

柏崎刈羽原子力発電所6号機

新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る  
点検・評価報告書

平成21年6月23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 6号機での観測結果.....	4
2.4 6号機の状況.....	5
3. 本報告書の概要.....	6
3.1 点検・評価に関する基本的な考え方.....	6
3.1.1 機器レベルの点検・評価.....	6
3.1.2 系統レベルの点検・評価.....	7
3.2 機器レベルの点検・評価結果の概要.....	9
3.3 系統レベルの点検・評価結果の概要.....	10
4. 機器レベル, 系統レベルの点検・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 地震応答解析について.....	21
4.1.3 総合評価.....	57
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.....	91
4.2.1 系統機能試験.....	91
4.2.2 系統健全性の評価.....	96
5. 品質保証.....	97
5.1 品質保証活動.....	97
5.2 力量管理.....	98
5.2.1 点検者の力量管理.....	98
5.3 社内品質安全部および社外機関による確認.....	99
5.3.1 点検者の力量確認.....	99
5.3.2 点検実施状況の確認.....	100
6. 点検評価の実施体制.....	103
7. 評価のまとめ.....	104
8. 添付資料.....	106
9. 参考資料.....	108
10. 参考文献.....	109

## 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 6 号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価計画書」（以下、「点検・評価計画書」という）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。

