネル			原子炉本体基礎側フレキシブルジョイント部	組合せ	206	427	A	
配管貫通部			フランジプレート	曲げ	160	201	A	X-204 本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載
			スリーブ	膜	42	142 <del>144</del>	A	X-210B、 C
電気配線貫通部			フランジプレート	曲げ	195	264	A	
ベント管			リターンラインの垂直管との結合部	膜+曲げ	52	127	A	
サプレッションチェンバースプレイ管			スプレイ管	一次	64	219	A	
ダイヤフラムフロア			原子炉本体基礎側水平力伝達用シアプレート	曲げ	156	492	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載

注 1) 評価手法 A : 簡易評価、B : 設計時と同等の評価

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

表-4.1.2.8 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) MPa	評価 手法	備考
				MPa	MPa			
放射線管理設備	非常用ガス処理系	非常用ガス処理系排風機	排風機取付ボルト	引張	51	148	A	
			基礎ボルト	せん断	15	129	A	
		非常用ガス処理系乾燥装置	取付ボルト	せん断	33	342	A	
			基礎ボルト	せん断	12	129	A	
		非常用ガス処理系フィルタ装置	取付ボルト	せん断	105	342	A	
			基礎ボルト	せん断	13	129	A	
	放射線管理用計測装置	燃料取替エリア排気放射線モニタ	検出器取付ボルト	せん断	2	139	A	
			架台取付ボルト	せん断	2	139	A	
	中央制御室換気空調系	中央制御室送風機	送風機取付ボルト	引張	18	158	A	コントロール建屋
			基礎ボルト	引張	17	173	A	
		中央制御室排風機	原動機取付ボルト	引張	5	173	A	コントロール建屋
			基礎ボルト	せん断	3	133	A	
		中央制御室再循環送風機	基礎ボルト	引張	11	173	A	コントロール建屋
		中央制御室再循環フィルタ装置	基礎ボルト	せん断	18	133	A	コントロール建屋

注1) 評価手法 A: 簡易評価、B: 設計時と同等の評価

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



表-4.1.2.8 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			
燃料設備	燃料設備	燃料取替機	構造物 フレーム	組合せ	204	241	A	発生応力を水平、上下に分解し、それぞれの震度比を乗じて評価
		原子炉建屋クレーン	ガーダ中央部	曲げ	228	319	B	
		使用済燃料貯蔵ラック	基礎ボルト	引張	100	153	A	ラックの振動方向別の発生応力を考慮し、それぞれの震度比を乗じて評価
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	サポート部 基礎ボルト	引張	75	153	A	
			底部 基礎ボルト	せん断	24	118	A	
		使用済燃料プール・キャスクビット	プールライニング	ひずみ	0.00009	0.003	A	ひずみの評価であり、発生ひずみ及び許容ひずみを記載
附帯設備	非常用ディーゼル発電設備	ディーゼル機関	基礎ボルト	せん断	21	195	A	
		空気だめ	胴板	膜	118	241	A	
			スカート	組合せ	6	259	A	
				座屈	0.03	1	A	座屈に対する評価式により、発生値は判定基準に対する比率で示す
		基礎ボルト	せん断	7	133	A		
		燃料ディタンク	スカート	組合せ	13	241	A	
				座屈	0.08	1	A	座屈に対する評価式により、発生値は判定基準に対する比率で示す
			基礎ボルト	せん断	6	122	A	
		発電機	機関側軸受 台下部ベース 取付ボルト	引張	31	180	A	
			基礎ボルト	せん断	9	195	A	

注 1) 評価手法 A：簡易評価、B：設計時と同等の評価

注 2) プールライニングの評価基準値には、発電用原子力設備規格コンクリート製原子炉格納容器規格 (JSME S NE1-2003) におけるライナープレートの許容ひずみ (膜) の値を記載

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

表-4.1.2.8 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			
附帯設備	その他発電装置	125V系充電器	取付ボルト	せん断	5	133	A	コントロール建屋
		125V系蓄電池	取付ボルト	せん断	7	133	A	コントロール建屋
		バイタル交流電源設備	取付ボルト	せん断	6	133	A	コントロール建屋

注1) 評価手法 A: 簡易評価、B: 設計時と同等の評価

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

表-4.1.2.8 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			
配管	主蒸気系	配管	一次	136	281	B	主蒸気逃がし安全弁吹き出しによる機械荷重を考慮せず
		支持構造物	スナッパ <u>反力耐荷重</u>	31 kN	44 kN	B	評価基準値は設計荷重 (定格荷重×1.5)
	給水系	配管	一次	129	209	B	タービン建屋※1
		支持構造物	組合せ	101	105	B	
	原子炉冷却材浄化系	配管	一次	89	274	B	
		支持構造物	組合せ	23	97	B	
	放射性ドレン移送系	配管	一次	68	188	B	
		支持構造物	組合せ	96	118	B	
	制御棒駆動系	配管	一次	153	283	B	制御棒挿入による機械荷重を考慮
		支持構造物	組合せ	219	235	B	
	ほう酸水注入系	配管	一次	73	132	B	
		支持構造物	組合せ	0.6	1.0※2	B	(注1)
	残留熱除去系	配管	一次	239	274	B	
		支持構造物	スナッパ <u>反力耐荷重</u>	87 kN	88 kN	B	評価基準値は設計荷重 (定格荷重×1.5)
	原子炉隔離時冷却系	配管	一次	94	182	B	
		支持構造物	スナッパ <u>反力耐荷重</u>	13 kN	14 kN	B	評価基準値は設計荷重 (定格荷重×1.5)

注1) 配管系：減衰定数を見直し

注2) 配管系：上下、水平の地震動の組合せはSRSS法を適用

注3) 評価手法 A：簡易評価、B：設計時と同等の評価

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

※1 平成20年7月14日に設備健全性評価サブWGにて提示したタービン建屋応答加速度

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

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

表-4.1.2.8 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			
配管	高压炉心注水系	配管	一次	96	220	B	
		支持構造物	組合せ	78	133	B	
	燃料プール冷却浄化系	配管	一次	50	188	B	
		支持構造物	組合せ	230	245	B	
	非常用ガス処理系	配管	一次	32	214	B	
		支持構造物	組合せ	90	233	B	
	可燃性ガス濃度制御系	配管	一次	51	211	B	
		支持構造物	組合せ	72	135	B	
	不活性ガス系	配管	一次	81	201	B	
		支持構造物	組合せ	0.6	1.0 <sup>※2</sup>	B	
	原子炉補機冷却水系	配管	一次	186	233	B	タービン建屋 <sup>※1</sup>
		支持構造物	組合せ	0.95	1.0 <sup>※2</sup>	B	
	原子炉補機冷却海水系	配管	一次	91	241	B	タービン建屋 <sup>※1</sup>
		支持構造物	組合せ	199	245	B	

注 1) 配管系：減衰定数を見直し

注 2) 配管系：上下、水平の地震動の組合せは SRSS 法を適用

注 3) 評価手法 A：簡易評価、B：設計時と同等の評価

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

※1 平成 20 年 7 月 14 日に設備健全性評価サブ WG にて提示したタービン建屋応答加速度

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

表-4.1.2.9 燃料集合体の評価結果

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

表-4.1.2.10 疲労評価結果（残留熱除去系配管）

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

※1 算出値が 3Sm を超えるため JEAG4601 補 1984 に従い告示第 501 号第 47 条の弾塑性解析を実施

※2 本震+余震の繰返し回数を記載。算定方法については添付資料-2-1 参照

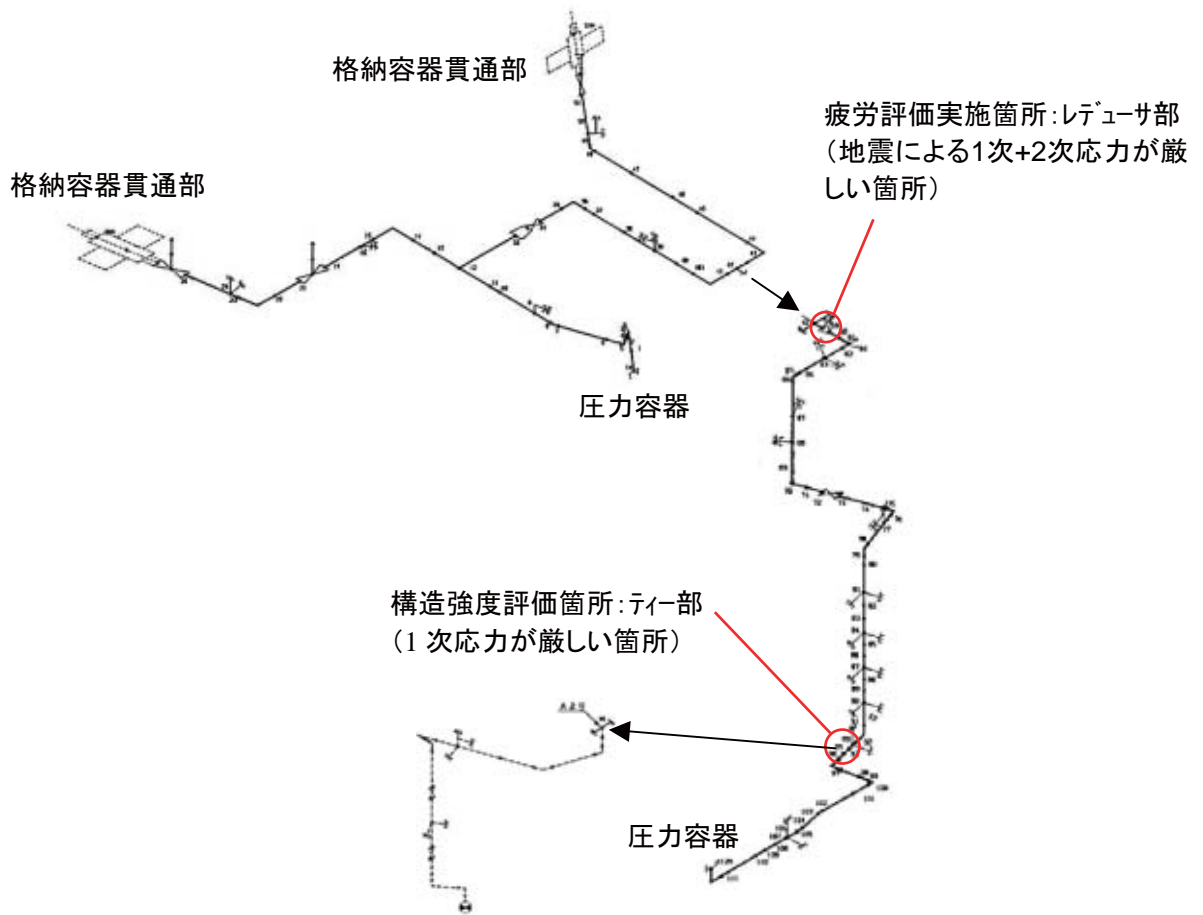


図-4.1.2.6 残留熱除去系配管疲労評価実施箇所

表-4.1.2.11 疲労評価結果 (低圧注水ノズル ノズルセーフエンド)

	地震荷重による 1次+2次応力(MPa)		疲労評価				
	算出値	許容値 3Sm	運転状態 I、II	地震時		U+US	評価基 準値
			疲れ累積係数 U	繰返し 回数	疲れ累積 係数US		
設計時 (S <sub>2</sub> )	357	383	0.0145	60回	0.0044	0.0189	1
中越沖地震	338			22回*	0.0012	0.0157	