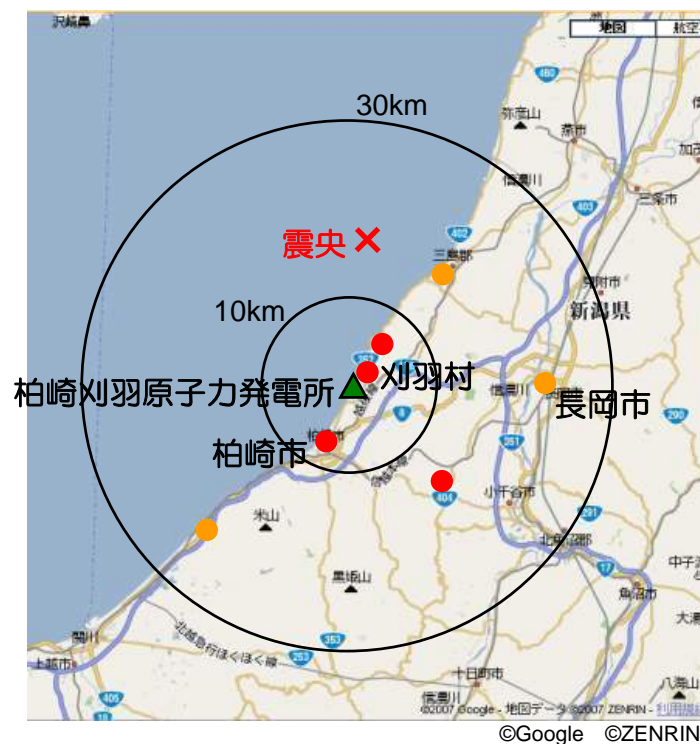


図-2.1.1 平成 19 年新潟県中越沖地震の震央と柏崎刈羽原子力発電所の位置

### 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。

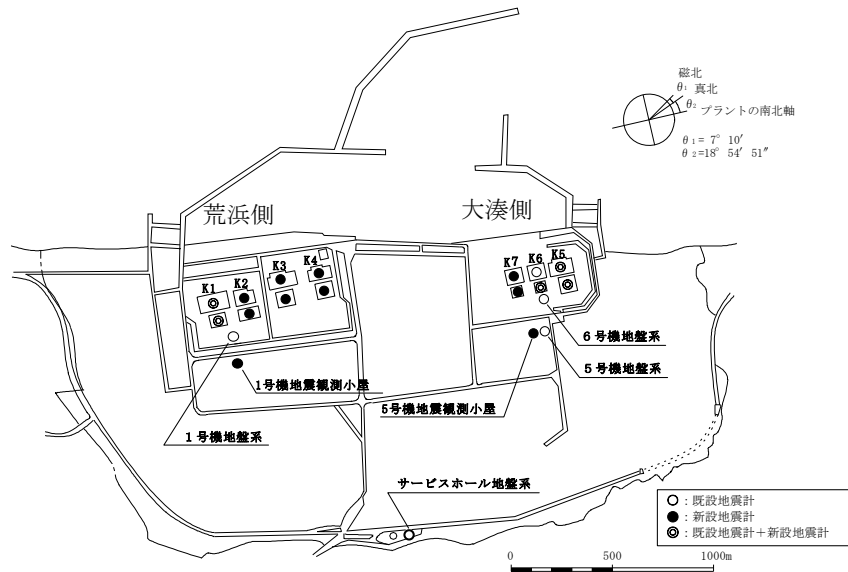


図-2.2.1 柏崎刈羽原子力発電所における地震観測点の配置

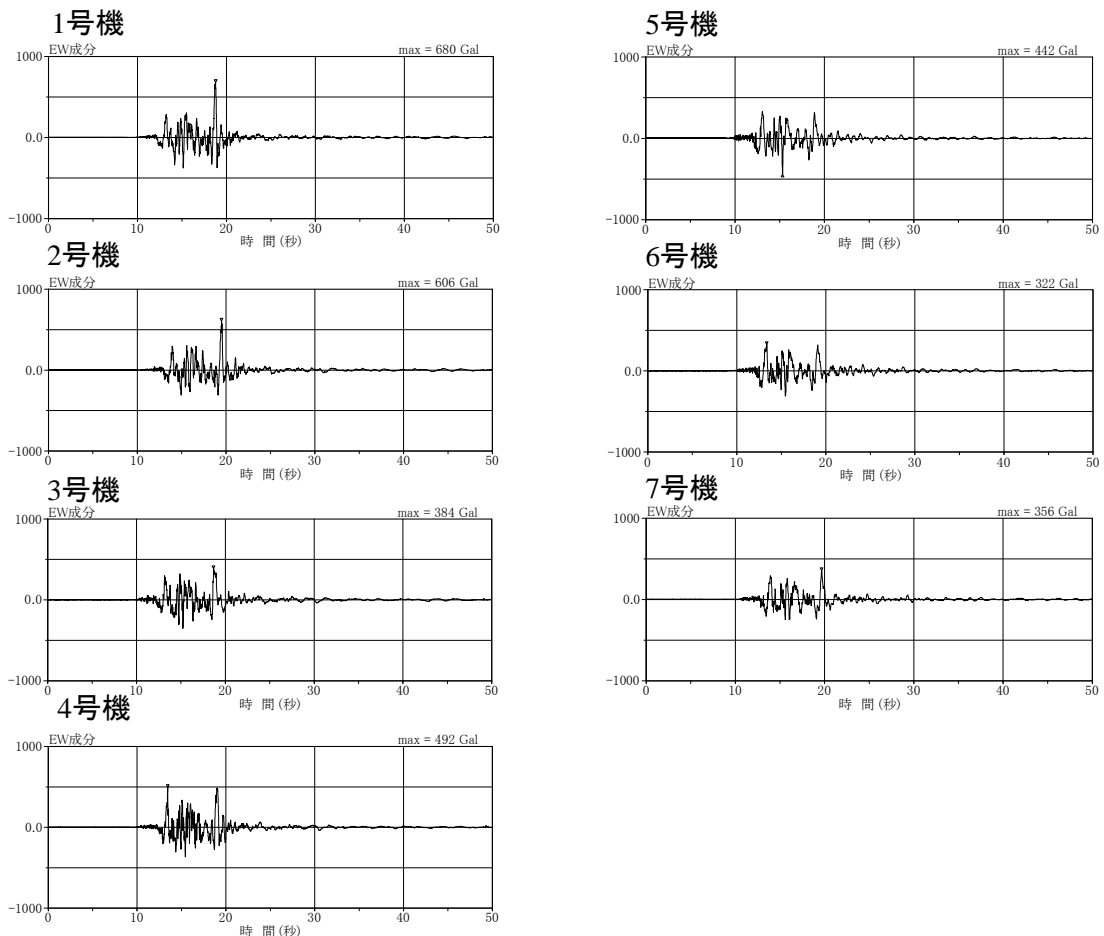


図-2.2.2 原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形（東西方向）

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

※1 静的水平地震力は、 $3C_i = 0.48G$

※2 スクラム設定値：水平方向 120gal, 上下方向 100 gal

※3 上下方向については、( )内の値を静的設計で用いている。

### 2.3 6号機での観測結果

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

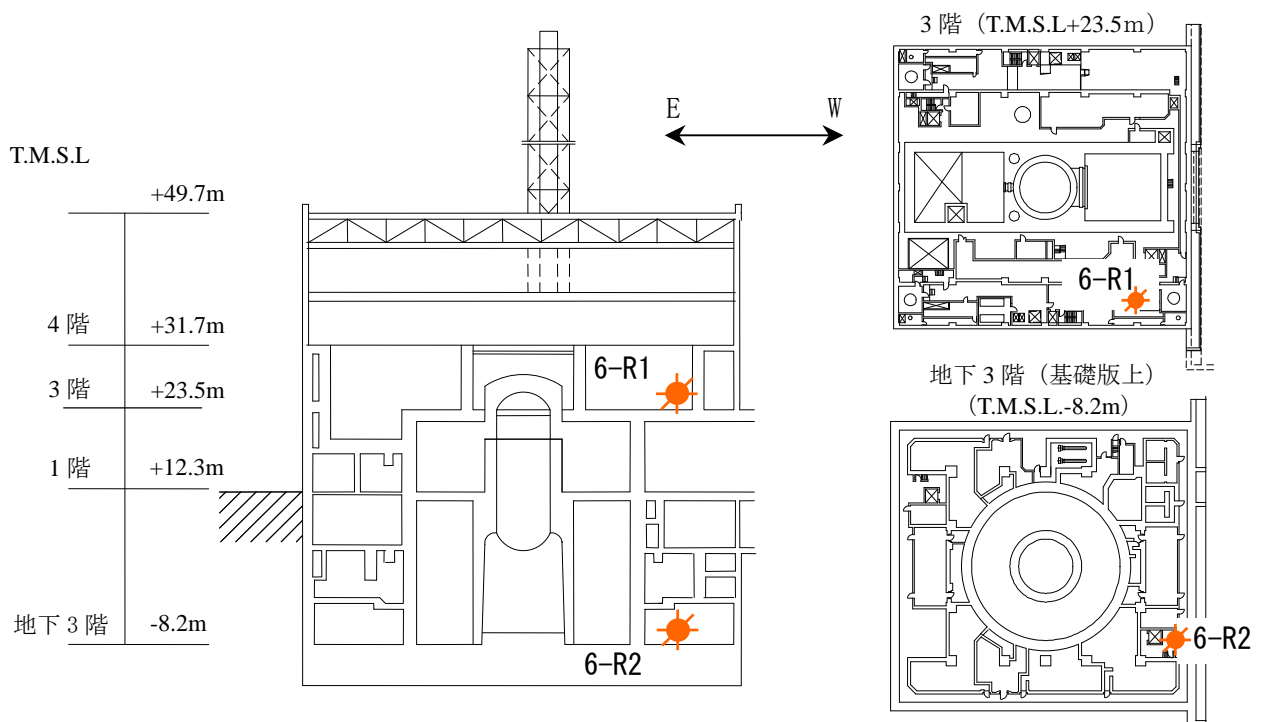


図-2.3.1 6号機原子炉建屋地震計配置図 (赤星部)

図-2.3.1の6-R2での計測波形

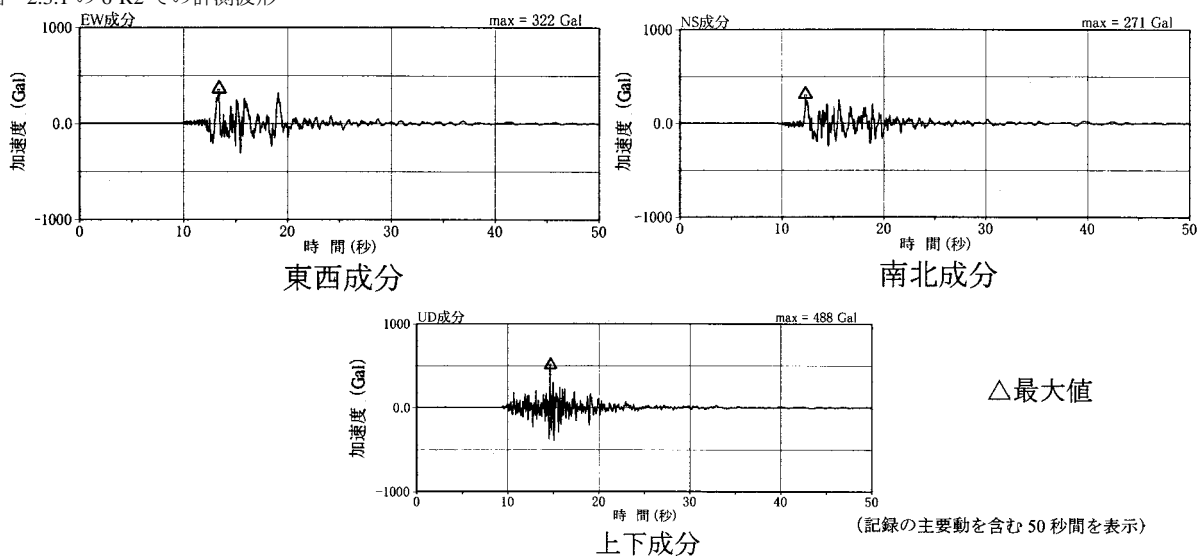


図-2.3.2 6号機 原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形

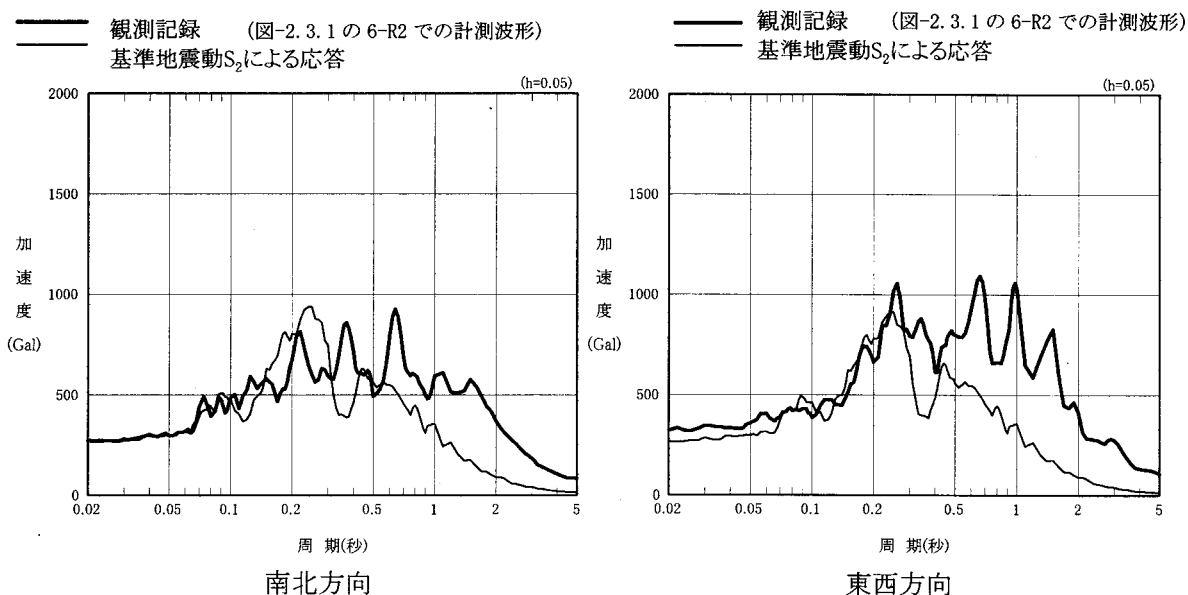


図-2.3.3 6号機 原子炉建屋基礎版上の加速度応答スペクトル

## 2.4 6号機の状況

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

また、タービン本体の組込は完了していた。プラントは、地震波が到達した後も冷温停止状態を維持した。

### 3. 本報告書の概要

#### 3.1 点検・評価に関する基本的な考え方

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

##### 3.1.1 機器レベルの点検・評価

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

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

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

点検・評価に関しては、以下の基本的な考え方に従った（図-3.1.1 参照）。

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



### 3.1.2 系統レベルの点検・評価

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

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

なお、系統機能試験は、試験に係わる設備の健全性が、機器レベルの点検・評価によって確認された後に実施した（図-3.1.1 参照）。

## 機器レベルの点検・評価

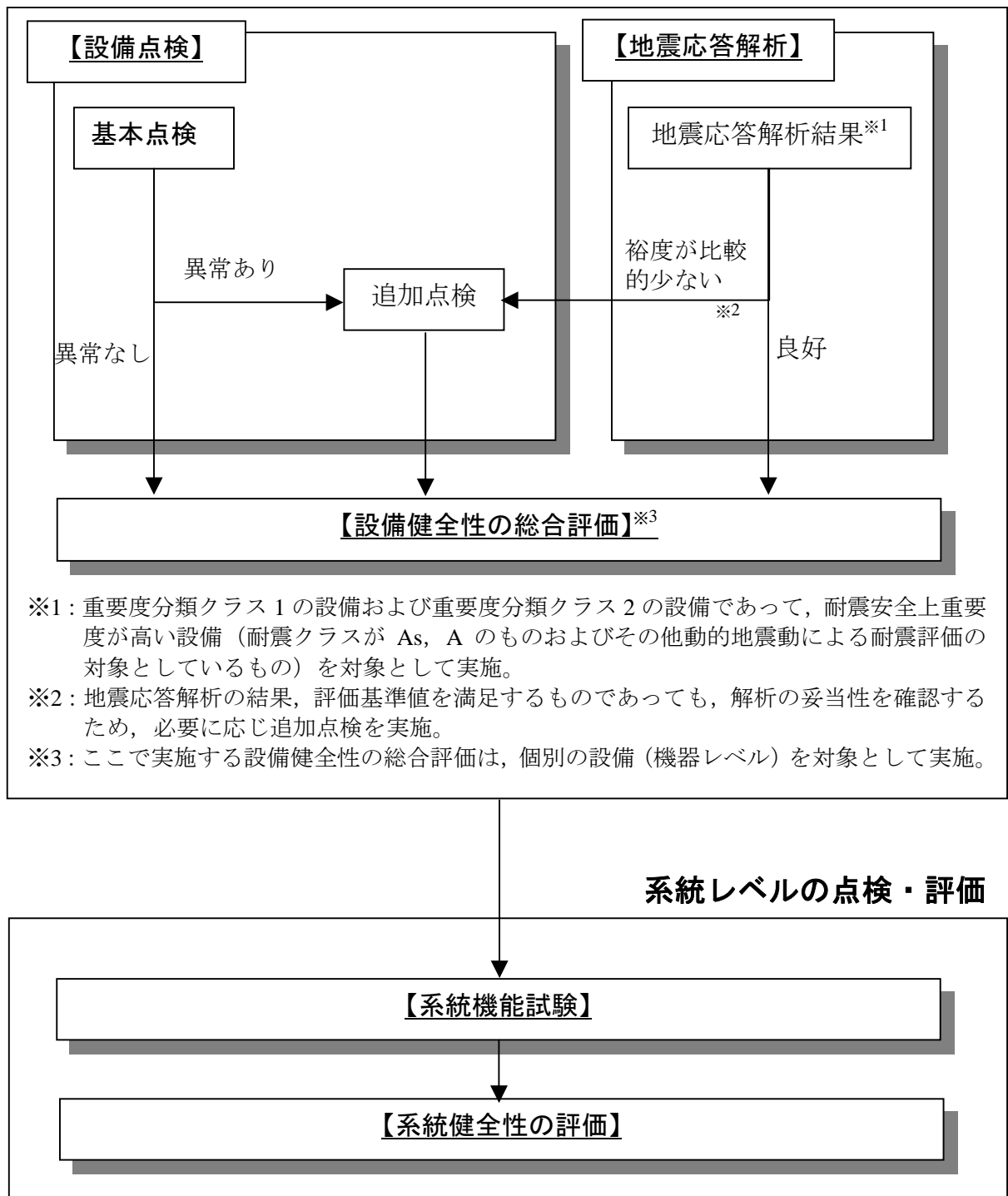


図-3.1.1 点検・評価の全体フロー

### 3.2 機器レベルの点検・評価結果の概要

機器レベルの点検・評価については、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6号機新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価に関する報告書（機器レベルの点検・評価報告）」（平成21年1月28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76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（35機器）、経年的な劣化事象（41機器）を確認した

との評価結果を得ている。

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。これらの点検において、残留熱除去系主要弁のシートパス等<sup>※1</sup>新たな異常が確認された。

新たに確認した機器の異常（不適合）を含め、異常が確認された設備については、所内蒸気系配管の一部<sup>※2</sup>を除き、補修、取替等を実施し、復旧を完了している。

以上より、原子炉の蒸気発生前までに実施するすべての設備点検を完了した。

※1 詳細については添付資料1-3を参照のこと

※2 当該箇所は、原子炉停止時暖房用のラインの一部であり、系統上バイパスラインでの運用が可能であり、系統機能に影響を与えない。また、当該箇所について閉止処置を施しており、安全面も確保されている。

### 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 26 項目の試験を実施し，すべての試験において技術基準を満足していることを確認した。また，地震の影響に特に注意する観点から，地震前の試験結果との比較等を行った結果，流量，温度，その他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ものも点検対象とした。

上記の選定の結果，設備点検の対象設備として，1,538 機器（このうち原子炉安全上重要な機器は 618 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)
		41)	再結合装置
		42)	電気ヒータ
		43)	ボイラ
		44)	特殊フィルタ
		支持構造物等	
		45)	基礎ボルト
		46)	支持構造物

※ 6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（10 機種 12 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 各機種の設備点検結果」参照）。

### a. 動的機器

動的機器は、立形ポンプ、ファン等の機器であり、回転機能および水力性能等が要求されている。

地震力によるこれら機能の喪失要因としては、軸受、ロータなど各部材の損傷、変形が想定される。これらの損傷の検出には、外観による目視点検や作動試験が有効と考えられるため、基本点検として目視点検等を計画し、さらに、基本点検により異常が確認された場合には、分解点検等の追加点検を計画した。

① 基本点検：目視点検、作動試験、漏えい試験 等

② 追加点検：分解点検 等

なお、作動試験等の実施にあたっては、定期事業者検査等における作動試験の判定基準を用いることを基本としたが、診断技術の活用<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機器  
（主変圧器等）

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

- ・ 駆動源が蒸気である等の理由により，プラント停止中に作動試験の実施が困難な設備（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）



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	メカニカルスナッパ	低速走行試験
g.変圧器	【Ⅰ】構造が複雑でかつ性能に対する地震力の影響が懸念される機器	主変圧器等	分解点検

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

※2 解析結果等を考慮し、代表を選定して実施

#### 4.1.1.3 各機種設備点検結果

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

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

#### (1) 基本点検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 1,538 機器に対して、適切な点検を選定して実施した（表-4.1.1.3 参照）。

基本点検の結果、異常（不適合）が確認されたものは、77 機器\*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（52 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（25 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-4.1.1.4 参照）。

※ その他、異常（不適合）が確認された、3 機器については、「(2) 予め計画する追加点検」参照

表-4.1.1.3 基本点検実施数

点検種別	対象機器数 (全 1,538 機器中)	左記のうち 原子炉安全上重要な機器 (全 618 機器中)	備考
目視点検	1,538*機器	618 機器	点検完了
作動試験・機能試験	1,144 機器	433 機器	点検完了
漏えい確認	719 機器	352 機器	点検完了

※ 一部代替点検を実施

表-4.1.1.4 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	25 機器	8 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満足している。

(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

(a) 機種および建屋ごとに代表機器を選定し実施した分解点検

機能上影響のない微細な傷等の有無を確認するため、念のためポンプ、弁、ファン等の分解点検を実施した結果、原子炉冷却材再循環ポンプMGセット（A）用発電機において発電機用軸受のオイルリングにねじれ量の許容値逸脱等の経年劣化事象は確認されたが、他の代表機器の固定子、回転子、羽根車、軸および軸受等の内部部位には地震影響による損傷は確認されなかった。

(b) 駆動源が蒸気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、主タービンでは、翼（動翼と静翼）と車軸に接触痕・傷等

損傷等を確認し、また、主発電機では、軸受けメタルに回転子シャフトとの軽微な接触キズ等のあることを確認した。

## b. 配管の追加点検

### (a) 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>等）、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

### (b) 建屋間貫通部に施設される箇所

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

※ 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

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

保温材を取外した状態での目視点検（維持規格 VT-3 等）を実施した結果、異常は確認されなかった。

## c. 復水器等の追加点検

復水器（C）において、非破壊試験を実施した結果、器内混合ドレン配管のサポート溶接部近傍に運転中の疲労による損傷を確認した。また、復水器では、地震影響による整流板の浮き上りおよび変形が確認された。

また、湿分分離加熱器においては溶接部の浸透探傷の結果、経年的な事象が原因である指示模様が確認された。

**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 10 箇所については、浸透探傷試験を実施し、異常のないことを確認した。また、原子炉停止時冷却材出口ノズルセーフエンド（N10A）については、超音波探傷試験を実施し、異常のないことを確認した。

**e. 基礎部の追加点検**

すべての基礎部について基本点検である目視点検、打診試験を実施した結果、基礎およびグラウト部に微細なひびは確認されたものの、その他の異常は確認されなかった（「4.1.1.3 各機種 of 設備点検結果」参照）。

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

**f. 支持構造物等の追加点検**

**(a) 建屋間貫通部に施設される配管近傍のサポート等**

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

**(b) メカニカルスナッパ**

設計時の評価で比較的裕度の小さいメカニカルスナッパについて、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ッパについても、低速走行試験をあわせて実施した。