※ 本震+余震の繰返し回数を記載。算定方法については添付資料-2-1 参照

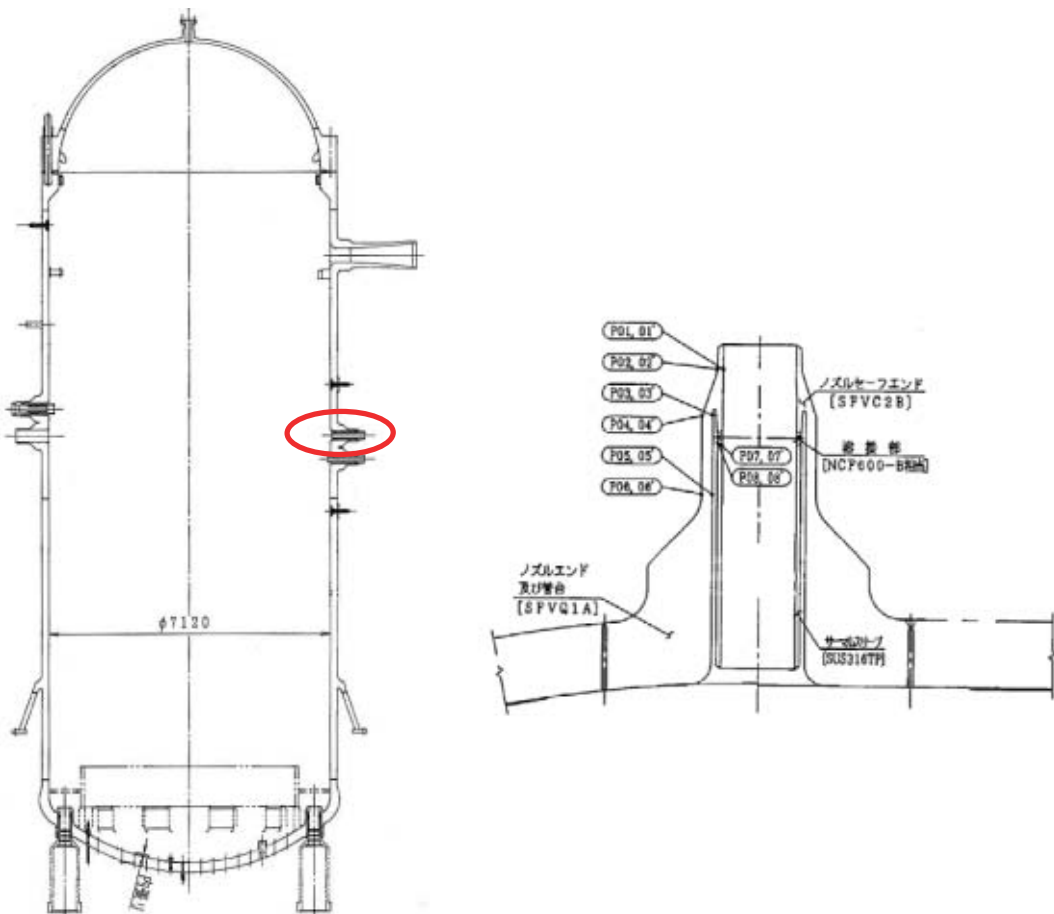


図-4.1.2.7 低圧注水ノズル疲労評価実施箇所

表-4.1.2.12 疲労評価結果（給水系配管 建屋間の相対変位を考慮）

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

※<sup>1</sup> 設計時においては1次+2次応力が3Sm以下であるためJEAG4601補1984に従い疲れ累積係数は算出してない。

※<sup>2</sup> 本震+余震の繰返し回数を記載。算定方法については添付資料-2-1参照。

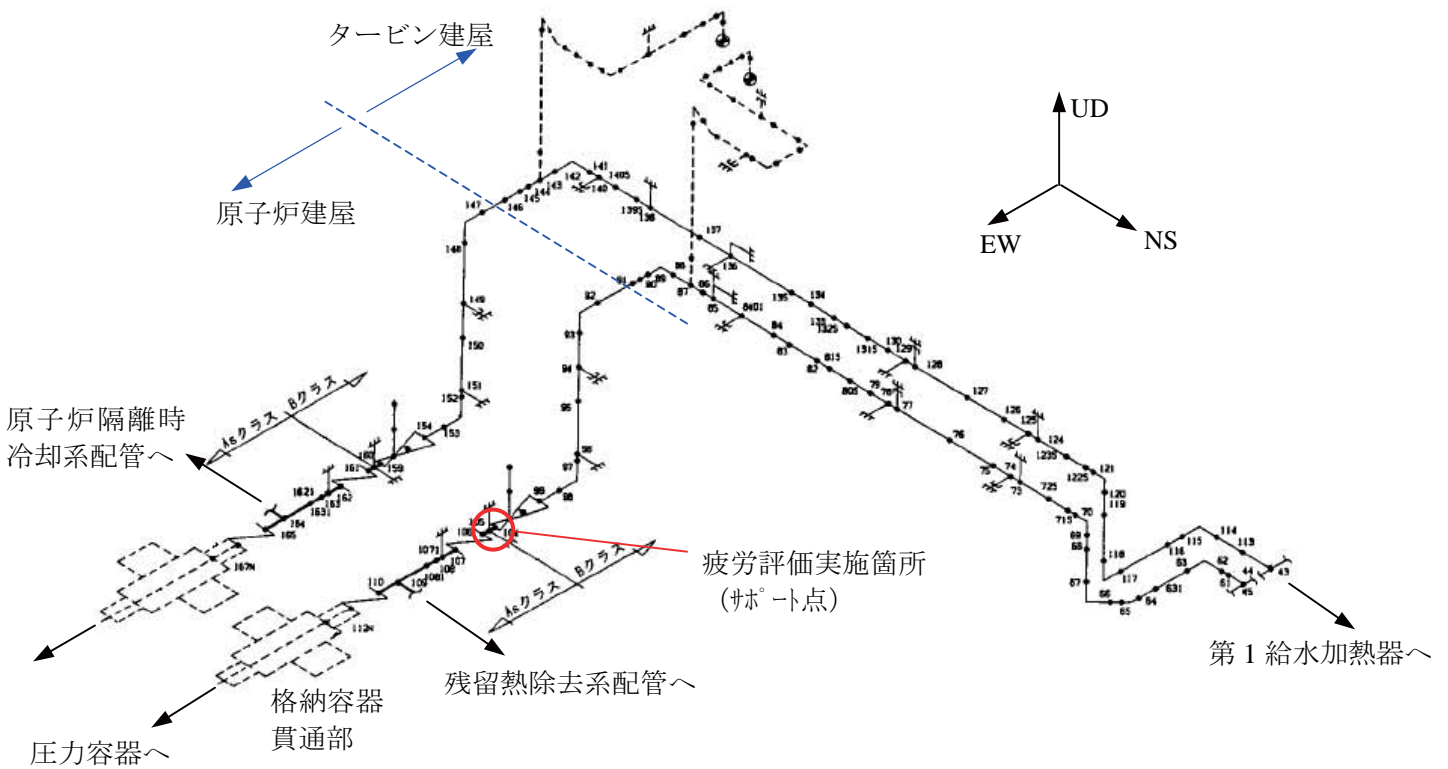


図-4.1.2.8 給水系配管疲労評価実施箇所



表-4.1.2.13 動的機能維持評価結果(1/4)

評価対象設備	機能確認済加速度との比較				備考
	水平加速度 (G)		上下加速度 (G)		
	応答 加速度	機能確認済 加速度	応答 加速度	機能確認済 加速度	
ほう酸水注入ポンプ	0.5	1.6	0.5	1.0	
残留熱除去系ポンプ	0.4	10.0	0.4	1.0	
原子炉隔離時冷却系ポンプ	0.4	1.4	0.4	1.0	
原子炉隔離時冷却系 <u>ポンプ</u> <u>駆動用蒸気</u> タービン	0.4	2.4	0.4	1.0	
高圧炉心注水系ポンプ	0.4	10.0	0.4	1.0	
非常用ガス処理系排風機	0.5	2.3	0.5	1.0	
非常用ディーゼル機関	0.5	1.1	0.6	1.0	
原子炉補機冷却水ポンプ	0.4	1.4	0.4	1.0	タービン建屋※
原子炉補機冷却海水ポンプ	1.4	10.0	0.4	1.0	タービン建屋※
中央制御室送風機	0.7	2.3	0.8	1.0	コントロール建屋
中央制御室排風機	0.7	2.6	0.8	1.0	コントロール建屋
中央制御室再循環送風機	0.6	2.6	0.7	1.0	コントロール建屋

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

※ 平成 20 年 7 月 14 日に設備健全性評価サブ WG にて提示したタービン建屋応答加速度

表-4.1.2.13 動的機能維持評価結果(2/4)

評価対象設備		機能確認済加速度との比較				備考
		水平加速度 (G)		上下加速度 (G)		
		応答 加速度	機能確認済 加速度	応答 加速度	機能確認済 加速度	
弁	主蒸気系 (主蒸気内側隔離弁)	3.0	10.0	3.4	6.2	
	主蒸気系 (主蒸気逃がし安全弁)	2.7	9.6	1.4	6.1	
	給水系 (FDW 原子炉給水ライン外側隔離弁)	0.8	6.0	0.5	6.0	タービン建屋*
	原子炉冷却材浄化系 (CUW 吸込ライン内側隔離弁)	1.0	6.0	0.8	6.0	
	放射性ドレン移送系 (ドライウェル HCW サンプ 内側隔離弁)	1.0	6.0	0.5	6.0	
	ほう酸水注入系 (SLC PCV 外側逆止弁)	0.7	6.0	0.9	6.0	
	残留熱除去系 (RHR 停止時冷却内側隔離弁)	0.6	6.0	0.6	6.0	
	原子炉隔離時冷却系 (RCIC タービン止め弁)	1.1	6.0	1.4	6.0	
	高压炉心注水系 (HPCF 注入隔離弁)	0.8	6.0	0.6	6.0	
	非常用ガス処理系 (SGTS フィルタ装置出口弁)	0.7	6.0	0.9	6.0	
	可燃性ガス濃度制御系 (FCS 入口第一隔離弁)	1.5	6.0	0.8	6.0	
	不活性ガス系 (PCV パージ用空気供給隔離弁)	0.8	6.0	1.6	6.0	
	原子炉補機冷却水系 (RCW 熱交換器冷却水出口弁)	0.9	6.0	2.2	6.0	タービン建屋*
原子炉補機冷却海水系 (RSW 海水ストレナ入口弁)	0.5	6.0	0.5	6.0	タービン建屋*	

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

※ 平成20年7月14日に設備健全性評価サブWGにて提示したタービン建屋応答加速度

表-4.1.2.13 動的機能維持評価結果(3/4)

評価対象設備		機能確認済加速度との比較				備考
		水平加速度 (G)		上下加速度 (G)		
		応答 加速度	機能確認済 加速度	応答 加速度	機能確認済 加速度	
計測 制御 系統 設備	モニタ計器 (起動領域モニタ用)	0.65	3.0	0.74	1.0	コン トラ ール 建屋
	加速度検出器 (水平方向地震加速度検出器 (R/B上部)用)	0.45	3.0	0.48	1.5	
	圧力変換器 (D/W圧力用)	0.45	3.0	0.48	3.0	
	圧力変換器 (原子炉圧力用)	0.44	3.0	0.48	1.0	
	位置スイッチ (主蒸気止め弁原子炉保護用)	<u>0.48</u> <u>0.41</u>	4.9	0.39	4.9	ター ビン 建屋*
	圧力スイッチ (蒸気加減弁急閉用)	<u>0.64</u> <u>0.62</u>	3.0	0.42	1.0	ター ビン 建屋*
	温度検出器 (主蒸気管トンネル室漏えい 検出(雰囲気温度)用)	0.5	3.0	0.6	1.0	
非常 用予 備 発 電 装 置	継電器 (発電機界磁地絡用)	0.5	1.0	0.6	1.0	
電 源 設 備	真空遮断器 (6.9kv マタルグラッド <sup>®</sup> スイッチギヤ 7C、7D、7E用)	0.44	0.94	0.48	2.5	

注1)  $G = 9.80665(m/s^2)$

注2) 地震時機能確認済加速度は、既往の試験等をもとに定めた。

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

※ 平成20年9月1日に原子力安全・保安院に提出した「柏崎刈羽原子力発電所7号機に関する新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価報告書(建物・構築物編)」に提示されるタービン建屋応答加速度。

表-4.1.2.13 動的機能維持評価結果(4/4)

評価対象設備	燃料集合体の地震時 相対変位 (mm)	確認済相対変位 (mm)
制御棒 (地震時の挿入性)	7.1	40

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

### 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-[4.1.3.1](#)および図-[4.1.3.2](#)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。

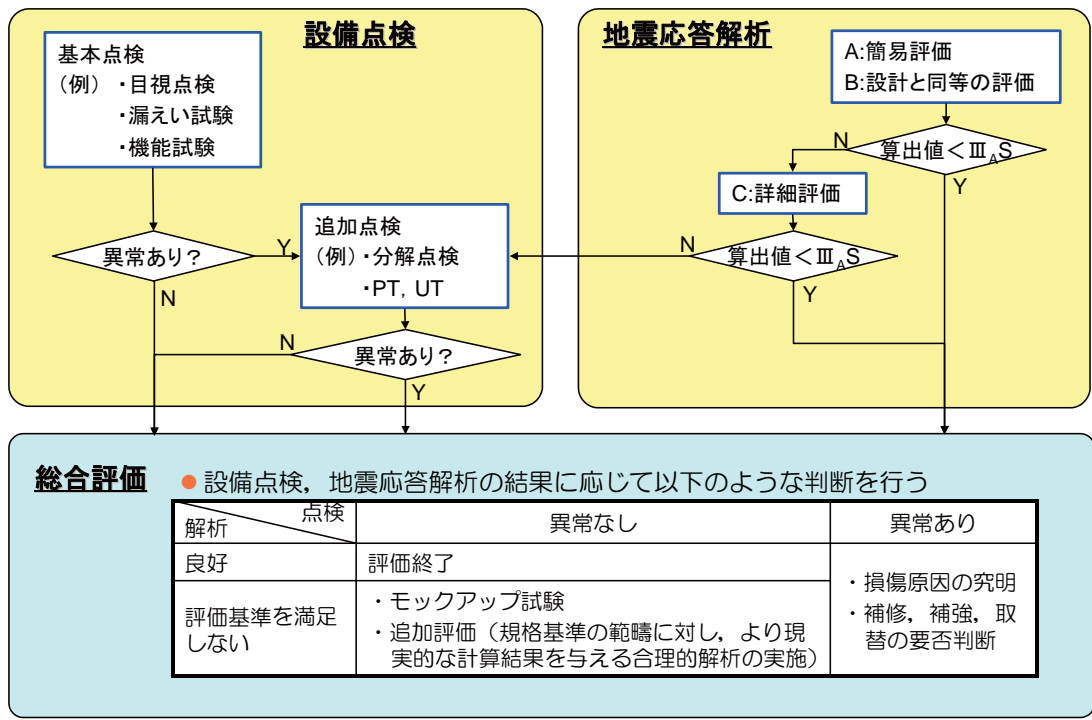


図-4.1.3.1 点検・解析評価の流れ (構造強度評価)

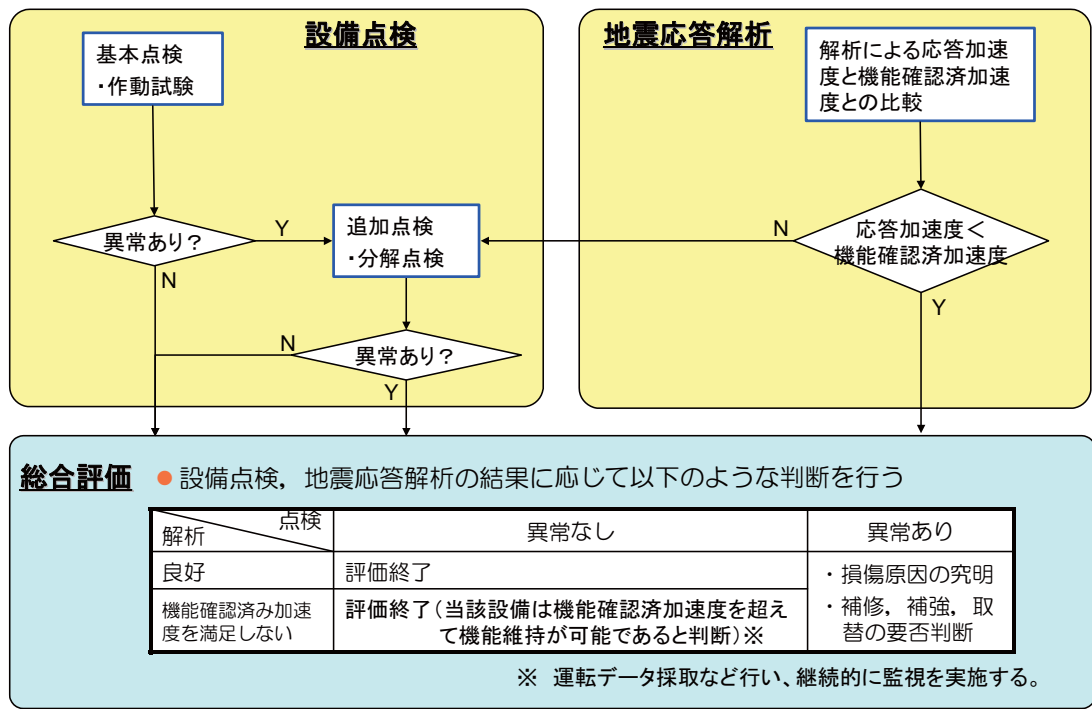


図-4.1.3.2 点検・解析評価の流れ (動的機能維持評価)

#### 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）。

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、地震による影響が否定できない事象については、地震による影響を評価の上、健全性評価を実施するとともに、その結果を踏まえた対応策を検討した（表-4.1.3.1 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。その結果、地震による影響について以下のとおり分類できた。

なお、コンクリートの微細なひび、基礎ボルト建設時施工目標値からのトルクの低下および支持構造物の軽微な異常については、地震の影響であるかを検討するため、観察された事象をもとに、詳細に検討を行った結果、地震に起因する事象ではないと結論付けた（添付資料-3-1-1～3-1-3 参照）。

##### a. 地震に起因すると考えられる事象（含：地震による影響が否定できない事象）

- ① 動的機器内部構造物の接触事象（主タービン、発電機、スラスト軸受磨耗検出装置、原子炉冷却材再循環系 MG セット油切り等）
- ② 地震力による部品等のずれ、こすれ、損傷等（復水器、変圧器、原子炉生体遮へい壁扉等）
- ③ 基礎ボルト建設時施工目標値からのトルクの低下（気体廃棄物処理