その結果、内部ボールネジの固着したメカニカルスナッパが 3 台確認された。分解点検の結果から、グリースの経年劣化が原因であり、地震の影響ではないと評価した。

g. **変圧器の追加点検**

主変圧器および所内変圧器の内部目視点検を実施した結果、巻線部の絶縁物の一部に、地震の影響によるものと思われるズレが確認された。また、主変圧器において、地震の揺れにより放圧装置に加わる圧力が変動し放圧弁が動作したことによる油漏れが確認された。

## 4.1.2 地震応答解析について

### 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

###### (a) 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。

#### (b) タービン建屋およびコントロール建屋の応答加速度

タービン建屋およびコントロール建屋(7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 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)

6号機原子炉建屋、タービン建屋およびコントロール建屋の配置図を図-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周波数応答解析で実施する。解析は水平方向および上下方向について実施した。建屋・機器連成応答解析モデルを図-4.1.2.4に示す(水平方向についてはNS方向を例示)。これらのモデルのうち建屋側については設計時から一部見直しが考慮されており、耐震・構造設計小委員会にて審議されている。(表-4.1.2.2 参照参照)

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，設計時の応力に乘じるにより算出値を求め，評価基準値と比較した。

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

b. 設計時と同等の評価

設計時と同等の評価を行い算出値を求め，評価基準値と比較した。

配管系は，スペクトルモーダル解析法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、その加速度が評価基準値以下であることを確認した。なお、評価基準値としては、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（機能確認済加速度）を用いた。

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。また、ポンプ、ポンプ駆動用タービン、ファンおよび非常用ディーゼル発電機の上下方向については、内部品の浮き上がりによる非線形特性を考慮する必要のない限界値（1.0G,  $G=9.80665\text{m/s}^2$ ）を評価基準値とした。（参考文献 6 参照）

制御棒の地震時挿入性（制御棒およびチャンネルボックスの健全性）については、6号機は本地震時には停止中であり制御棒は全挿入されていたが、運転中のプラントと同様に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、6号機は本地震時には停止中であったため、設計時に考慮していた機械的荷重のうち実際には作用していないものがあり、それらについては本評価に反映した（下記 a）。さらに、原子炉压力容器内の核計装装置、原子炉建屋クレーン、燃料取替機については、本地震時の状態を評価に反映した（下記 b）。

##### a. 機械的荷重に対する考慮

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

##### b. 本地震時の状態を評価に反映した設備

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

### 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	・・・97 設備
動的機能維持評価	・・・37 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、全ての対象設備で評価基準値以下であることを確認した。

原子炉隔離時冷却系配管の支持構造物（メカニカルスナッパ）については、算出値は設計荷重（定格荷重の 1.5 倍）を超えるが、詳細評価により評価基準値を試験により確認された実耐荷重:20kN（参考文献 8 参照）とすることにより、算出値が評価基準値を満足することを確認した。

なお、表-4.1.2.8 に記載した発生応力にて評価を行うものについては、小数点第 1 位を切上げた。

##### 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。

原子炉圧力容器 - 原子炉格納容器間の地震時の相対変位も含め地震による 1 次+2 次応力が厳しくなると想定される設備として、主蒸気系配管、原子炉圧力容器ノズルより低圧注水ノズル（N6 ノズル）、建屋間（原子炉建屋～タービン建屋）を渡る配管の代表として原子炉補機冷却水系配管および給水系配管を選出した。疲労評価では、設備の 3 方向同時時刻歴応答解析にもとづき、本震による等価繰返し回数と疲れ累積係数を算定し、設計時の疲労評価で用いた等価繰返し回数（60 回）の保守性を評価した（添付資料-2-1 参照）。また、あわせて設計時に用いた等価繰返し回数 60 回における疲労評価も実施した。

評価結果を表-4.1.2.10 および表-4.1.2.11 に示す。3 方向同時時刻歴応答解析にもとづいて算出した地震による等価繰返し回数は、建設時に用いた 60 回に対し、1 オーダー小さく、疲れ累積係数も設計時の運転状態 I・II における疲れ累積係数に比べ十分小さい。また、設計時に用いた等価繰返し回数 60 回で疲れ累積係数を算定した結果においても評価基準値を満足することを確認した。以上より、本地震による疲労への影響は僅かであることを確認した。

余震による疲労への影響を把握する目的で、JEAG4601-1987 に示されるピーク応力法にもとづき、本震に加え余震を考慮した時の影響を検討した（添付資料-2-1 参照）。結果、余震による疲れ累積係数は、運転状態 I・II および本震による疲れ累積係数の総和に比べて無視できる程小さいことを確認した。

また、地震による 1 次+2 次応力または繰返しピーク応力強さについて、表-4.1.2.10 は 3 方向同時時刻歴応答解析による評価結果であるのに対して、表-4.1.2.11 は本報告書の構造強度評価で用いた評価方法と同じ（簡易評価、スペクトルモーダル解析等）である。3 方向同時時刻歴応答解析で求めた値のほうが小さくなることから、本報告書の構造強度評価で用いた解析および各方向の応答の組合せについては保守的であることが確認できた。

### (3) 動的機能維持評価結果

動的機能維持の評価結果を表-4.1.2.12 に示す。各機器の応答加速度は、いずれも評価基準値以下であることを確認した。

6 号機は本地震時には停止中であり制御棒は全挿入されていたが、運転中のプラントと同様に本地震による燃料集合体の相対変位を求め、試験により挿入性が確認された相対変位以下であることを確認し、制御棒の地震時挿入性に問題のないことを確認した。

#### 4.1.2.4 まとめ

地震応答解析について、全ての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。

本地震の現実的な等価繰返し回数および疲れ累積係数を時刻歴応答解析により算出することにより、設計時の疲労評価の条件が十分に保守的であることを確認した。あわせて、本報告書の構造強度評価で用いた解析および各方向の応答の組合せについて、時刻歴応答解析を用いて評価したより現実に近い応答に対して十分保守的であることが確認できた。

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

表-4.1.2.1 柏崎刈羽6号機 As, Aクラス主要設備一覧

		As, Aクラスの定義	主要設備
As	i	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器</li> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリに属する系統<sup>*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張なし	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(クラス1，クラスMC)に適用
現実の運転状態の反映*	
①制御棒駆動系配管：制御棒挿入による機械的荷重なし	
②主蒸気系配管：主蒸気逃がし安全弁の吹出しによる機械的荷重なし	
③原子炉建屋クレーン：吊り荷荷重なし，本地震時のクレーン位置を反映	
④燃料取替機：本地震時の燃料取替機位置を反映	
⑤原子炉圧力容器内の核計装装置：本地震時の温度を反映	

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

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

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

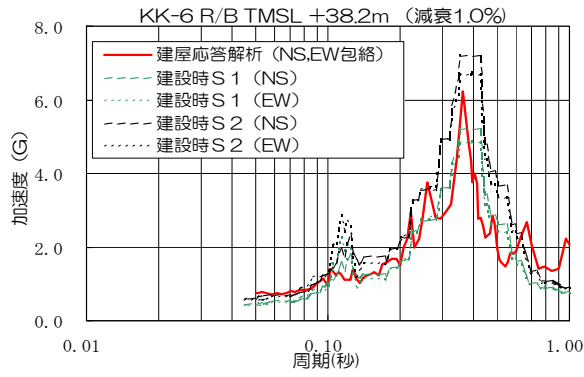


図-4.1.2.1 (1) 天井クレーン階 (TMSL+38.2m)

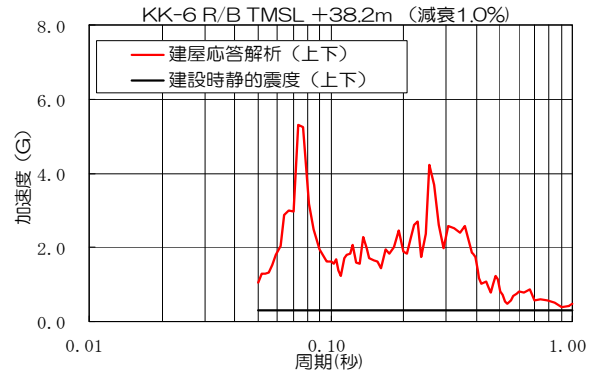


図-4.1.2.1 (2) 天井クレーン階 (TMSL+38.2m)

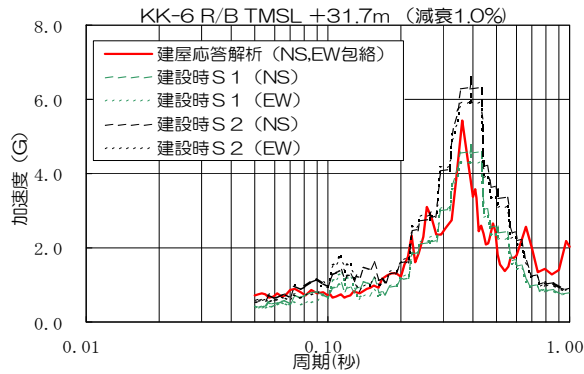


図-4.1.2.1 (3) 4階 (TMSL+31.7m)