系の排ガス再結合器)

④ グラウトの微細なひび

**b. 地震に起因しないと考えられる事象**

- ① 通常の保全活動にて確認される劣化事象（パッキンの劣化、継電器等の絶縁抵抗の劣化等）
- ② 異物の噛み込みなど、偶発的な事象
- ③ 施工不良に起因する事象
- ④ 今回の点検前から同一の事象が確認されているもの
- ⑤ コンクリートの微細なひび
- ⑥ 基礎ボルト建設時施工目標値からのトルクの低下（原子炉压力容器、残留熱除去系熱交換器、原子炉冷却材浄化系の非再生熱交換器等）
- ⑦ 支持構造物の軽微な異常

**(2) 健全性評価（追加評価を含む）および対応策検討**

地震に起因すると考えられる事象および地震による影響が否定できない事象については、当該事象が構造強度または設備の機能に与える影響の観点で、健全性評価を実施するとともに、対応策を検討した。（添付資料 3-2-1～3-2-3 参照）

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



a. 地震の影響による事象で健全性に影響を与えられられる事象

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

1) 動的機器内部構造物の接触事象（7 機器）

- ① 主タービン（高圧、低圧(A)(B)(C)）の内部構造物の接触・損傷等
- ② スラスト軸受摩耗検出装置(A)(B)(C)の損傷

2) 地震力による部品等のずれ、こすれ、損傷等（2 機器）

- ① 原子炉建屋クレーン
  - ・ ケーブルベア車輪の脱落
- ② 燃料取替機
  - ・ 走行駆動用のシャフトカップリング部のボルト折損
  - ・ 伸縮管ガイドレールの締め付け用皿ネジの折損

原子炉建屋クレーンおよび燃料取替機の事象については、落下等により二次的な破損をもたらさなかったことから軽微と考えており、脱落したケーブルベアの復帰や折損したボルトの交換等により、原形復旧を行った。

主タービンにおいては、通常の点検時にも確認される蒸気による浸食等の他に、地震の影響と考えられる翼（動翼と静翼）および車軸の接触の痕・傷ならびに部品の変形、割れ等が確認された（添付資料-3-2-1 参照）。これらについては、翼、部品を交換・補修することで原形復旧することとした。なお、動翼と静翼が接触に至るメカニズムに関する解析結果を添付資料-3-2-1 別紙に示す。

また、低圧タービンのフォーク部において高サイクル疲労によるものと考えられる折損と磁粉指示模様が確認されているが、これらについては地震の影響ではないと判断し、交換および手入れを実施した。

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した。

① 動的機器内部構造物の接触事象

- ・ 主発電機本体の内部構造物等に確認された接触痕（添付資料-3-2-2 参照）
- ・ 原子炉再循環系 MG セットシャフトの接触痕等

② 地震力による部品等のずれ、こすれ、損傷等

- ・ 主変圧器の絶縁体のずれ（添付資料-3-2-3 参照）
- ・ 復水器器内配管のサポートとの干渉痕
- ・ 生体遮へい壁扉閉防止ストッパーの損傷

③ 気体廃棄物処理系排ガス再結合器等の基礎ボルトの締付トルク低下

④ グラウト部の微小なひび

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手入れ、補修、取替を実施することで、原形に復旧することとした。

表-4-1.3.1 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(1/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考	
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響		判定
(1) 立形ポンプ 廃棄設備	液体廃棄物処理系	タービン駆動原電機連度廃液ポンプ	K11-C0151	C	-	基本点検における作動試験前のハンターニングにて、動作不良を確認した。原因究明のため、追加点検(分解点検)を実施した結果、グラントハッキンクノ劣化による回着、軸変内面の異物による振動幅は、地震による振動や応力負荷により劣化する事象ではないと考えられるため、地震による影響ではないと判断した。	-	無	-	通常の保全作業として、グラントハッキンク及び軸受の交換を行った。		
						予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、軸受油切り部(車軸と油切り部先端部)に接触痕が確認された。	-	無	-	通常の保全作業として、軸置き手面の手入れを行った。		
(2) 構形ポンプ 原子炉冷却系統設備	復水給水系	タービン駆動原子炉給水ポンプ	N21-C007	B	-	予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、軸置き手面に接触痕が確認された。	-	無	-	通常の保全作業として、軸置き手面の手入れを行った。		
						予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、軸受油切り部(車軸と油切り部先端部)に接触痕が確認された。	-	無	-	通常の保全作業として、軸受け油切り部の手入れを行った。		
(4) ポンプ駆動用タービン 原子炉冷却系統設備	復水給水系	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン	N3B-C001	B	-	予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、軸受油切り部(車軸と油切り部先端部)に接触痕が確認された。	-	無	-	通常の保全作業として、軸受け油切り部の手入れを行った。		
						予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、軸置き手面に接触痕が確認された。	-	無	-	通常の保全作業として、軸置き手面の手入れを行った。		
(5) 電動機 計測制御系統設備	原子炉冷却材再循環装置	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット	C81-C002	A	-	基本点検における目標点検にて、センターゲージのずれを確認した。	-	無	-	センターゲージズレについて処置不慮であるが、念のため作動試験時に位置確認を実施し正戻の位置にあることを確認した。		
						日号機の油切り判定基準逸脱事象に伴い、水平展開として実施する追加点検として、分解点検にて油切りシャフトのキヤップ測定を実施した結果、判定基準の逸脱が確認された。	-	有	良	機体試験を実施した結果、油滴えい等の異常が無いことから、回転機能には影響がないと判断した。		
				B	-	当該センターゲージのずれは、機器の停止時にエンドプレー(軸方向に動く範囲)内で生じた事象であり、設計通りの運轉な事象であることから、地震による影響ではないと判断した。	-	無	-	センターゲージズレについて処置不慮であるが、念のため作動試験時に位置確認を実施し正戻の位置にあることを確認した。		
						予め計画する追加点検として、分解点検にて油切りシャフトのキヤップ測定を実施した結果、判定基準の逸脱が確認された。	-	有	良	機体試験を実施した結果、油滴えい等の異常が無いことから、回転機能には影響がないと判断した。		

(注) ○:予め計画する追加点検 △:解析結果により実施する追加点検 □:基本点検後の結果実施する追加点検

表-4-1.3.1 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(2/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考	
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
原子炉冷却系設備	原子炉冷却材再循環系	原子炉冷却材再ポンプ電動機	B31-C001	E	O	予め計画する追加点検として分岐点検を実施した結果、スラストカラ一摺動面下面に指示模様を確認された。また、回転子、固定子表面に錆が確認された。	良	スラストカラ一摺動面下面の指示模様は、度弊正以前にも確認されており、照度劣化による照度不足が原因と推定される。また、固定子表面の錆は経年劣化によるものである。また、回転子表面の錆は、地盤沈下等の結果が固定基礎を歪ませていることと絡み、地震による影響ではないと判断した。	無	スラストカラ一摺動面下面の指示模様は、運転中に劣化が進展する深さを評価し、実際の劣化深さと比較した結果、劣化が進展する深さが未達であり、回転機能に影響がないことから、再使用する事とした。回転子、固定子表面の錆は、軽微な錆であり、電動機特性に影響が無いが、念のため、通常の保安作業として、補修塗装を実施した。	-		
原子炉冷却系設備	高圧復水ポンプ	高圧復水ポンプ電動機	N21-C002	A	-	予め計画する追加点検として分岐点検を実施した結果、固定子巻線線の錆みが確認された。	-	固定子巻線線ワニスの劣化収縮による錆の錆みであると考えられるため、地震による影響ではないと判断した。	無	通常の保安作業として、各スロットの線の錆み程度に応じて、線の打替え又は補修材の再塗布を実施した。	-		
原子炉冷却系設備	高圧復水ポンプ	高圧復水ポンプ電動機	N21-C002	C	-	予め計画する追加点検として分岐点検を実施した結果、固定子巻線線の錆みが確認された。	-	固定子巻線線ワニスの劣化収縮による錆の錆みであると考えられるため、地震による影響ではないと判断した。	無	通常の保安作業として、各スロットの線の錆み程度に応じて、線の打替え又は補修材の再塗布を実施した。	-		
原子炉冷却系設備	電動機駆動原子炉給水ポンプ	電動機駆動原子炉給水ポンプ電動機	N21-C008	A	-	予め計画する追加点検として分岐点検を実施した結果、固定子巻線線の錆みが確認された。	-	固定子巻線線ワニスの劣化収縮による錆の錆みであると考えられるため、地震による影響ではないと判断した。	無	通常の保安作業として、線の打替え又は補修材の再塗布を実施した。	-		
原子炉冷却系設備	高圧ドレンポンプ	高圧ドレンポンプ電動機	N22-C001	A	-	基本点検における目視点検にて、電動機停止状態でセンターゲージのずれを確認した。予め計画する追加点検として分岐点検を実施した結果、油切りのねじ穴の錆みが確認された。	-	機器停止時にエンドブレ(軸方向に動く寸法の範囲内で生じた事象であり、設計通りの通常の事象である。線の錆みは、固定子巻線線ワニスの劣化収縮によるものであると考えられる。部分放電電流は、固定子巻線線ワニスの表面に塵埃等が付着して発生したものであると考えられる。ねじ穴の錆は、油切りの取付・取外時に発生したものと考えられる。以上から、地震による影響はないと判断した。	無	通常の保安作業として、線の錆みに対しては、各スロットの線の錆み程度に応じて、線の打替え又は補修材の再塗布を実施した。部分放電電流に對しては、塵埃除去し補修材後付による修理を実施し、ねじ穴の錆に對しては、ヘリパーメントによる修理を実施した。 <b>センターゲージズレについて処置不要であるが、念のため作動試験時に位置確認を要し、正しい位置にあることを確認した。</b>	-		
原子炉冷却系設備	高圧ドレンポンプ	高圧ドレンポンプ電動機	N22-C001	B	-	基本点検における目視点検にて、電動機停止状態でセンターゲージのずれを確認した。	-	機器停止時にエンドブレ(軸方向に動く寸法の範囲内で生じた事象であり、設計通りの通常の事象であることから、地震による影響はないと判断した。	無	通常の保安作業として、線の打替え又は補修材の再塗布を実施した。	-		
原子炉冷却系設備	高圧ドレンポンプ	高圧ドレンポンプ電動機	N22-C001	C	-	予め計画する追加点検として分岐点検を実施した結果、固定子巻線に部分放電電流を確認した。	-	部分放電電流は、固定子巻線線ワニスの表面に塵埃等が付着して発生したものであり、地震による影響はないと判断した。	無	通常の保安作業として、塵埃を除去し補修材塗布による修理を実施した。	-		

(注) O: 予め計画する追加点検 △: 解析結果により実施する追加点検 □: 基本点検の確実実施する追加点検

表-4.1.3.1 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(3/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
(6)ファン 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	TZ2-Q001	A	O	基本点検における目視点検にて、ファン駆動軸とモーター駆動受けの間に隙が認められ、スベークに緩みを確認した。 原因究明のための追加点検として、分解点検を実施した結果、スベークを固定するベアリングナットが、締め付け不足であることを確認した。 また、その他の部品に異常が無いことを確認した。	良	無	-	-	通常の保全作業として、新製のスベークを取付け、締付時、スベークに緩みのないことを確認した。 点検後、試運転を実施し、振動・温度等異常のないことを確認した。		
						ベアリングナットの締め付け不足は、ベアリングナットの廻り止めに変形がないこと、取り外したスベーク及びシャフトに異状、変形等の観察が確認できなかったこと、スベーク軸受け取付時の組立不良と考えられる。地震応答解析の結果が判定基準を満足していることも踏まえ、地震による影響ではないと判断した。							
(9)弁 原子炉冷加系統設備	主蒸気系	主蒸気逃がし安全弁	B21-F001	B	O	付属品である開度計(LVDT)のロッド部他に不具合が確認された。 ・フアンシユの摩耗 ・ロッドの曲がり(振動痕有り) ・ロッドの折損	良	無	-	-	当該部品は弁の駆動及び遮断機能に影響を及ぼすものではないが、念のため、通常の保全作業として、当該部品を同型、新品への交換を実施した。		
						破断面の走査型電子顕微鏡観察(SEM観察)の結果、破損は疲労破断によるものであり、ロッドとフアンシユに芯ずれがある状態で、逃がし安全弁遮断動作(毎定検実施する動作確認)を行ったため、ロッドに初期動れが生じ、更に運転時の微振動を受けたこと、ロッドの疲労破断に至ったと考えられる。また、地震応答解析の結果が判定基準を満足していることも踏まえ、地震による影響ではないと判断した。							
						同様の事象が確認されたB21-F001Bと同様に、ロッドとフアンシユに芯ずれがある状態で、逃がし安全弁遮断動作(毎定検実施する動作確認)を行ったため、ロッドに初期動れが生じ、更に運転時の微振動を受けたこと、ロッドが変形し損傷に至ったものと考えられる。地震応答解析の結果が判定基準を満足していることも踏まえ、地震による影響ではないと判断した。							
(9)弁 原子炉冷加系統設備	主蒸気系	主蒸気逃がし安全弁	B21-F001	D	O	付属品である開度計(LVDT)のロッド部他に不具合が確認された。 ・フアンシユの摩耗 ・ロッドの曲がり(振動痕有り) ・ロッド固定用選り止め溶接破損	良	無	-	-	当該部品は弁の駆動及び遮断機能に影響を及ぼすものではないが、念のため、通常の保全作業として、当該部品を同型、新品への交換を実施した。		
						同様の事象が確認されたB21-F001Bと同様に、ロッドとフアンシユに芯ずれがある状態で、逃がし安全弁遮断動作(毎定検実施する動作確認)を行ったため、ロッドに初期動れが生じ、更に運転時の微振動を受けたこと、ロッドが変形し損傷に至ったものと考えられる。地震応答解析の結果が判定基準を満足していることも踏まえ、地震による影響ではないと判断した。							
(9)弁 原子炉冷加系統設備	主蒸気系	主蒸気逃がし安全弁	B21-F001	U	O	付属品である開度計(LVDT)のロッド部他に不具合が確認された。 ・フアンシユの摩耗 ・ロッドの曲がり(振動痕有り) ・ロッド固定用選り止め溶接破損	良	無	-	-	当該部品は弁の駆動及び遮断機能に影響を及ぼすものではないが、念のため、通常の保全作業として、当該部品を同型、新品への交換を実施した。		
						同様の事象が確認されたB21-F001Bと同様に、ロッドとフアンシユに芯ずれがある状態で、逃がし安全弁遮断動作(毎定検実施する動作確認)を行ったため、ロッドに初期動れが生じ、更に運転時の微振動を受けたこと、ロッドが変形し損傷に至ったものと考えられる。地震応答解析の結果が判定基準を満足していることも踏まえ、地震による影響ではないと判断した。							