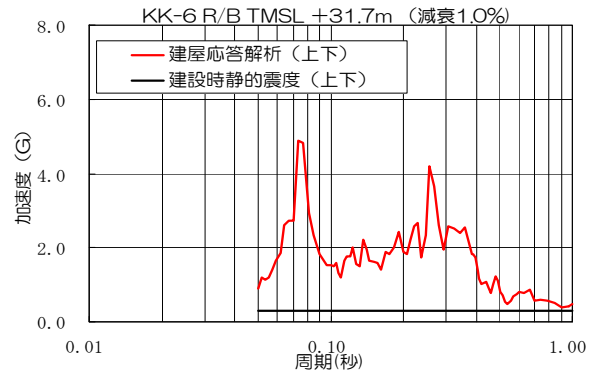


図-4.1.2.1 (4) 4階 (TMSL+31.7m)

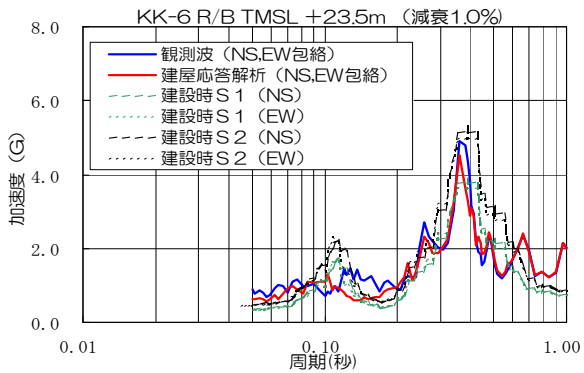


図-4.1.2.1 (5) 3階 (TMSL+23.5m)

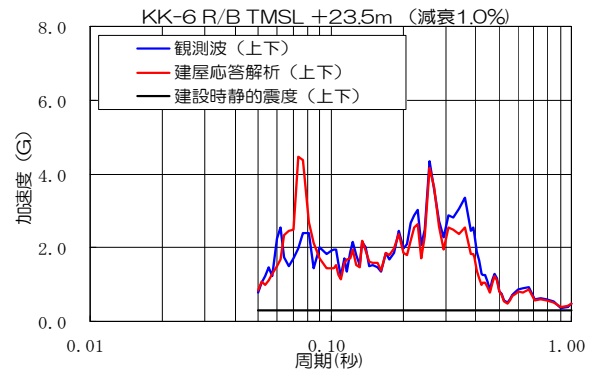


図-4.1.2.1 (6) 3階 (TMSL+23.5m)

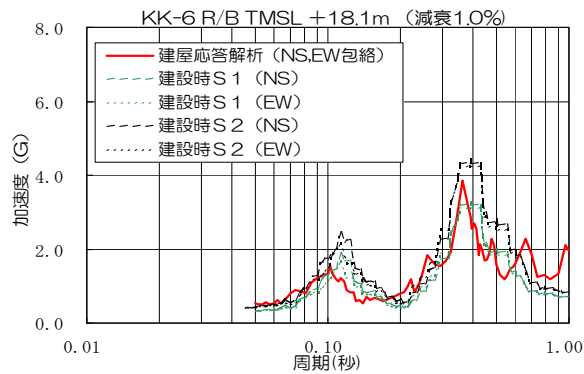


図-4.1.2.1 (7) 2階 (TMSL+18.1 m)

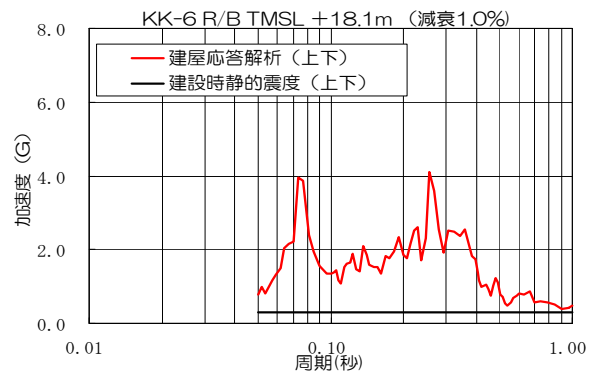


図-4.1.2.1 (8) 2階 (TMSL+18.1 m)

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%)

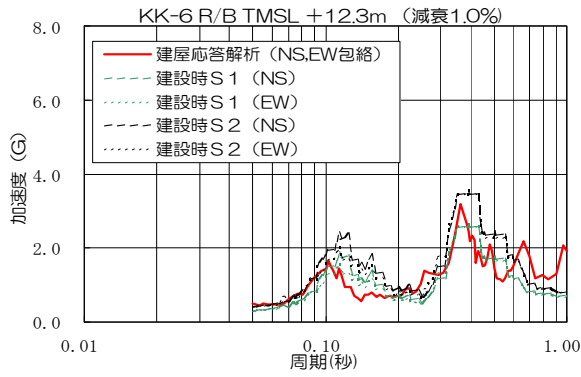


図-4.1.2.1 (9) 1階 (TMSL+12.3m)

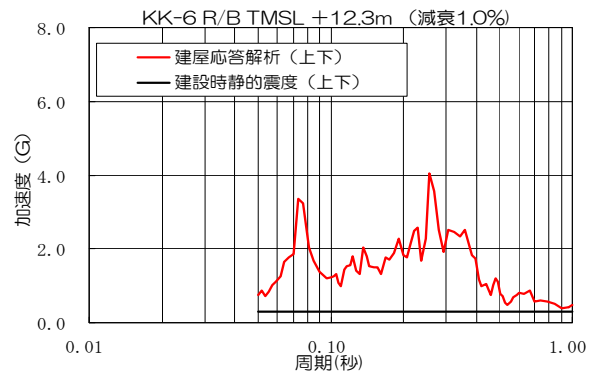


図-4.1.2.1 (10) 1階 (TMSL+12.3m)

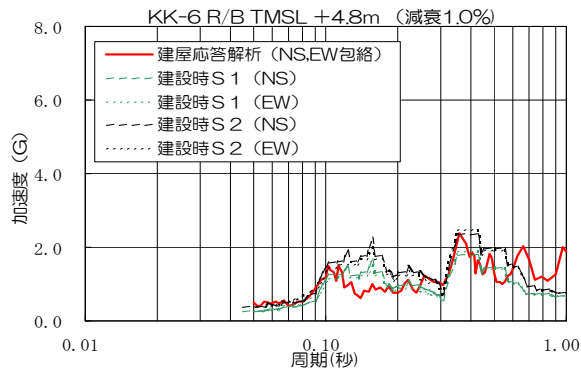


図-4.1.2.1 (11) 地下1階 (TMSL+4.8m)

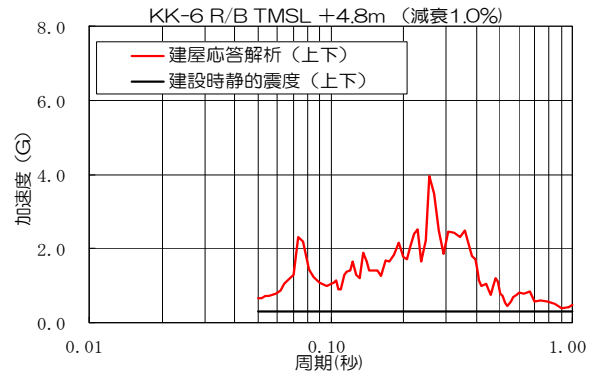


図-4.1.2.1 (12) 地下1階 (TMSL+4.8m)

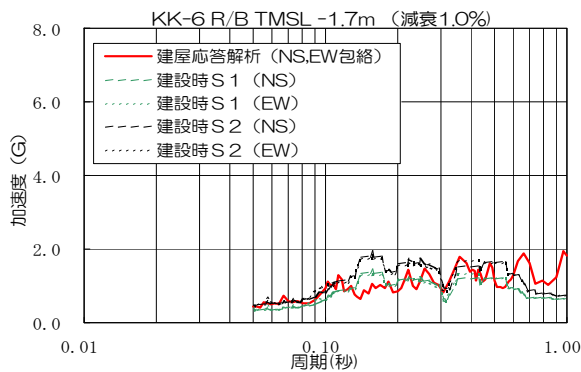


図-4.1.2.1 (13) 地下2階 (TMSL-1.7m)