(注) ○: 予め計画する追加点検 △: 解析結果により実施する追加点検 □: 基本点検の確実実施する追加点検

表-4.1.3.1 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(4/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考	
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
原子炉冷却系統設備	主蒸気系	主要弁	B21-F002	C	○	主蒸気隔離弁の漏えい点検直後、停止後を実施した結果、漏えい率が分解点検の実施を判断するレベルを超えた。	良	無	-	-	通常の安全作業として手入れを予定し、起動前に上記において漏えい率が規定基準内となるまで確認し、また、起動後に規定基準内を確保し、異常がないことを確認した。		
原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材料降化系	主要弁	G31-F002	-	○	基本点検における目視点検にて、弁駆動部のエアボックス部から油がにじみ出しているのが確認された。 原因究明のための追加点検として、分解点検を実施した結果、エアボックス部のハッキンの劣化を確認した。また、その他エアボックス内に損傷・変形などの異常が無いことを確認した。	良	無	-	-	通常の安全作業として、ハッキン交換を実施し、作動試験時に異常の無いことを確認した。		
原子炉格納施設	不活性ガス系	主要弁	T31-F003	-	○	基本点検における作動試験にて、駆動部上部ハッキン箱よりエアークを捕捉した。 原因究明のための追加点検として分解点検を実施した結果、ハッキンシート面に塗薬片が付着していることを確認した。また、その他内部構成部品に異常が無いことを確認した。	良	無	-	-	通常の安全作業としてシート面の手入れを実施後、ハッキン箱の漏えい確認、及び作動確認を実施し異常のないことを確認した。		

(注) ○:予め計画する追加点検 △:解析結果 により実施する追加点検 □:基本点検の確実実施する追加点検

表-4.1.3.1 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(5/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	母子保安上必要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考	
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
非常用予備発電装置	非常用予備発電装置 非常用予備発電装置	空圧圧縮機	R43-C005	A1	-	基本点検における目視点検にて、スポンジ製吸入フィルターの劣化が認められた。 追加点検として分解点検を実施した結果、基本点検で確認されたもの以外の異常は確認されなかった。	-	スポンジ製吸入フィルターの硬化による劣化であり、地震による振動や心力負荷により発生する事象ではなく、経年的な事象であると考えられるため、地震による影響は無いものと判断した。	-	-	-	通常の保守作業として当該フィルターについて新品に交換し、取入に異常のないことを確認した。	
						基本点検における目視点検にて、スポンジ製吸入フィルターの劣化が認められた。	-	スポンジ製吸入フィルターの硬化による劣化であり、地震による振動や心力負荷により発生する事象ではなく、経年的な事象であると考えられるため、地震による影響は無いと判断した。	-	-	-	通常の保守作業として当該フィルターについて新品に交換し、取入に異常のないことを確認した。	
						基本点検における目視点検にて、基礎部コンクリートに軽微なひび割れを確認した。	良 (基礎ボルト)	確認されたひびひは、形状、発生場所から判断すると地震時に発生されるコンクリート部の損傷/クラックとは大きく異なるものである。また、十分に余裕のある結果が得られている。コンクリート破損に対して、基礎ボルトには先行して設計されている鉄筋が作用する。また、目視点検、打診試験が実施されている。以上から、コンクリートの軽微なひびひが認められる影響は無いと判断した。	-	-	-	今回確認されたひびひは割れは微細であり、表裏の養生と養生できる。また有底なひびひは認められなかったことから、補修の必要はないと判断する。	
非常用予備発電装置	非常用予備発電装置	非常用予備発電装置	R43-C001	A	O	基本点検における目視点検にて、基礎部コンクリートに軽微なひび割れを確認した。	良 (基礎ボルト)	確認されたひびひは、形状、発生場所から判断すると地震時に発生されるコンクリート部の損傷/クラックとは大きく異なるものである。また、十分に余裕のある結果が得られている。コンクリート破損に対して、基礎ボルトが先行して設計されている。以上から、コンクリートの軽微なひびひが認められる影響は無いと判断した。	-	-	-	今回確認されたひびひは割れは微細であり、表裏の養生と養生できる。また有底なひびひは認められなかったことから、補修の必要はないと判断する。	
						基本点検における目視点検にて、基礎部コンクリートに軽微なひび割れを確認した。	良 (基礎ボルト)	確認されたひびひは、形状、発生場所から判断すると地震時に発生されるコンクリート部の損傷/クラックとは大きく異なるものである。また、十分に余裕のある結果が得られている。コンクリート破損に対して、基礎ボルトが先行して設計されている。以上から、コンクリートの軽微なひびひが認められる影響は無いと判断した。	-	-	-	今回確認されたひびひは割れは微細であり、表裏の養生と養生できる。また有底なひびひは認められなかったことから、補修の必要はないと判断する。	
						基本点検における目視点検にて、基礎部コンクリートに軽微なひび割れを確認した。	良 (基礎ボルト)	確認されたひびひは、形状、発生場所から判断すると地震時に発生されるコンクリート部の損傷/クラックとは大きく異なるものである。また、十分に余裕のある結果が得られている。コンクリート破損に対して、基礎ボルトが先行して設計されている。以上から、コンクリートの軽微なひびひが認められる影響は無いと判断した。	-	-	-	今回確認されたひびひは割れは微細であり、表裏の養生と養生できる。また有底なひびひは認められなかったことから、補修の必要はないと判断する。	

(注) ○:予め計画する追加点検 △:解析結果 により実施する追加点検 □:基本点検の補修実施する追加点検

表-4.1.3.1 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(6/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
(12) 制御棒	制御材	制御棒	-	-	○	基本点検における目視確認にて、ハントルのガイドローラ部に微小なひび割れが確認されたが、照射誘起応力腐食割れ(AASCO)により運転中に発生しているとは判断され、また、継続使用しても健全性が損なわれることはないことが既に確認されているものであるため、点検結果は良(異常なし)と判断した。	良	無	-	-	-		
						地震直後の燃料移動時に引き抜き不良が確認された点検。詳細計画書に基づき作動試験では、異常は確認されていない。	良	無	スクラム水による高圧水の漏水により、システムに引き抜きが可能となった。その後、分解点検を要し、内部構造物(中空ピストン、ノックアースリーブ等)に異常の無いことが確認され、グラウト等一時的な手直しによる動作不良と判断し、地震影響によるものではないとされた。	無	-	通常保守作業として、点検手入れを実施した。	
(13) 制御棒駆動機構	制御材駆動装置	制御棒駆動機構	C12-D005	ロケーション番号 34-27	○	基本点検における目視点検において、軸受の油切りにロータとの接触による損傷及び接触の痕跡を確認した。また、予め計画する追加点検においては、翼(動翼と静翼)及び車軸の接触の痕・傷ならびに地震の荷重を直接受け持つ中間軸受台キーの変形、オイルシールリングの割れ等が確認された。	-	要	軸受け油切り、オイルシールリングの取替、中間軸受台キーの修理等を「 <b>工</b> 」とした。	否	軸受け油切り、オイルシールリングの取替、中間軸受台キーの修理等を「 <b>工</b> 」とした。	-	
						目視点検にて地震の荷重を直接受け持つ中間軸受台基礎部コンクリート(グラウト部)に割れが確認された。打点検において異常は確認されなかった。	-	不要	不要	良	軸受け油切り、オイルシールリングの割れが確認されており、これらの機器の損傷は、 <b>断</b> とした。 車軸及び軸受け等の接合部には異常がない。 翼(動翼と静翼)の接合部には軽微であるため損傷には影響するものではない。 翼(動翼と静翼)の接合部には軽微であり、これらは、 <b>損</b> に分類するものではない。	念のため手入れを実施した。	
(14) 主タービン	蒸気タービン設備	蒸気タービン	N31-Q001	高圧タービン	-	目視点検にて地震の荷重を直接受け持つ中間軸受台基礎部コンクリート(グラウト部)に割れが確認された。打点検において異常は確認されなかった。	-	有	有	良	良	軽微な翼の接合部については、手入れを「 <b>工</b> 」とした。	念のため手入れを実施した。
						目視点検にて地震の荷重を直接受け持つ中間軸受台基礎部コンクリート(グラウト部)に割れが確認された。打点検において異常は確認されなかった。	-	有	有	良	良	念のため手入れを実施した。	

(注) ○:予め計画する追加点検、△:解析結果により実施する追加点検 □:基本点検の補修実施する追加点検



表-4-1.3.1 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(7/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	母子不安 全上不安 な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
								損傷原因	地震影響 の有無	構造強度・機能維持 への影響			判定
蒸気タービン設備	蒸気タービン	低圧タービン	N31-G002	A	-	基本点検における目視点検において、軸受の油切りロータとの接続による損傷及び接軸の異常を確認した。また、予め計画する追加点検においては翼(動翼と静翼)及び車輪の接軸の損傷、傷等が確認された。	-	地震により、スラスト軸受及びジャーナル軸受の損傷がロータに伝わり、ロータが揺れたことにより、軸受の油切りロータとの接続(動翼と静翼)及び車輪の接軸等が発生したものと考えられ、地震の影響と判断した。	有	軸受の油切りロータとの接軸による損傷、動翼に摩擦が確認されており、これらの機器の損傷は、機能に影響があるものと判断した。	要 摩擦の著しい 翼、軸受油切り 箇の取替等を行なった。	-	念のため手入れを実施した。
						動翼については、さらなる追加点検として、翼付け根部の目視点検及び非破壊検査を行った結果、第14段から第16段まで磁粉指示線様が確認された(第14段:1枚/304枚、第15段:0枚/252枚、第16段:19枚/260枚)。	-	これらについては金属破面の調査等を行うため、高サイクル疲労試験によるものであり、また、今回の地震以前にも発生しているため、地震の影響でないことを確認した。	無	接軸による損傷、動翼に摩擦が確認されており、これらの機器の損傷は、機能に影響があるものと判断した。	-	14段全ての動翼の新製交換を行った。16段全ての動翼の外側ボルトを差込入口側、出口側の外側ボルトの穴の面取を行なった。	
蒸気タービン設備	蒸気タービン	低圧タービン	N31-G002	B	-	基本点検における目視点検において、軸受の油切りロータとの接続による損傷及び接軸の異常を確認した。また、予め計画する追加点検においては翼(動翼と静翼)及び車輪の接軸の損傷、傷等が確認された。	-	地震により、スラスト軸受及びジャーナル軸受の損傷がロータに伝わり、ロータが揺れたことにより、軸受の油切りロータとの接続(動翼と静翼)及び車輪の接軸等が発生したものと考えられ、地震の影響と判断した。	有	軸受の油切りロータとの接軸による損傷、動翼に摩擦が確認されており、これらの機器の損傷は、機能に影響があるものと判断した。	要 摩擦の著しい 翼、軸受油切り 箇の取替等を行なった。	-	念のため手入れを実施した。
						動翼については、さらなる追加点検として、翼付け根部の目視点検及び非破壊検査を行った結果、第14段から第16段まで磁粉指示線様が確認された(第14段:1枚/304枚、第15段:0枚/252枚、第16段:19枚/260枚)。	-	これらについては金属破面の調査等を行うため、高サイクル疲労試験によるものであり、また、今回の地震以前にも発生しているため、地震の影響でないことを確認した。	無	接軸による損傷、動翼に摩擦が確認されており、これらの機器の損傷は、機能に影響があるものと判断した。	-	10段翼については交換を行った。その他の箇については手入れを行なった。	

(注) ○: 予め計画する追加点検 △: 解析結果 により実施する追加点検 □: 基本点検の確実実施する追加点検

表-4.1.3.1 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(8/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
蒸気タービン設備	蒸気タービン	低圧タービン	N31-C002	C	-	基本点検における目標点検において軸受の油切りにロータとの接触による損傷及び接触の痕等を確認した。また、予め計画する追加点検においては翼(動翼と静翼)及び車輪の接触の痕・傷等が確認された。	-	地震により、スラスト軸受及びジャーナル軸受の差れがロータに伝わり、ロータが振れたことにより、軸受の油切りとロータとの接触、翼(動翼と静翼)及び車輪の接触等が発生したものと考えられ、地震の影響と判断した。	有	軸受の油切りにロータとの接触による損傷等が確認されており、これらの機器の損傷は、機能に影響があったものと判断した。	否	要 軸受け油切り 箇の取替え を行った。	-
						動翼については、さらなる追加点検として、翼付け根部の目標点検及び非破壊検査を行った結果、第14段タービン側に1枚の翼付け根部に折損が確認されたとともに、第14段から第16段まで磁粉指示線検査が確認された(第14段:17枚/304枚、第15段:1枚/252枚、第16段:40枚/260枚)。		これらについては金属破面の理容検査を行った結果、折サ(クラック)発生したものと推定され、今回の地震以前によるものであり地震の影響でないことを確認した。	無	-	-	1.4段全ての動翼の新型交換を行った。15段の当装置及び16段全ての動翼の外圍フランク蒸気入口側、出口側の外側ピンへの穴の皿取りを行った。	
								車輪等の接触痕は軽微であるため機能には影響がない。	良	不要	念のため手入れを実施した。		
								翼(動翼と静翼)及び車輪に軽微な接触の痕等が確認されており、これらは、機能に影響するものではない。	良	不要	翼及び車輪について、手入れを実施した。		

表-4-1.3.1 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(9/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	分子保安 上設置 な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
								損傷原因	地震影響 の有無	構造強度・機能維持 への影響			判定
(15)発電機 電気設備	発電機	主発電機本体	-	-	-	<p>予め計画する追加点検として、軸受廻り詳細点検を実施した結果、以下を確 認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・軸受廻りの油割と回転子が接触</li> <li>・シールリング補助面に焼け、線状 シールリングブリングに伸び</li> </ul> <p>予め計画する追加点検として、ブラシ ホルダー廻り詳細点検を実施した結 果、以下を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・コレクタアースとコレクタファンデプレ クターの接触</li> <li>・発電機コレクタリングブラシホルダー のリライナーがコレクタリングと接触</li> <li>・回転子シャフトとコレクタハウジング の防風板が接触</li> </ul> <p>予め計画する追加点検として、キー 部、基礎ボルト詳細点検を実施した結 果、以下を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電機脚板底面とソールプレート間 のキーが変形</li> <li>・発電機脚板下のライナーのはみだし と一部ライナーの損傷</li> <li>・コレクタ側アライメントキーの損傷</li> </ul>	-	<p>地震により発電機回転子やフレームが揺れ たため、回転子と油切りやシールリング、コレ クタハウジングの防風板などが接触、発電機 フレームが揺れたため、ライナーのはみ出し や損傷などが発生したと考えられ、地震によ る影響と判断した。</p>	有	<p>軸受廻りにおいては、潤滑油 が流れず軸受自体に異常が ないこと、密封油装置の運転 状態に異常がないことから、 回転機能と緊密な保持機能に 影響はないと判断した。</p> <p>軸受廻りにおいては、潤滑油 や水素ガスの漏えい、潤滑油 がないこと、軸受自体に異常が ないことから、回転機能と緊密 な保持機能に影響はないと判 断した。</p> <p>ブラシホルダー廻りにおいて は、損傷の程度は軽微であ り、系接地線等の異常も発生 していないことから、出力性能 に影響はないと判断した。</p> <p>基礎部においては、基礎ボ ルトの目視点検・打診試験に より異常のないことが確認され ているため、構造強度への影 響はないと判断した。</p> <p>また、地震後の定格速度に おける軸受振動値が管理値未 滿であることから回転機能に 影響はないと判断した。</p>	不要	<p>回転子と接触した軸受け廻りの部品、ブラ シホルダー廻りの部品、すれや損傷が確認 されたキー等の部品については交換または <b>修理した。</b></p>	
						<p>水室側のボルトからの漏えいは、水素冷却 器に漏れが検出され確認とされていない。 この影響は、水素冷却器の構造上、地震 による影響は、回転子と油切り、シール リングの緩みは、回転子巻線絶縁ワニス の劣化等によるものと判断されるため、地 震による影響ではないと判断した。</p>	無		-	<p>通常の保守作業として、水素のゴムパッキ ンを交換と、木の打ち替えを実施した。</p>			

(注) ○: 予め計画する追加点検 △: 解析結果 により実施する追加点検 □: 基本点検の結果実施する追加点検

表-4.1.3.1 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(10/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
(17) 燃料取扱機			FI5-E001	-	-	基本点検における目視点検にて、走行駆動部カップリング合わせボルトの折損が確認された。尚、ボルトは回収済みであり、ルースハズ無し。カップリング合わせボルトは、2分割構造のカップリングを合わせるためのボルトである。伸縮管の第2管ガイドレール締り付けねじ(血ねじ)が頭部より破損しているのを確認した。	地震影響による走行駆動用のシャフトカップリング部のボルトの折損が確認されており、地震時の加重がシャフトのトルク方向に作用し、折損したものと推測される。また、伸縮管について、伸縮管の垂直方向を支持するガイドレールの締り付け用血ネジの1ヶ所が頭部より折損しており、地震時伸縮管が伸びていた状態にあったことから地震加重が伸縮管の曲げ方向に作用し、折損したものと推測される。	有	走行機能及び燃料移送機能に影響するものと判断した。	否	要 シャフトカップリング部のボルト及び伸縮管のガイドレール締り付け用血ネジを <b>新設交換した</b> 。	走行用駆動用シャフトカップリングボルトを「目視回収」し、回収後検査が行ないが、使用済燃料プールの検査に引き続き、使用済燃料及びバックアップ等の目視点検のため使用済燃料及びバックアップ等の目視点検を行い、異常が無く燃料移動に支障を及ぼす影響評価を行い、問題ないことを確認した。	
燃料設備	燃料取扱装置	燃料取扱機		-	-	地震後に「電気室異常」警報が確認されたが、基本点検において、目視点検・絶縁抵抗測定・作動試験を実施し、異常の無いことを確認した。	当該警報は、地震により燃料取扱機が動いたことにより、位置を検出する信号が急変して発生したものと推定された。	有	基本点検の結果に問題がなかったことから、当該警報は、設備の高湿度等により発生したものでは無く、健全性に影響を与えないと判断した。	良	不要	-	
(18) クレーン			U31-E001	-	-	基本点検における目視点検にて、クレーンローリのケーブルベア車輪がレールから脱落していることを確認した。	ケーブルベアの車輪の脱落は、地震による振動により発生したものと判断した。	有	ケーブルベアの機能は、可動止であり、車輪がレールから脱落した状態ではクレーンの機能に影響がある。ただし、ケーブルベア自体には損傷は確認されおらず、健全性に問題はないと判断した。	否	要 ケーブルベアをレール上に <b>復旧した</b> 。	-	

(注) ○: 予め計画する追加点検 △: 解析結果 により実施する追加点検 □: 基本点検後の検査実施する追加点検

表-4.1.3.1 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(11/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考	
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
(19) 原子炉圧力容器及び付属機器	原子炉圧力容器 支持構造物	原子炉圧力容器 縦ボルト	-	-	○	予め計画する追加点検として、全基礎ボルトの10%員数のボルトに対し、建設時の施工目録照合のトルクにてトルク確認を実施した結果、12本のうち11本に、施工目録照合のトルク低下事象が確認された。また、建設時の施工目録照合のトルク確認の結果、10%以上のトルクで締め付けられていることを確認した。また、同員数のボルトに対し、超音波探傷検査を実施し、異常のないことを確認した。	良	無	-	-	締結が緩み生じていないことから、健全性は問題ない。また、施工目録照合の結果、問題のないことを確認した。		
						基本点検における目視点検にて、配管サポートにひび割れが確認された。原因究明のため、損傷箇所に対し追加点検として詳細目視点検を実施した結果、ひび割れは溶接部近傍に発生しており、開口部に塗料の付着が確認された。	-	無	-	-	サポート割れ当該部を撤去し、撤去部分に鋼材加工したものを溶接によって取り付けた。また、補修後に点検後を行って、異常のないことを確認した。		
						基本点検における目視点検にて、リジットハンガロッドにロッドの緩みが確認された。	良	無	-	-	リジットハンガ自体に異常が認められておらず、当該リジットハンガ近傍の配管支持構造物にも異常が認められておらず、 <b>連座の脱落によるものとは推定される</b> 。また、地震応答解析の結果が判定基準を満足していることも踏まえ、地震による影響ではないと判断した。		
						基本点検における目視点検にて、スプリングハンガのインジケータ指示値が設計値と相違していることが確認された。	-	無	-	-	復水給水配管スプリングハンガのインジケータ指示値の変化については、連座連座中においても見られる事象であり、 <b>配管ハンガに異常はないことから終局的に支持のずれが生じたものとは推定される</b> 。なお、当該配管系の地震応答解析の結果も良好であることから、地震の影響ではないと判断した。		
(21) 配管	主蒸気系	主配管4	RE-MS-R015	-	-	基本点検における目視点検にて、配管サポートにひび割れが確認された。原因究明のため、損傷箇所に対し追加点検として詳細目視点検を実施した結果、ひび割れは溶接部近傍に発生しており、開口部に塗料の付着が確認された。	-	無	-	-	サポート割れ当該部を撤去し、撤去部分に鋼材加工したものを溶接によって取り付けた。また、補修後に点検後を行って、異常のないことを確認した。		
						残置熱除去系	主配管1	RH-RHR-R034R039	-	○	基本点検における目視点検にて、リジットハンガロッドにロッドの緩みが確認された。	良	無
原子炉冷却系設備	復水給水系	主配管2	SH-FDW-R009R011	-	-	基本点検における目視点検にて、スプリングハンガのインジケータ指示値が設計値と相違していることが確認された。	-	無	-	-	復水給水配管のスプリングハンガのインジケータ指示値の変化については、連座連座中においても見られる事象であり、 <b>配管ハンガに異常はないことから終局的に支持のずれが生じたものとは推定される</b> 。なお、当該配管系の地震応答解析の結果も良好であることから、地震の影響ではないと判断した。		

(注) ○:予め計画する追加点検 △:解析結果により実施する追加点検 □:基本点検の結果実施する追加点検

表-4-1.3.1 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(12/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考	
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
(23) 熱交換器	原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系 G31-B001 再生熱交換器		-	-	基本点検における打診試験にて、基礎ボルト8本中2本(固定側4本の内、内側2本)にナットの緩みが確認された。	-	無	-	-	締結力が喪失されていないことから、健全性に問題のある状況ではないが、念のため、施工目録にて再締め付けを実施し、写真の無いことを確認した。		
原子炉冷却系統設備	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器	E11-B001	A	O	<p>予め計画する追加点検として、全基礎ボルトの10%員数のボルトに対し、建設時の施工目録値のトルクにてトルク確認を実施した結果、2本のうち2本に、施工目録値からのトルク低下事象が確認された。</p> <p>また、締結機能の確認のため、建設時の施工目録トルクの1%以上のトルクで締め方向のトルク確認により、締結機能が喪失していないことを確認した。</p> <p>また、全基礎ボルトの10%員数のボルトに対し、超音波探傷検査を実施し、異常のないことを確認した。</p>	良	無	-	-	<p>目視点検の結果から劣化の割れなど、機器のボルトで緩みが確認されていないこと、全てのボルトで緩みが確認されていないこと、全てを再実施し異常が無いことを確認している。また、地震応答解析において十分な余裕のある結果を得ている。</p> <p>以上から、地震による影響は低いものと判断した。</p>	締結力が喪失されていないことから、健全性に問題のある状況ではないが、念のため、施工目録にて再締め付けを実施し、写真の無いことを確認した。	

表-4.1.3.1 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(13/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	分子尹安全上必要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		備考
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定	
(24) 復水器、給水加熱器、湿分離加熱器	復水器	復水器	1N6-E001	A	予め計画する追加点検として、分岐点サポートとどの地震による軽微なごすれ傷を確認した。	基本点検における目視点検にて、水室のスレ跡、ポルトナットの締付トルクの低下、濡えい痕及び水室連絡弁エキスパンション用ストレットチャーパーボルトの腐み、予め計画する追加点検において、内部空流板の干渉等、軽微な損傷を確認した。	-	水室連絡弁エキスパンション用ストレットチャーパーボルトの腐みは、ストレット自体及び水室連絡弁の閉閉時の振動等により経年的に纏んだものと判断した。	無	-	水室連絡弁ストレットナットを取り外し、目視点検にて異常がないことを確認後、規定トルクにて締付を行った。	
				B	予め計画する追加点検として、水室のスレ跡、ポルトナットの締付トルクの低下、濡えい痕及び水室連絡弁エキスパンション用ストレットチャーパーボルトの腐み、予め計画する追加点検において、内部空流板の干渉等、軽微な損傷を確認した。	目視点検にて基礎台のひび割れ、基礎ポルト用ワッシャの固着・変形等を確認した。打診試験の結果、異常なしを確認した。	-	ナットワッシャを取り外し、詳細目視点検を実施したところ、ナットとワッシャの間に入り込んだ塵料による固着があることを確認した。基礎台のひび割れは、熱歪みによるグラウト部への影響によるものであると判断した。	無	-	ナットについては手入後確認した。ワッシャは新製交換し復旧した。 グラウトについては念の為補修した。	
					予め計画する追加点検として、分岐点サポートとどの地震による軽微なごすれ傷を確認した。	基本点検における目視点検にて、水室のスレ跡、ポルトナットの締付トルクの低下、濡えい痕及び水室連絡弁エキスパンション用ストレットチャーパーボルトの腐み、予め計画する追加点検において、内部空流板の干渉等、軽微な損傷を確認した。	-	水室連絡弁エキスパンション用ストレットチャーパーボルトの腐みは、ストレット自体及び水室連絡弁の閉閉時の振動等により経年的に纏んだものと判断した。	無	-	水室連絡弁ストレットナットを取り外し、目視点検にて異常がないことを確認後、規定トルクにて締付を行った。	
					予め計画する追加点検として、分岐点サポートとどの地震による軽微なごすれ傷を確認した。	基本点検における目視点検にて、基礎台のひび割れ、新着に至るようなひびの形状ではない。また、基礎台の打診試験にて異常のないことを確認した。	-	基礎台のひび割れは、熱歪みによるグラウト部への影響によるものであると判断した。	無	良	器内配管のこすれ類については、詳細目視点検及び非破壊検査を実施し、割れや変形等確認されておらず、配管機能への影響は無いものと判断した。	-
					予め計画する追加点検として、分岐点サポートとどの地震による軽微なごすれ傷を確認した。	基本点検における目視点検にて、基礎台のひび割れ、新着に至るようなひびの形状ではない。また、基礎台の打診試験にて異常のないことを確認した。	-	基礎台のひび割れは、熱歪みによるグラウト部への影響によるものであると判断した。	無	-	ナットについては手入後確認した。ワッシャは新製交換し復旧した。 グラウトについては念の為補修した。	

(注) ○:予め計画する追加点検 △:解析結果 により実施する追加点検 □:基本点検の検査実施する追加点検

表-4.1.3.1 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(14/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	母子/安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
				C		基本点検における目視点検にて、水室蓋のスレ跡・ボルトナットの締付トルクの低下・濡えい痕は、スレ跡の錆の状況等から運転振動による経年的劣化と考えられる。また、内部整流流板の干渉は、細粒方向に於いて連続的ではなく、断続的に発生していること及び運送化・断続的な影響により整流板から、圧力変化・機応力の影響により整流板が動いた事象で、経年的なものであると判断した。 水室蓋締付エキシ/インジョン用ストレットチャームボルトの緩みは、ストレットチャーム自体及び水室蓋締付の損傷は確認されており、水室蓋締付の間の間の振動等により経年的に緩んだものと判断した。	無	-	-	水室蓋ボルトナットを取外し、目視点検にて異常がないことを確認後、規定トルクにて締付を行った。			
						基本点検における目視点検にて、基礎台のひび割れを確認した。異常なしを確認した。	基礎台のひび割れは、熱膨びによるグラウト部への影響によるものと判断した。	無	-	-	グラウトについては念の為補修した。		
<b>(26) 変圧器</b>													
電気設備	変圧器	主要変圧器	S11	-		予め計画する追加点検として目視点検を実施した結果、放圧管より油濡れが確認された。 予め計画する追加点検として分接点検を実施した結果、巻線部の絶縁物の一部にスレが確認された。	揺れにより放圧装置が動作し放圧弁から漏れ出したものとあり、地震の影響によるものと判断した。 本基等間隔に配置されている絶縁物が揺れによるものと考えられるスレが生じていることから、地震の影響によるものと判断した。	有	変圧器本体を保護する為の動作であり機器の損傷ではないことから、機軸性能等には影響ないと判断した。	良	不要	地震による影響であり、機能維持には影響が無く判断したが、正露の状態にて復旧するため、放圧板および安全センターの交換を実施した。 地震による影響であり、機能維持には影響が無く判断したが、正露の状態にて復旧するため、絶縁物を元の位置に修復した。	
						予め計画する追加点検のため、変圧器を工場へ搬出する際に変圧器二次プッシング内の絶縁油分析を行った結果、微量のPCB混入が確認された。	プッシング製造時に混入されたものであり、地震による影響ではないと判断した。	無	「別冊二次部プッシング及び中核点プッシングを工場に持ち出し健全性確認後(別冊目録)電圧調整17号機主要変圧器に搬入した。」	-	-		
<b>(27) 蓄電池</b>													
その他の電気設備	蓄電池及び充電器	125V蓄電池7A	A	-	O	基本点検における機能確認にて、N o. 4セルで端子電圧の低下を確認した。	他の蓄電池にも地震前から同様の事象が発生していること、また外観上の損傷等もないことから、通常使用による劣化であり、地震による影響ではないと判断した。	無	通常の状態として、補充実施後にも同等の充電を実施し、端子電圧が判定基準範囲内に復旧したことを確認した。	-	-		
<b>(29) 計器、継電器、調整器、検出器、変換器</b>													
電気設備	所内母線流用(保護継電器装置の種類)	通電流継電器	M/C 7A-1-4B-49-30-51	R	-	基本点検における目視点検にて、51要素コイルに熱の影響による変形が確認した。	同一電源線に取り付けられている他の継電器に異常は発生していないことから、地震による発生したものと判断した。コイルの変形は経年的な熱の影響によるものと判断した。	無		-	-	当該継電器の交換を実施し、正常に復旧したことを確認した。	