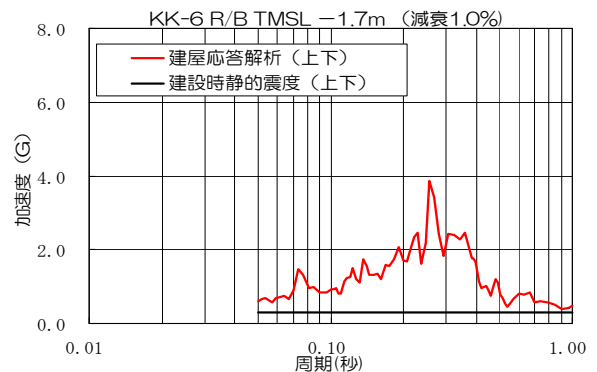


図-4.1.2.1 (14) 地下2階 (TMSL-1.7m)

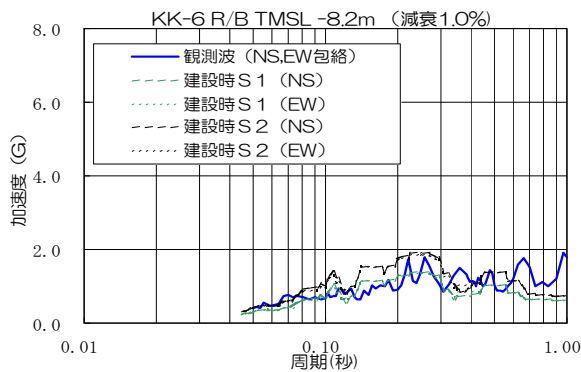


図-4.1.2.1 (15) 基礎版上 (TMSL-8.2m)

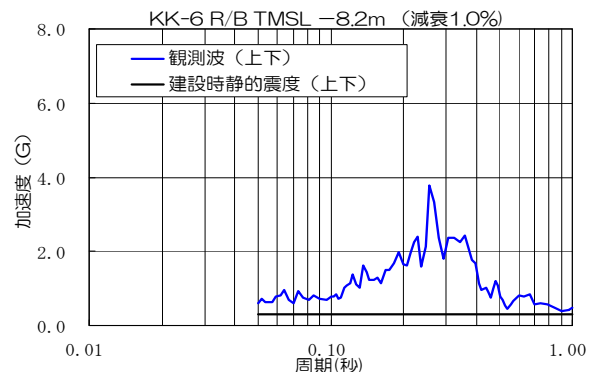


図-4.1.2.1 (16) 基礎版上 (TMSL-8.2m)

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

原子炉建屋上下方向床応答スペクトル  
(減衰 1.0%)

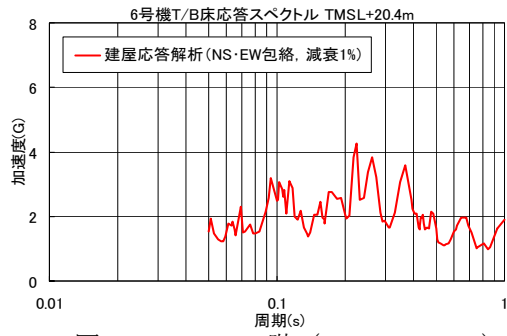


図-4.1.2.2 (1) 2階 (TMSL+20.4 m)

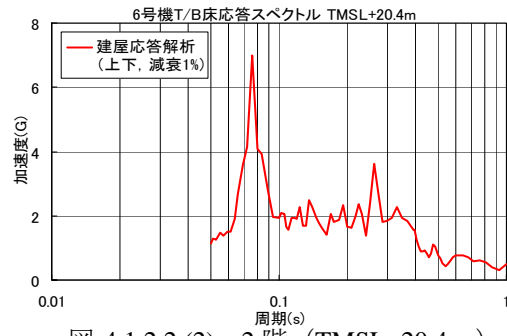


図-4.1.2.2 (2) 2階 (TMSL+20.4 m)

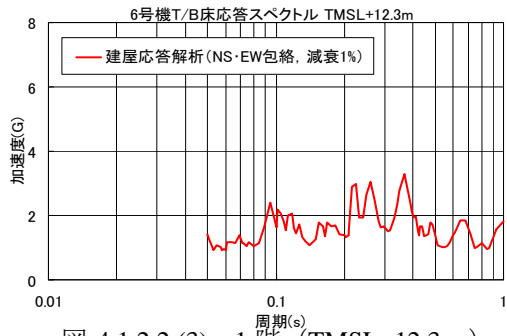


図-4.1.2.2 (3) 1階 (TMSL+12.3 m)

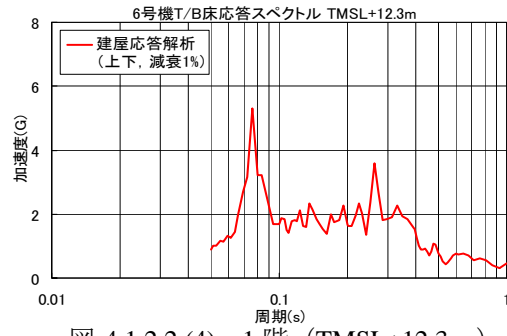


図-4.1.2.2 (4) 1階 (TMSL+12.3 m)

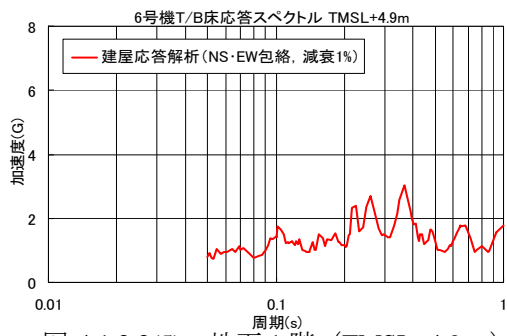


図-4.1.2.2 (5) 地下1階 (TMSL+4.9 m)

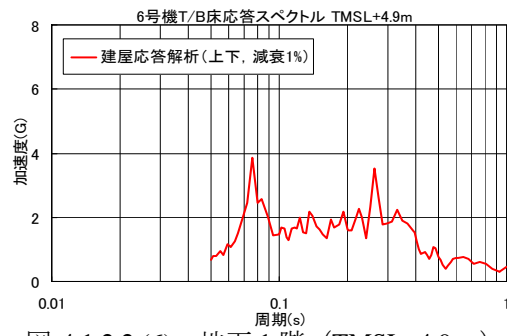


図-4.1.2.2 (6) 地下1階 (TMSL+4.9 m)

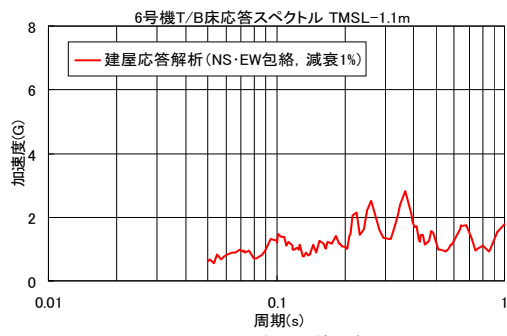


図-4.1.2.2 (7) 地下中2階 (TMSL-1.1m)

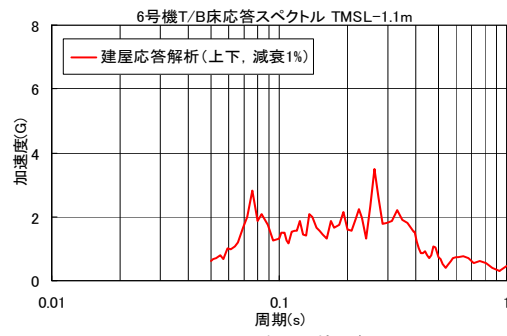


図-4.1.2.2 (8) 地下中2階 (TMSL-1.1m)

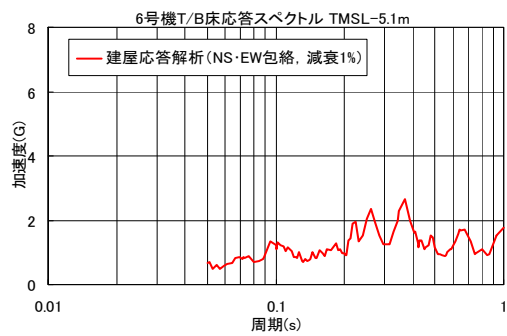


図-4.1.2.2 (9) 地下2階 (TMSL-5.1m)

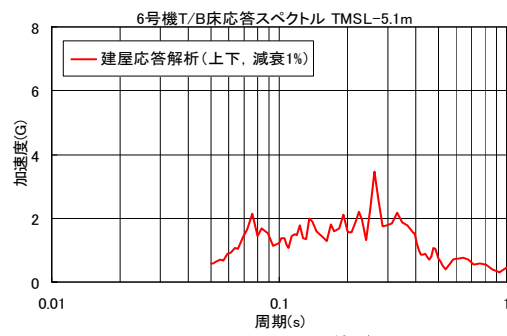


図-4.1.2.2 (10) 地下2階 (TMSL-5.1m)

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	0.84	0.83	0.95
31.7	0.76	0.75	0.90
23.5	0.68	0.67	0.71
18.1	0.60	0.57	0.80
12.3	0.50	0.50	0.74
4.8	0.37	0.42	0.65
-1.7	0.35	0.41	0.61
-8.2	0.34	0.40	0.60

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	0.67	0.72	0.78
12.3	0.58	0.66	0.70
4.9	0.53	0.50	0.63
-1.1	0.48	0.47	0.61
-5.1	0.44	0.45	0.58

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

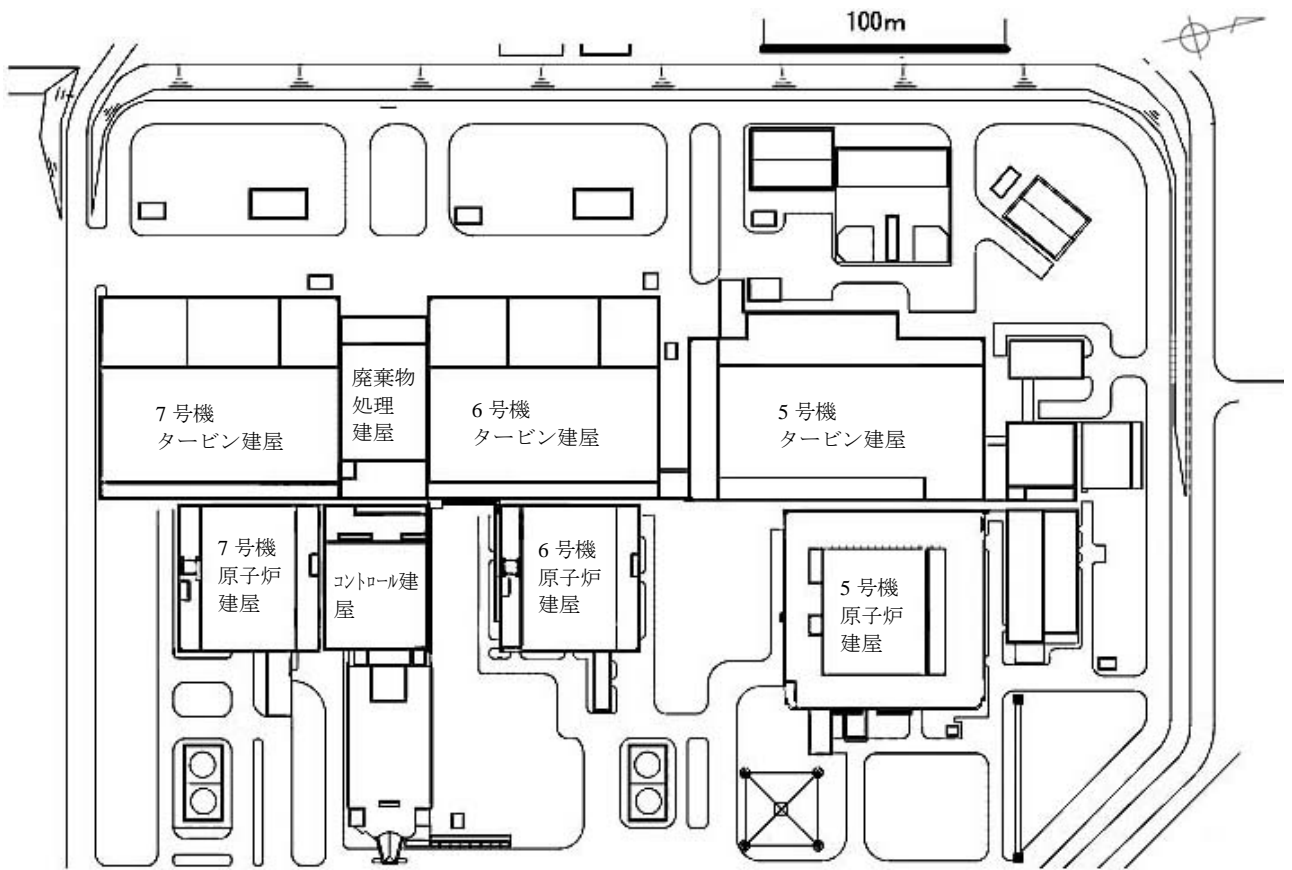


図-4.1.2.3 6号機各建屋配置図

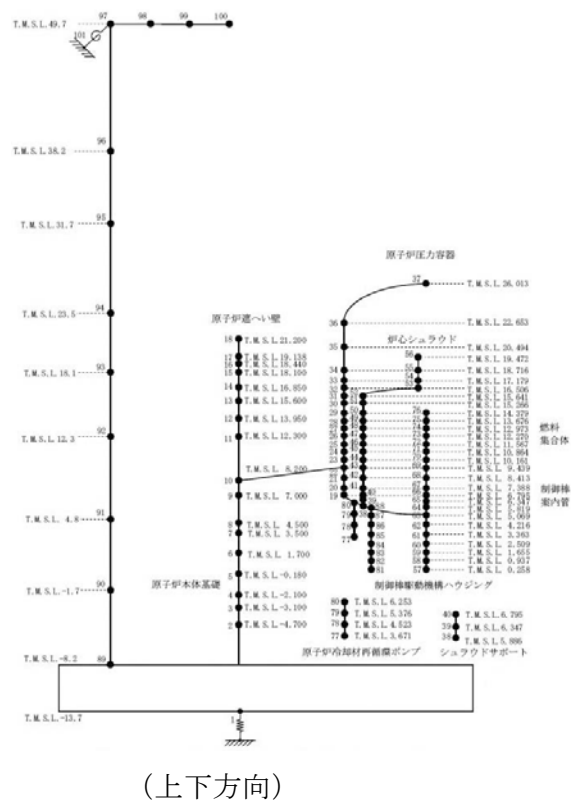
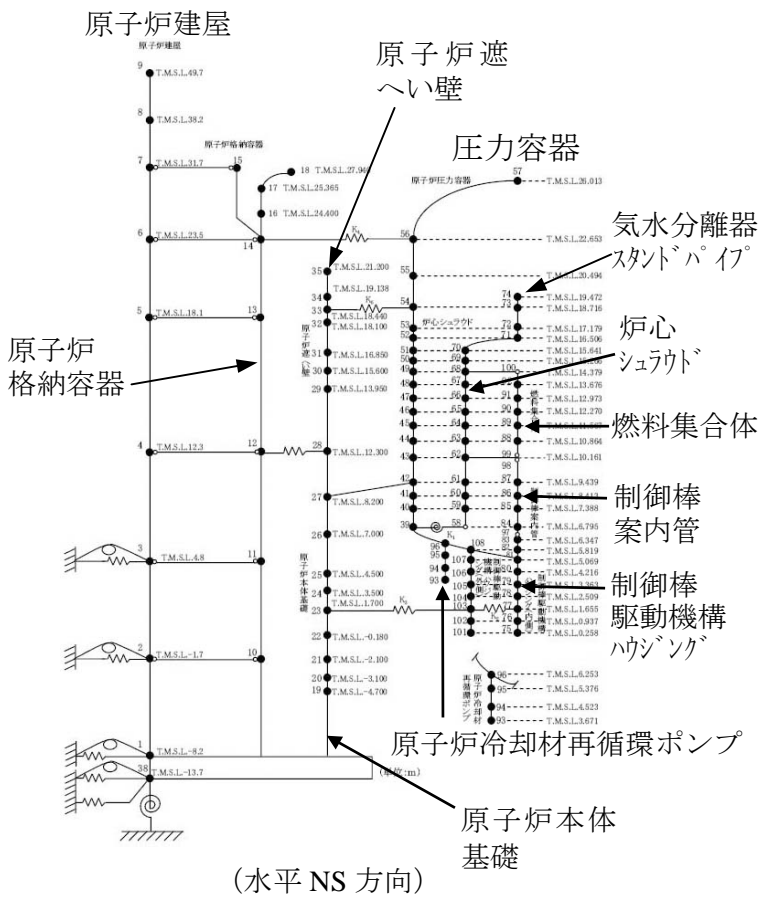
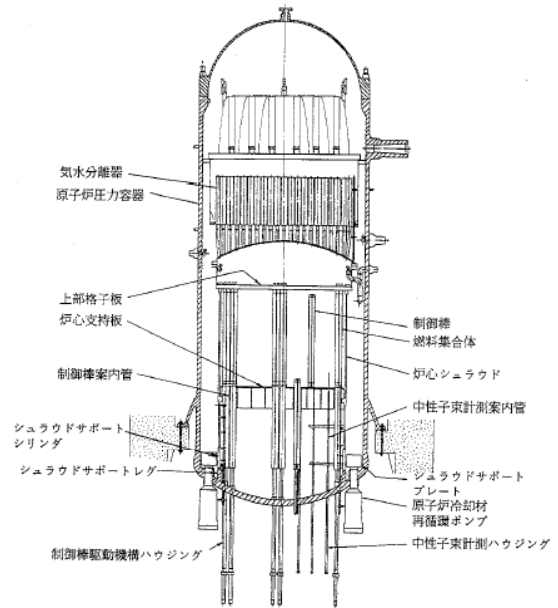
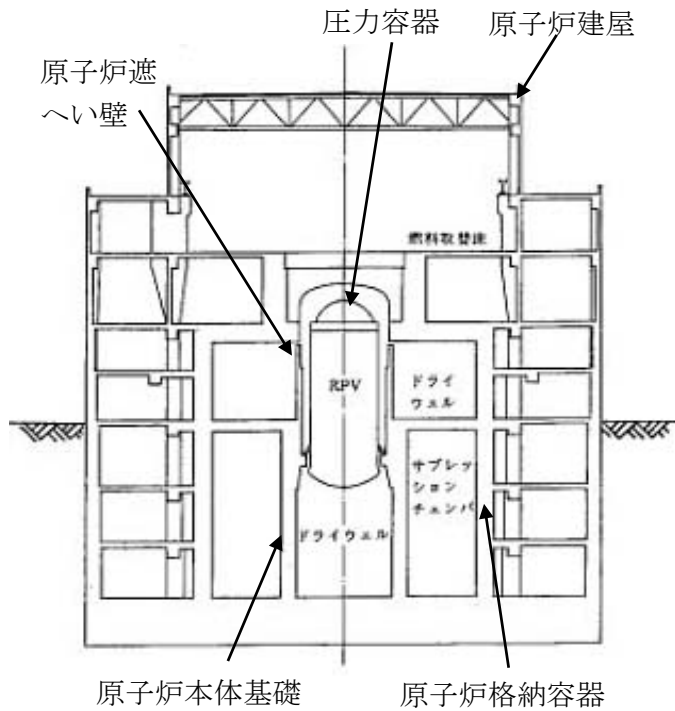
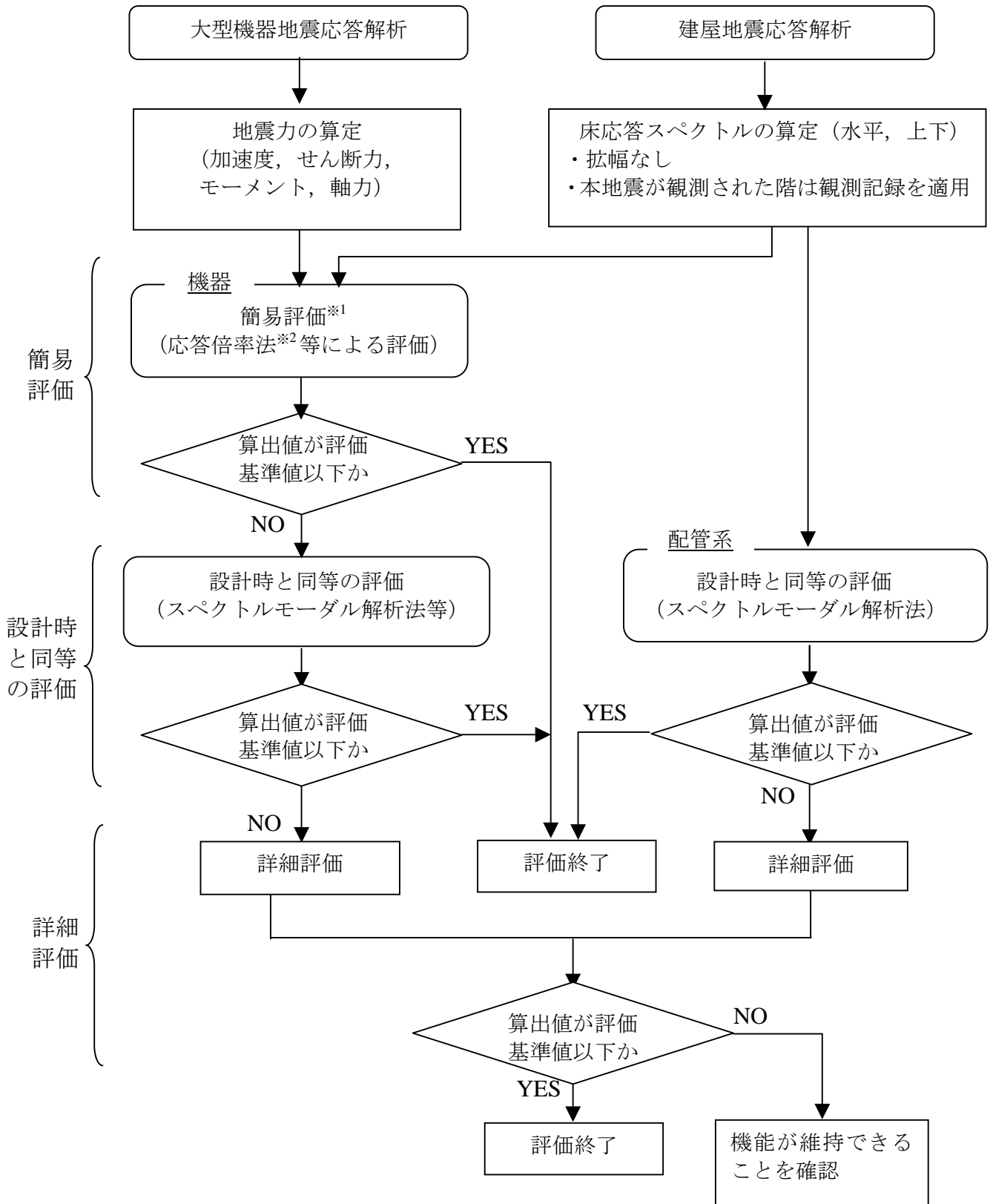


図-4.1.2.4 建屋・機器連成応答解析モデル





※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 (1/9)

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

注) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

表-4.1.2.8 構造強度評価結果 (2/9)

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

注) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

表-4.1.2.8 構造強度評価結果 (3/9)

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

注 1) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

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

表-4.1.2.8 構造強度評価結果 (4/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
原子炉冷却系統設備	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器	胴板	一次	136	373	A	
		残留熱除去系ポンプ	原動機 取付ボルト	せん断	9	350	A	
		残留熱除去系ストレーナ	コアチューブ	膜+曲げ	111	169	A	
	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	基礎ボルト	引張	29	169	A	
		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービン	基礎ボルト	引張	23	169	A	
	高圧炉心注水系	高圧炉心注水系ポンプ	原動機取付 ボルト	せん断	10	350	A	
		高圧炉心注水系 ストレーナ	コアチューブ	膜+曲げ	96	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	172	415	A	タービン建屋
		原子炉補機冷却水ポンプ	原動機取付 ボルト	せん断	5	122	A	タービン建屋
	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水ポンプ	原動機取付 ボルト	引張	9	475	A	タービン建屋