(注) ○: 予め計画する追加点検 △: 解析結果 により実施する追加点検 □: 基本点検の結果実施する追加点検



表-4-1.3.1 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(15/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	予保安 上装置 な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対策	
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
電気設備	予備用電源装置(60kVA定格機(保線用電装装置の種類))	通電流遮断器	N/C、7B-1 5A-49-30-51	T	—	基本点検における目視点検にて、51要素コイルに熱の影響による変形を 確認した。	—	無	—	当該種電器の交換を実施し、正常に復旧したことを確認した。			
非常用予備電源装置	非常用予備電源装置(保線用電装装置の種類)	系電機界磁地絡保護器(警報用)	R43-64FDB	—	O	基本点検における機能確認において、接点の動作不良を確認した。	—	無	—	当該補助継電器の交換を実施し、正常に動作することを確認した。			
電気設備	系電機(保護継電装置の種類)	スラスト軸受駆動機 出装置	N31-POE-055	A	—	基本点検における目視点検にて、検出部損傷が確認された。	—	有	要	当該検出機の交換を実施した。タービン組立完了後に位置設定を含めた最終確認を要し、異常の無いことを確認した。			
				B	—	基本点検における目視点検にて、検出部損傷が確認された。	—	有	要	当該検出機の交換を実施した。タービン組立完了後に位置設定を含めた最終確認を要し、異常の無いことを確認した。			
				C	—	基本点検における目視点検にて、検出部損傷が確認された。	—	有	要	当該検出機の交換を実施した。タービン組立完了後に位置設定を含めた最終確認を要し、異常の無いことを確認した。			
計画制御系統設備 放電線管理設備	非常用加工処理系(燃料取量制御放電線管理)設備 フロートモニタリング設備	燃料取量エリヤ排気放電線モニタ	D11-RE-066	A	O	予め計画する追加点検として、全基礎ホルトの10%異数のホルトに対し、建設時の施工目録のトルクにてトルク確認を実施した結果、2本のうち1本に、トルクの低下が確認された。また、締結機能の確認のため、建設時の施工目録トルクの1%以上のトルクで締結方向のトルク確認により、締結機能が喪失していないことを確認した。また、詳細目視点検において、異常のないことを確認した。	—	無	—	締結力が喪失されていないことから、健全性に問題のある状況ではないが、急激なため、施工目録値にて再締め付けを実施し、問題の無いことを確認した。			
放電線管理設備	フロートモニタリング設備	格納容器内空気放電線モニタリング	D23-RE-005	B	O	基本点検における機能確認において、対数線量率計から記録計への出力信号のからつきを確認した。	—	無	—	当該可変抵抗器の交換を実施し、正常に復旧した。			

(注) ○: 予め計画する追加点検 △: 解析結果により実施する追加点検 □: 基本点検後の確認を実施する追加点検

表-4-1.3.1 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(16/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
<b>(30) 原子炉格納容器及び付属機器</b>													
原子炉格納施設	原子炉格納施設	原子炉格納容器	T11	-	O	基本点検における目視点検にて、一部の壁面塗装部に剥離が認められた。	良	塗装除去後の母材(ライナー部)中に異物がなく、経年劣化と機材接触による剥離であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	補修塗装を実施した。	
取替機管理設備	生体運へい装置	原子炉運へい壁	-	-	-	基本点検における目視点検にて、原子炉建屋トライアングル生体運へい壁(340°人員扉、N3D/ズル)閉防止ストッパーの損傷を確認した。 原因究明のため実施する追加点検として、損傷箇所に対し詳細目視点検を実施した結果、運へい機能に影響する異常は確認されなかった。	-	閉防止ストッパーの損傷は、地震による震動、応力負荷が原因で発生したものであると判断した。	有	閉防止ストッパーは、扉閉時に扉が閉になるのを防止するためのものであり、運へい機能に影響するものではないと判断した。	良	不要	運へい機能に影響するものではないが、念のため強度を上げ、補修を実施した。
<b>(33) ストレータ、フィルタ</b>													
取替機管理設備	非常用ガス処理系	非常用ガス処理系 フィルタ(乾燥装置、 フィルタ装置)	T22-D002	-	O	予め計画する追加点検として、全基礎ボルトの10%員数のボルトに対し、建設時の施工目録値のトルクにてトルク確認を実施した結果、2本のうち2本に、施工目録値からのトルク低下事象が確認された。 また、締結機能の確認のため、建設時の施工目録トルクの1%以上のトルクで締め方向のトルク確認により、締結機能が喪失していないことを確認した。 また、全基礎ボルトの10%員数のボルトに対し、超音波探傷検査を実施し、異常のないことを確認した。 また、詳細目視点検において、異常のないことを確認した。	良	目視点検の結果から塗装の剥れなど、機器のボルトで緩みが確認されていない。また、当該ボルトについては超音波探傷検査を実施し異常が無いことを確認する。他に地震応答解析において十分な余裕のある結果を得ている。 以上から、地震による影響は低いものと判断した。	無	-	-	締結力が喪失されていないことから、健全性に問題のある状況ではないが、念のため、施工目録値にて再締付けを実施し、 <b>潤滑のないことを確認した。</b>	
<b>(36) タンク</b>													
廃棄設備	気体廃棄物処理系	気体廃棄物処理系併 ガス再結合器	NE2-D001	-	-	基本点検における目視点検にて、モルタルとコンクリートの間にずれが確認された。 また、打診試験において基礎ボルト16本中10本のナットに回転が確認された。	-	目視点検の結果、ずれについては、ベースプレートボルト部と基礎ボルトにずれが生じていることが確認された。目視では確認されなかったが、熱影響で移動する可能性がある。また、基礎ボルトの目視点検で確認された事象がずれを生じている。確認した結果、地震動によりナットの回転が発生した。	有	超音波探傷検査の結果、ボルトに異常は確認されていないことから、構造強度への影響はないと判断した。	良	不要	基礎ボルトの構造強度への影響はないことから、 <b>既定トルクにて再締付けを実施した。</b>

(注) O: 予め計画する追加点検 △: 解析結果 により実施する追加点検 □: 基本点検後の確認実施する追加点検

表-4-1.3.1 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(17/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	母子不安 上上受 な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
(38)制御盤、電源盤 非常用予備電源装置	非常用予備電源装置 発電設備 (発電機)	非常用予備電源装置 機A リアクトル盤 DV-V-I	H21-P603	A	○	設備点検における目視点検にて、基礎ベーム周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	良	有	有	良	不要	グラウトのひび割れについて、念のため補修を実施した。	
		非常用予備電源装置 機B リアクトル盤 DV-V-II		B	○	設備点検における目視点検にて、基礎ベーム周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	良	有	有	良	不要	グラウトのひび割れについて、念のため補修を実施した。	
		非常用予備電源装置 機Cリアクトル盤 DV-III		C	○	設備点検における目視点検にて、基礎ベーム周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	良	有	有	良	不要	グラウトのひび割れについて、念のため補修を実施した。	
	非常用予備電源装置 機A 中性点接地装置 置設 DV-V-I	H21-P606	A	○	設備点検における目視点検にて、基礎ベーム周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	良	有	有	有	良	不要	グラウトのひび割れについて、念のため補修を実施した。	
		非常用予備電源装置 機B 中性点接地装置 置設 DV-V-II		B	○	設備点検における目視点検にて、基礎ベーム周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	良	有	有	良	不要	グラウトのひび割れについて、念のため補修を実施した。	
		非常用予備電源装置 機C 中性点接地装置 置設 DV-V-III		C	○	設備点検における目視点検にて、基礎ベーム周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	良	有	有	良	不要	グラウトのひび割れについて、念のため補修を実施した。	

(注) ○:予め計画する追加点検 △:解析結果 △:解析結果 により実施する追加点検 □:基本点検の補修実施する追加点検



表-4-1.3.1 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(19/19)

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考	
								損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
								損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
計測制御系統設備	原子炉冷却材系備加圧電源装置	原子炉冷却材系備加圧電源装置(原電機)		F	—	設備点検における目視点検にて、基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	—	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割れに至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの打診試験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	不要	グラウトのひびは割れについて、念のため補修を実施した。	
		原子炉冷却材系備加圧電源装置(原電機)		J	—	設備点検における目視点検にて、基礎ベース周辺グラウト部に軽微なひび割れを確認した。	—	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割れに至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの打診試験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	不要	グラウトのひびは割れについて、念のため補修を実施した。	
その他の発電装置	ハイタル交流電源設備	原子炉冷却材系備加圧電源装置(原電機)	C81-P002	H	—	基本点検における機能確認において、出力電圧計が異常基準値を逸脱していることが確認された。	—	無	外観上の異常はなかったことから、出力電圧計の経年的な劣化であり、地震の影響によるものではないと判断した。	—	—	当該出力電圧計の交換を実施し、正常に復旧した。	
		原子炉冷却材系備加圧電源装置(原電機)	R46-F001	D	O	基本点検における機能確認において、直流電圧計が異常基準値を逸脱していることを確認した。	良	無	基本点検中の施工不目により、基板内の抵抗器を断線させたため、直流電圧計出力ユニットの動作値が管理値を逸脱したものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	—	—	当該抵抗器の交換を実施し、正常に復旧した。	

(注) O:予め計画する追加点検 △:解析結果により実施する追加点検 □:基本点検の補修実施する追加点検

#### 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、7号機における同配管系の配管肉厚測定実績の充実の観点も含め、サンプル箇所を選定して配管板厚測定を実施し、顕著な減肉が確認された場合は構造強度への影響について検討を行うこととした。

###### b. 配管板厚測定の概要

###### 1) サンプル箇所の選定

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

- 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、給水系および残留熱除去系の配管系よりサンプル箇所を選定した（添付資料-4-1 図 1～3 参照）。

## 2) 測定方法

配管減肉管理に関する社内指針に基づき、偏流部要素およびその下流部に、配管口径に応じた測定ポイント（周方向、流れ方向）を設定し（添付資料-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 NDIS 0601 「非破壊検査技術者技量認定規程」、日本工業規格 JIS Z 2305 「非破壊試験－技術者の資格及び認証」に基づき認定、認証されている者、またはこれらと同等以上の技術レベルを有する者により行うことを要件としている。

## 3) 測定結果の評価

配管減肉管理に関する社内指針においては、配管板厚測定値を、技術基準上の必要最小厚さ、詳細測定判定基準厚さ<sup>※1</sup>と比較評価するとともに、余寿命<sup>※2</sup>を算出し、次回測定時期または配管取替時期を決定することとしている。今回の調査においては、製作時からの減肉の進行状況を確認する目的から、製作寸法（製作公差内でのばらつき、開先加工<sup>※3</sup>

の影響) を考慮した評価を加えることとした。(添付資料-4-1 図 5 参照)

c. 配管板厚測定結果

各測定箇所における配管板厚測定結果を添付資料-4-1 に示す。

いずれの測定ポイントにおいても必要最小板厚および詳細測定判定基準厚さを十分満足していることを確認した。

また、製作寸法に対しては、“公称板厚に対する製作公差”を若干下回る測定値が得られた測定ポイントが見られたが、いずれも製作時の開先加工の範囲であり、製作時の記録等と比較して顕著な減肉が進行していると判断される箇所は確認されなかった。

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

- ※1 NISA 文書「原子力発電所の配管減肉管理に対する要求事項について(平成 17 年 2 月 18 日)」に示される、減肉の進展状況把握のための「詳細測定」実施の判定厚さ  
判定基準厚さ = 必要最小厚さ + (管の製造上の最小厚さ - 必要最小厚さ) × 2/3
- ※2 測定厚さから必要最小厚さに至るまでの時間を減肉率に基づき算出
- ※3 配管を溶接接合するために配管端部に施す加工であり、一般的に、配管溶接部近傍には一般部に比して薄肉の範囲が存在する



## (2) 粒界型応力腐食割れ (IGSCC)

### a. 概要

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

IGSCC 発生の可能性がある炉内構造物等については、通常の保全プログラムに基づき IGSCC の発生・進展について管理を行っており、7号機の至近の点検では炉心シュラウド等に IGSCC は確認されていない。

なお、今回の設備点検においても IGSCC のひび等は確認されていない。

### b. 他号機における IGSCC の地震による影響

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

断面観察の結果、次のとおりひびの形態が確認された。

- 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。以上より、ひびに対する地震の影響は極めて小さいと類推される。

#### 4.1.4.2 塑性変形に対する評価

これまでの設備点検・地震応答解析結果から、7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<sup>※</sup>は確認できなかった。

※ 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（添付資料-4-2 参照）。

#### 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 7号機の設備健全性評価に係る追加的な検討の指示について（経済産業省 平成 20・04・15 原院第 4 号 平成 20 年 4 月 17 日）」（表-4.1.4.1 参照）
- ② 「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-4.1.4.2 参照）
- ③ 「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-4.1.4.3 参照）
- ④ 「柏崎刈羽原子力発電所 7号機タービン建屋における火災について（指示）（経済産業省 平成 20・11・27 原院第 16 号 平成 20 年 11 月 28 日）」（表-4.1.4.4 参照）

の指示を受けており、それぞれ以下のとおり対応した（表-4.1.4.1～4 参照）。

表-4.1.4.1 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.(1)	保安規定に基づく文書体系のうち、設備健全性評価に関連する文書それぞれについて、点検・評価の進捗状況や実施結果を踏まえ、継続的な改善に努めること。	今回の点検・評価では、「基礎ボルト建設時施工目標値からのトルクの低下」、「基礎部の微細なひび」および「支持構造物の軽微な異常」等の知見について、点検周期の見直し等、保全プログラムへの反映を行う。
2.(1)	地震応答解析の結果、比較的裕度が小さかったと評価される設備、具体的には、低圧注水ノズル (N6)、原子炉格納容器の電気配線貫通部、原子炉再循環ポンプモーターケーシング、燃料取替機及び残留熱除去系配管について、健全性を確認するため、非破壊試験等の追加点検を行うこと。	当該機器に対し、予め計画する追加点検として非破壊試験等を実施した（「4.1.1.3 点検結果」および添付資料-1-5 参照）。
(2)	安全上重要な設備に該当しない設備については、地震応答解析が行われないことを考慮して、外観目視点検による確認が困難な場合には、代替措置を検討し、適切に実施すること。併せて、点検で判定できない損傷やひずみを検知する手法や健全性を説明するための手段（代表設備に対する追加的な解析の実施等）について検討し、適切に実施すること。	外観目視点検による確認が困難な箇所については、漏えい試験、機能試験等の基本点検および地震応答解析の結果により対応することとした（「4.1.1.3 点検結果」および添付資料-1-4 参照）。 また、ひずみを検知する手法として、硬さ測定を予め計画する追加点検として実施した（「4.1.4.2 塑性変形に対する評価」および添付資料-4-2 参照）。
(3)	可能な範囲で動的機器の振動データをはじめとした状態監視技術を適用すること。適用するときには、地震前後のデータ比較を実施すること。その際、地震前のデータを複数準備し、ばらつきを含めて整理して示すこと。	作動試験等の実施にあたっては、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した（添付資料-1-2 参照）。
(4)	建屋間や設備の取り合い部等、地震によって相対変位を受ける部位について、点検及び解析に当たって適切に相対変位の影響を考慮すること。	相対変位の影響が大きい配管を選定し解析を実施した（「4.1.2.3(1)b. 疲労評価」参照）。また、予め計画する追加点検として、非破壊試験等を実施した（「4.1.1.3 点検結果」および添付資料-1-5 参照）。
3.(1)	原子炉圧力容器の計装ノズル及び原子炉格納容器の配管貫通部については、貴社が解析対象としていない部位でも裕度が小さい部位が存在するため、これらについて追加的に解析を実施すること。	計装ノズル N12～N14 および原子炉格納容器貫通部 X-210B/C の解析・評価を実施した（「表-4.1.2.8 構造強度評価」参照）。
(2)	今後、貴社が床応答スペクトルを使用した地震応答解析を実施する際には、3次元性を考慮して南北成分と東西成分の両者を二乗和平方根に組み込むか、そうでない場合には事前に両成分の時刻歴の組み合わせを行うことで解析の保守性を確認するようにすること。	代表として残留熱除去系配管について3方向同時時刻歴応答解析を実施することで、構造強度評価に用いた解析手法（スペクトルモーダル法等）および各方向の応答の組合せについて保守性があることを確認した（添付資料 2-4 参照）。
(3)	貴社は床応答スペクトルの拡幅を行わない解析をしているが、スペクトルに依存する評価を行っているものについては、設備の固有周期などの不確定さの影響について考察すること。	代表として残留熱除去系配管について床応答スペクトルの拡幅を実施した解析を行い、拡幅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 2-4 参照）。
(4)	配管系の解析においてJNESの検証作業により一部に誤りが発見され、貴社が解析結果を修正したことに関連して、他の配管への水平展開を適切に実施するとともに、同様の事例が発生しないよう再発防止策を検討し、適切に実施すること。	「配管設計の応力評価における不備に対する報告書（平成20年4月30日）」を提出し、別途報告済み。
(5)	上記誤りに関連して、配管系については、代表として選定していた部位とは別の場所についてより厳しい評価となる可能性があることから、上記誤りがその他の部位に与える影響について適切に評価すること。	「配管設計の応力評価における不備に対する報告書（平成20年4月30日）」を提出し、別途報告済み。
(6)	使用済燃料貯蔵プール及びキャスクピットについて、地震荷重が躯体に支持されるとして解析を実施していないが、漏えい防止機能としてのライニングの健全性を評価する必要があることから、総合評価にあたっては、建屋の解析結果とあわせ、適切に評価すること。	ライニングについての構造強度評価を実施した（「表-4.1.2.8 構造強度評価」参照）。
4.(1)	7号機については、地震前の配管の減肉状況の測定が行われていないが、今後、健全性評価に関する最終的な判定を行うまでに適切に測定を実施し、必要に応じて評価に反映すること。	配管減肉測定を実施した結果、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（「4.1.4.1 経年劣化事象の考慮」および添付資料-4-1 参照）。
(2)	疲労評価について、現状では本震のみによる評価となっているが、今後余震の影響も適切に評価に組み込むこと。	余震も考慮した疲労評価を実施した（「4.1.2.3(1)b. 疲労評価」参照）。

表-4.1.4.2 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> <p>1) 静的地震力の設定 2) 床応答スペクトルの拡幅の有無 3) 解析モデルの設定 4) 解析手法 (静的解析、応答スペクトル解析、時刻歴解析等) 5) 減衰定数 6) 損傷許容限界の保守的設定 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)</p>	<p>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、現実の応答に対して十分な裕度を有していることを確認した (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す。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ます。</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す。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ます。</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> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <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、システム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ます。</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>システム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、システム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、システムレベルの点検評価を実施した (「4.2 システムレベルの点検・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、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ます。</p>	<p>応力腐食割れは7号機において確認されていないが、応力腐食割れが確認されている3号機の状態について評価を実施した結果、ひびに対する地震の影響は極めて小さいと類推された (「4.1.4.1(2) 粒界型応力腐食割れ (IGSCC)」および参考資料 2 参照)。</p> <p>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 (「4.1.4.1 経年劣化事象の考慮」および添付資料-4-1 参照)。</p> <p>余震も考慮した疲労評価を実施した (「4.1.2.3(1)b. 疲労評価」参照)。</p>

表-4.1.4.2 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解析などを実施し、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（資料4 添付2参照）。また、得られた知見については公開の場であるWGに報告するとともに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努めている。</p>
II.1.(1)	<p>保安院は、今回、東京電力株式会社が応答スペクトルの拡幅を行わない解析を実施していることに関し、スペクトルに依存する評価を行っているものについては、設備の固有周期などの不確かさについて考察することを解析上の留意事項として掲げている。当委員会としては、この点については、時刻歴解析によるものを含め不確かさについて、適切に考察される必要があると考える。</p>	<p>代表として残留熱除去系配管について床応答スペクトルの拡幅を実施した解析を行い、拡幅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2-4参照）。</p>
II.1.(2)	<p>（前略）東京電力株式会社の中間とりまとめでは、地震荷重（軸力+曲げモーメント）の1次応力に関し、許容応力状態Ⅲ<sub>S</sub>を用いて評価している。この点については、JEAG4601に従い、1次応力+2次応力（地震相対変位）及び疲労（応力集中を含めた地震変動応力による疲労累積係数）等の評価についても、これらによる影響の大きいと考えられる部位については、その他の応力及び疲労の評価と併せて評価基準と比較して確認を行うべきであると考え。</p>	<p>代表設備について、1次応力+2次応力（地震相対変位）及び疲労評価を実施した（「4.1.2.3(1)b. 疲労評価」参照）。</p>
II.1.(3)	<p>（前略）追加点検を実施する際には、地震応答解析により裕度が比較的少ないものを対象としているが、この地震応答解析の対象範囲としては、中間報告の参考資料8「具体的な確認対象設備の選定の考え方」中の(1)及び(2)に示された設備を含めるべきであると考え。その際、配管サポート及び機器サポートに関しては支持構造物（耐震用スナッパー等を含む）について、地震荷重及び副次的な発生荷重と許容荷重を比較して健全性を評価すべきであると考え。</p>	<p>支持構造物（配管支持構造物等）について評価を実施した（「表-4.1.2.8 構造強度評価」参照）。</p>
II.2.	<p>保安院は、柏崎刈羽原子力発電所7号機については、これまでに応力腐食割れ（SCC）は発見されておらず、また、比較的新しいプラントであるため、地震前の配管の減肉状況の測定が行われていないが、今後、健全性評価に関する最終的な判定を行うまでに適切に測定を実施し、必要に応じて評価に反映することを追加指示している。また、疲労評価について、現状では本震のみによる評価となっているが、今後余震の影響も適切に評価に組み込むことを追加指示している。</p> <p>当委員会としても、これらについて、適切に健全性評価に反映させる必要があると考える。</p>	<p>応力腐食割れは7号機において確認されていないが、応力腐食割れが確認されている3号機の状況について評価を実施した結果、ひびに対する地震の影響は極めて小さいと類推された（「4.1.4.1(2) 粒界型応力腐食割れ(IGSCC)」および参考資料2参照）。</p> <p>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（「4.1.4.1 経年劣化事象の考慮」および添付資料-4-1参照）。</p> <p>余震も考慮した疲労評価を実施した（「4.1.2.3(1)b. 疲労評価」参照）。</p>

表-4.1.4.3 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.	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。	配管支持構造物について、観測記録と建屋応答解析の相違が算出値に及ぼす影響について検討した。（添付資料 2-6「7号機原子炉建屋の床の柔性が及ぼす設備解析への影響について」参照）。
2.	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。	配管支持構造物について、原子炉建屋の床の柔性が算出値に及ぼす影響について検討した。（添付資料 2-6「7号機原子炉建屋の床の柔性が及ぼす設備解析への影響について」参照）。
3.	残留熱除去系配管支持構造物（メカニカルスナップのうち 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。 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。	残留熱除去系配管支持構造物について、観測記録と建屋応答解析の相違および原子炉建屋の床の柔性をあわせて考慮した際に、算出値に及ぼす影響について検討した。（添付資料 2-6「7号機原子炉建屋の床の柔性が及ぼす設備解析への影響について」参照）。

表-4.1.4.4 原子力安全・保安院指示に対する対応

	指示事項	対応内容
	平成 20 年 11 月 22 日、原子力安全・保安院（以下「当院」という）は、貴社から、柏崎刈羽原子力発電所 7 号機タービン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ました。 貴社においては、新潟県中越沖地震において発生した変圧器火災以降、同発電所における火災対策の充実を進めていたにも関わらず、本件事案の発生を防止できなかったことは遺憾であり、当院は、貴社に対し、本件火災が発生した原因及び再発防止対策について徹底した検討を行い、速やかに報告することを求めます。 併せて、本件火災の影響を受けた可能性のある機器について、性能等への影響の有無、健全性の確認を行い、報告することを求めます。	火災が発生した原因及び再発防止策について要因分析図に基づき検討を行った。その背景要因を調査した結果、安全管理体制、工事施行要領書、教育およびルールに関する問題点が抽出された。対策としてルールの改善や現場管理の改善などを行うこととした。（参考資料 5「柏崎刈羽原子力発電所 7号機タービン建屋 1 階大物搬入口付近（管理区域）での火災発生にかかる原因および再発防止対策について」参照）。  火災の影響を受けた可能性のある以下の機器について、性能等への影響の有無について健全性確認を行った。 (1)消火栓および避難誘導灯、(2)床面 (3)低圧タービン(A)、(4)エリア放射線モニタ 火災による影響は、交換や補修可能な消火栓等の表示灯や床塗装の一部に限られ、低圧タービン(A)ロータを含めタービン建屋内の機器の性能等への影響は無く、健全性は確保されていると評価した。（添付資料-6「柏崎刈羽原子力発電所 7号機タービン建屋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」参照）。

#### 4.1.4.4 7号機以外で確認された不適合事象に関する点検の状況

7号機以外で確認された主な不適合事象のうち、「点検・評価計画書」対象設備に関する不適合事象は9件であった。

このうち、水平展開を図るべき事象は5件(4件は変圧器関連の不適合、1件は原子炉建屋天井クレーンの不適合事象)であった。7号機においては、現在までに変圧器関連の不適合について水平展開を実施した。一方、原子炉建屋天井クレーンの不適合について原因および対策を検討した結果、7号機の駆動構造は6号機と異なり、7号機では駆動伝達部の損傷が発生する可能性は低いと判断した。水平展開の実施および検討の結果は、以下のとおりである。

##### (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。

7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、杭基礎化を実施した。また、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強化を実施した。

##### (2) 1号機所内変圧器および2、3号機主変圧器の基礎ボルト折損

地震の影響により、1号機所内変圧器(A)および2号機主変圧器、3号機主変圧器において、基礎ボルトの折損が確認され、この影響により2号機主変圧器において絶縁油の漏えいが発生した。

7号機における本事象の水平展開として、主変圧器については、漏油防

止対策として念のため、基礎固定部の強化を実施した。所内変圧器については、基礎固定部の構造が異なり、十分な強度を有していることから対策は不要と判断した。

(3) 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、原子炉建屋天井クレーンは停止している状態であり、走行車輪は電動機側に設置されているブレーキが掛かっている状態であったが、地震動により強制的にクレーンの走行方向（東西方向）の力が発生し、走行車輪に回転しようとする力が作用したため、ブレーキによる電動機側の回転を阻止する力の相反する作用により、走行車輪と電動機の間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。

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



## 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) <u>原子炉本体</u>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <u>原子炉停止余裕試験</u></li> </ul>
(2) <u>原子炉冷却系統設備</u>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <u>主蒸気隔離弁機能試験</u></li> <li>• <u>非常用ディーゼル発電機、高圧炉心注水系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験</u></li> <li>• <u>自動減圧系機能試験</u></li> <li>• <u>タービンバイパス弁機能試験</u></li> <li>• <u>給水ポンプ機能試験</u></li> </ul>
(3) <u>計測制御系統設備</u>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <u>制御棒駆動系機能試験</u></li> <li>• <u>ほう酸水注入系機能試験</u></li> <li>• <u>原子炉保護系インターロック機能試験</u></li> <li>• <u>計装用圧縮空気系機能試験</u></li> <li>• <u>制御棒駆動機構機能試験</u></li> <li>• <u>選択制御棒挿入機能試験</u></li> </ul>
(4) <u>燃料設備</u>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <u>原子炉建屋天井クレーン機能試験</u></li> </ul>
(5) <u>放射線管理設備</u>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <u>非常用ガス処理系機能試験</u></li> <li>• <u>中央制御室非常用循環系機能試験</u></li> </ul>
(6) <u>廃棄設備</u>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <u>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</u></li> </ul>
(7) <u>原子炉格納施設</u>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <u>原子炉格納容器漏えい率試験</u></li> <li>• <u>原子炉格納容器隔離弁機能試験</u></li> <li>• <u>可燃性ガス濃度制御系機能試験</u></li> <li>• <u>原子炉格納容器スプレイ系機能試験</u></li> <li>• <u>原子炉建屋気密性能試験</u></li> <li>• <u>主蒸気隔離弁機能試験</u></li> </ul>
(8) <u>非常用予備発電装置</u>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <u>非常用ディーゼル発電機、高圧炉心注水系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験</u></li> <li>• <u>非常用ディーゼル発電機定格容量確認試験</u></li> <li>• <u>直流電源系機能試験</u></li> </ul>
(9) <u>電気設備</u>	対象なし <sup>※1</sup>
(10) <u>蒸気タービン</u>	対象なし <sup>※1</sup>
(11) <u>補助ボイラー</u>	対象なし <sup>※2</sup>

※1 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

※2 共用設備は5、6号機の系統機能試験にて実施されるため、対象なし

(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っては、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 23 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）。また、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。

##### (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、非常用ガス処理系排風機、原子炉冷却材浄化系主要弁、残留熱除去系の支持構造物等であり、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。また、非常用ディーゼル発電機の基礎部等、一部の機器については、構造強度に影響しないとの評価結果により補修等実施せずに復旧した設備であるが、系統運転時における、ひびの進展等の異常事象の拡大がなく、健全であることを確認した。

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) 試験中に確認された異常（不適合）事象

系統機能試験中に確認された異常（不適合）事象は、

- 1) 非常用ガス処理系機能試験
- 2) 原子炉格納容器漏えい率試験
- 3) 自動減圧系機能試験
- 4) 計装用圧縮空気系機能試験

の4試験で確認された。このうち、設備に係わる不適合事象は、非常用ガス処理系機能試験、原子炉格納容器漏えい率試験で確認された2事象であったが、いずれも地震の影響で発生した事象でないことを確認した。これらの事象、原因について以下に示す。また、その他の2試験で確認された

不適合事象については、いずれも誤記など、運用上の不適合事象であった（添付資料-5-3 参照）。なお、4 件の不適合事象は、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ことから、試験を再開もしくは継続した。

## 1) 非常用ガス処理系機能試験

### a) 事象

非常用ガス処理系排風機(B)の「自動」プッシュボタン（以下「PB」という）の押下により、通常は、「切保持 PB のランプ消灯」、「自動 PB のランプ点灯」、「非常用ガス処理系排風機(B)の起動」の順に移行するものであるが、切保持 PB のランプが点灯したまま、自動 PB のランプが点灯せず、非常用ガス処理系排風機(B)が起動した。また、通常と異なる動作を示したことから、相互診断異常の警報が発生した。

### b) 原因

原因調査のため、再度「自動」PB を押下したところ、PB ランプが正常に動作し、再現性は確認されなかった。また、相互診断異常の警報も正常復帰した。これらの状況から、PB 内部の接点の一部接触していないことが分かったが、再現性がないこと、地震前にも同一型式の PB で本事象が確認されていることから、地震との関連性はなく、一過性の事象と判断した。

## 2) 原子炉格納容器漏えい率試験

### a) 事象

窒素ガスの注入による原子炉格納容器の昇圧中に、高圧炉心注水系 (B) 系および (C) 系の圧力が上昇した。また、本来ならば試験中は系統圧力を監視する「高圧炉心注入系系統圧力低」警報が継続して発生した状態となるべきところ、系統圧力の上昇に伴い警報が復帰した。

## b) 原因

原子炉格納容器内の圧力上昇により原子炉圧力容器内の水が加圧され、高圧炉心注水系注水隔離弁からシートパスし、高圧炉心注水系へ流れ込んだためと推定される。当該弁は仕切り弁であるため、構造上、低背圧時のシートパスを完全に防ぐことは困難であり、当該事象は地震発生前にもたびたび確認されている。また、当該弁は、弁間のリークテストにより、規定圧力でのシート機能が健全であることを確認していることから、当該事象は仕切り弁の構造上発生するシートパスであり、地震の影響によるもの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。

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

また、本不適合事象の対応として、当該メーカーが過去に作成・改造した許認可



解析に用いている主プログラムおよび補助プログラムについて、当該メーカーが適切な方法で検証していることを確認した。

※ 設備健全性評価サブワーキンググループ（第7回）において、独立行政法人原子力安全基盤機構で実施した配管の構造強度評価結果の一部が報告され、その内容が当社の報告していた結果と異なっていたため、当社の結果を再確認したところ、評価結果の一部が誤っていたことを確認した（参考資料3）。

## 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2,229人、非破壊試験（目視点検を除く）要員延べ542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 当該設備または機器点検の経験年数が3年以上であること。経験年数が3年未満の場合は、目視点検に関する教育を行い、結果を報告されていること。
- 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、設備所管グループにより以下の項目が確認され適切な力量管理が行われていることを品質安全部門および社外機関が抜き取りにより確認した。

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 Z 2305 「非破壊試験－技術者の資格及び認証」にて非破壊試験員に要求される近方視力の確認が行われていること。

② 当該設備または機器点検の経験年数が3年以上であること。経験年数が3年未満の場合は、目視点検に関する教育を行い、結果が設備所管グループに報告されていること。

③ 「各機器について想定される損傷及び損傷に対する点検方法」を確認した者が従事していること。

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

① 放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、渦流探傷試験など資格を必要とする非破壊試験を実施する場合には、原則として日本工業規格 JIS Z2305 「非破壊試験－技術者の資格及び認証」に定める非破壊試験技術者資格 NDT レベル 2 以上もしくは日本非破壊検査協会認定資格 NDI 2 種以上の資格を有する者、またはその者が所属する社内認定制度の NDT レベル 2 以上もしくは NDI 2 種相当以上の資格を有する者がこれにあっていること。

## (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ー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 メーカー設計者によるレビューおよび設備所管グループによる審査・承認後、点検記録の確認を行った。
- ② 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。
- ③ 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。

なお、設備点検における予め計画する追加点検のうち、建屋貫通部に施設される配管・サポート点検において一部未点検であった箇所を確認<sup>※1</sup>

したため、これらの箇所について直ちに点検を実施し、点検の結果、異常がないことを原子力安全・保安院（平成21年2月3日）へ報告をした。

また、本不適合事象の対応として、品質安全部門は設備所管グループが実施する対策<sup>※2</sup>の実施方法が適切に実行されていることの確認を行う。

さらに、今後も品質保証活動に係る改善に努めていく。

※1 原子力安全・保安院による、柏崎刈羽原子力発電所6号機の立入検査において、点検箇所数の一部に不整合が生じていることの指摘を受け、同発電所の7号機に同様の不整合が生じていないか確認したところ、建屋間の貫通部2箇所が未点検であったことを確認した。

※2 「柏崎刈羽原子力発電所6、7号機中越沖地震後の設備健全性点検における一部未点検に対する原因と対策」（参考資料7）

## 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、システムレベルの点検・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。

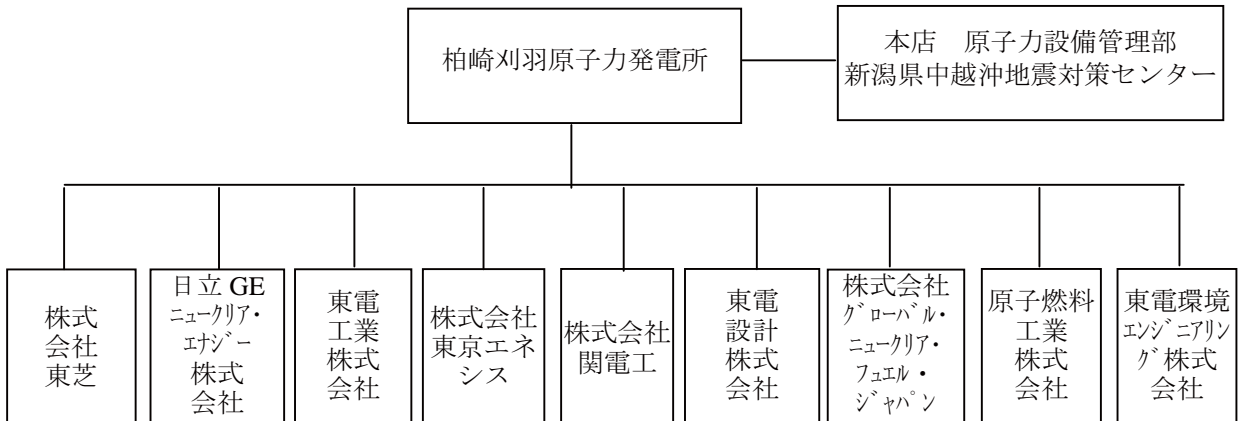


図-6.1 点検・評価体制

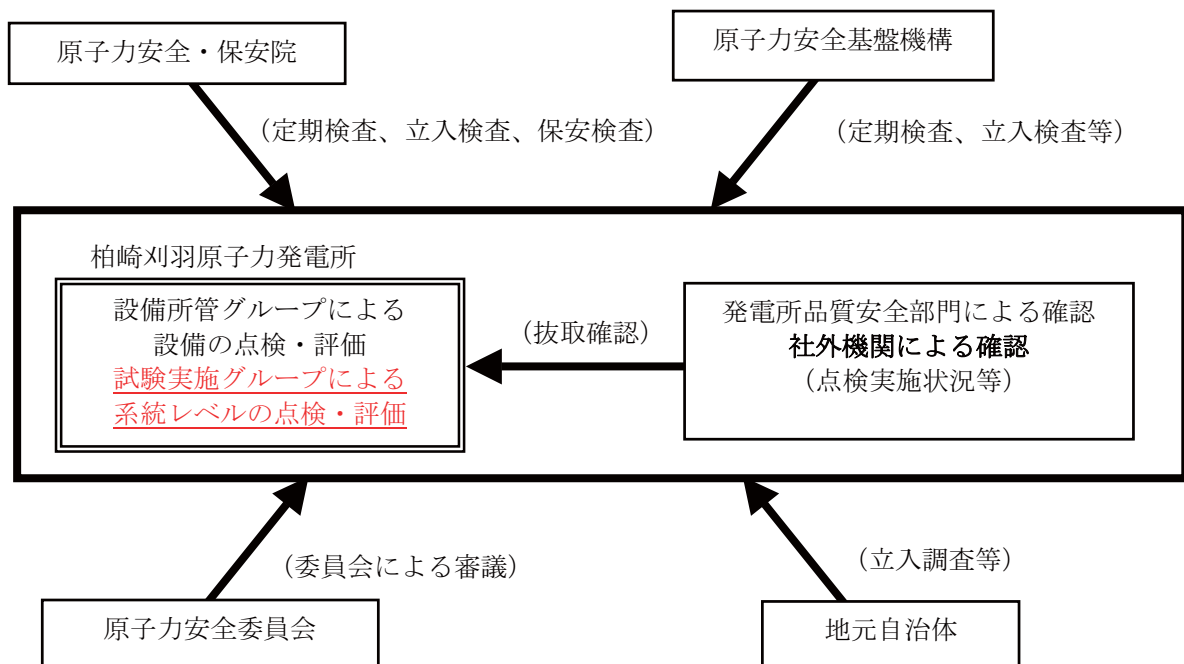


図-6.2 第三者による点検・評価の確認体制

## 7. 評価のまとめ

柏崎刈羽原子力発電所7号機は、本地震後の設備健全性評価を行うにあたり、原子炉施設保安規定に基づき定めた特別な保全計画に従い、機器レベル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・評価では、点検対象である 1,362 機器に設備点検を実施した結果、地震の影響による異常<sup>※1</sup>を 29 機器に確認した。また、42 機器に通常の点検時にみられる経年的な劣化事象を確認したが、地震の影響によるものでないと判断した。

※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、ここでは評価した結果、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。

地震の影響による事象を確認した 29 機器のうち、9 機器に構造強度や機能維持に影響を与えると考えられる異常を確認した。これらは機器に重大な損傷をもたらしたものでなく、かつ原子炉安全を阻害する可能性の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 動的機器内部構造物の接触事象（7 機器）

- 主タービン（高圧、低圧(A)(B)(C)）の内部構造物の接触・損傷等
- スラスト軸受磨耗検出装置(A)(B)(C)の損傷

### ② 部品等のずれ、こすれ、損傷等（2 機器）

- 原子炉建屋クレーン
  - ・ ケーブルベア車輪の脱落
- 燃料取替機
  - ・ 走行駆動用のシャフトカップリング部のボルト折損
  - ・ 伸縮管ガイドレールの締め付け用皿ネジの折損

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を完了している。

なお、上記 42 機器に確認された経年的な劣化事象についても、通常の保全作業で実施しているような部品の取替、補修、手入れにより復旧を完了している。

地震応答解析については、構造強度評価 98 件および動的機能維持評価 36 件を終了し、すべて評価基準値を下回っていることを確認した。

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

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

なお、今回の特別な保全計画における設備点検で得られた「基礎ボルト建設時施工目標値からのトルクの低下」、「基礎部の微細なひび」および「支持構造物の軽微な異常」等の知見については、保全プログラムへの反映等を実施する。



## 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	各機種の点検結果
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	疲労評価における繰返し回数の算出について
添付資料-2-2	7号機制御棒挿入事象について
添付資料-2-3	設計時の地震応答解析における地震力の <u>審与</u> について
<u>添付資料-2-4</u>	耐震裕度に関する検討について
<u>添付資料-2-4-1</u>	残留熱除去系配管による解析保守性の確認
<u>添付資料-2-4-2</u>	応力係数の保守性の <u>評価</u> （主蒸気系配管管台部）
<u>添付資料-2-4-3</u>	原子炉補機冷却 <u>水</u> 系配管による解析手法の保守 <u>性</u> 評価
<u>添付資料-2-4-4</u>	基礎ボルト解析の保守性評価
<u>添付資料-2-4-5</u>	<u>4号機</u> 配管レストレイント部摺動痕の評価
<u>添付資料-2-4-6</u>	破損限界に対する保守的設定
添付資料 2-5	建屋応答解析と地震観測波の相違が及ぼす設備解析への <u>影</u> <u>響</u> について
添付資料 2-6	7号機原子炉建屋の床の柔性が及ぼす設備解析への影響に ついて
添付資料-3-1	柏崎刈羽原子力発電所第7号機 新潟県中越沖地震後の設 備健全性に係る総合評価
添付資料-3-1-1	コンクリートの微細なひび割れ確認事象について
添付資料-3-1-2	基礎ボルトの建設時施工目標値からのトルク低下事象につ いて
添付資料-3-1-3	支持構造物で確認された事象の概要について

添付資料-3-2-1	主タービンに確認された事象の概要について
添付資料-3-2-2	主発電機に確認された事象の概要について
添付資料-3-2-3	主変圧器で確認された事象の概要について
添付資料-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）
<u>添付資料-5-1</u>	<u>系統機能試験結果一覧</u>
<u>添付資料-5-2</u>	<u>重点的に確認する項目の確認結果一覧</u>
<u>添付資料-5-3</u>	<u>系統機能試験中に確認された異常（不適合）事象の評価一覧</u>
<u>添付資料-5-4</u>	<u>系統健全性の評価結果一覧</u>
<u>添付資料-6</u>	<u>柏崎刈羽原子力発電所7号機 タービン建屋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</u>

## 9. 参考資料

参考資料 1 [柏崎刈羽原子力発電所 7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 2 柏崎刈羽原子力発電所 3号機  
原子炉再循環系配管のひび部の点検・調査結果について

参考資料 3 当社原子力発電所における配管の構造強度評価の結果の一部誤りに関する再評価結果および原因と再発防止対策の概要

[参考資料 4 軽油タンクと移送ラインの点検結果について](#)

[参考資料 5 柏崎刈羽原子力発電所 7号機 タービン建屋 1 階大物搬入口付近（管理区域）での火災発生にかかる原因および再発防止対策について](#)

[参考資料 6 7号機に係る不適合事象の処理状況について](#)

[参考資料 7 柏崎刈羽原子力発電所 6、7号機中越沖地震後の設備健全性点検における一部未点検に対する原因と対策](#)

## 10. 参考文献

- 1 耐震設計高度化調査 原子炉建屋・機器の水平・上下応答評価法の調査報告書、(財)原子力発電技術機構、平成13年3月
- 2 配管系設計用減衰定数適正化に関する検討、(社)日本電気協会、第9回機器・配管検討会資料 No.9-3-2-2(5)、平成18年5月12日
- 3 クレーン類の設計用減衰定数に関する検討、(社)日本電気協会、第9回機器・配管検討会資料 No.9-3-2-2(2)、平成18年5月12日
- 4 水平・上下地震動に対する設計用減衰定数の改定について、(社)日本電気協会、第9回機器・配管検討会資料 No.9-3-2-2(1)、平成18年5月12日
- 5 許容応力規定の比較(JSME 設計・建設規格と JEAG4601 改定案)、(社)日本電気協会、第20回機器・配管検討会資料 No.20-4-1、平成18年12月27日
- 6 水平・鉛直地震動に対する動的機器の地震時機能維持評価法の改定案について、(社)日本電気協会、第15回機器・配管検討会資料 No.15-4-4-2、平成18年9月11日
- 7 沸騰水型原子力発電所 ハフニウム型制御棒について (改良型 BWR 炉心用)、(株)日立製作所、HLR-047 訂2、平成18年12月

[8 Investigation on Ultimate Strength Evaluation of Snubber in Piping System of Japanese NPP, Eiichi Yamazaki & Nobuyuki Kojima, SMiRT19, 2007](#)