		原子炉補機冷却海水系 ストレーナ	基礎ボルト	せん断	4	133	A	タービン建屋
	原子炉冷却材再循環系	原子炉冷却材再循環ポンプ	スタッドボルト	引張	158	300	A	
	主蒸気系	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	Uバンドおよびリブ	組合せ	8	203	A	
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	Uバンドおよびリブ	組合せ	132	203	A	

注 1) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

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

表-4.1.2.8 構造強度評価結果 (5/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (Ⅲ <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
原子炉格納施設	原子炉格納施設	ドライウエル上鏡	フランジプレート	曲げ	16	264	A	
		下部ドライウエルアクセスパネルスリーブ及び鏡板(所員用エアロックカセットプレート付)	カセットプレート	せん断	54	132	A	
		配管貫通部	コンクリート(カセットプレート近傍)	圧縮	21.4	21.5	A	X-81 本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載
		電気配線貫通部	カセットプレート	せん断	94	132	A	X-101~105
		ベント管	リターンラインの垂直管との結合部	一次	77	127	A	
		サブプレッションチェンバースプレイ管	スプレイ管	一次	69	219	B	
		ダイヤフラムフロア	原子炉本体基礎側水平力伝達用シアプレート	曲げ	111	492	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載
	可燃性ガス濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置ブロワ	ブレース	圧縮	5	179	A	
		可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置	取付ボルト	せん断	33	350	A	

注) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

表-4.1.2.8 構造強度評価結果 (6/9)

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

注 1) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

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



表-4.1.2.8 構造強度評価結果 (7/9)

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

注1) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

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

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

表-4.1.2.8 構造強度評価結果 (8/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考
				MPa	MPa		
配管	主蒸気系	配管	一次	175	281	B	主蒸気逃がし安全弁吹き出しによる機械的荷重を考慮せず
		支持構造物	スナッパ反力	36 kN	88 kN	B	評価基準値は設計荷重 (定格荷重×1.5)
	給水系	配管	一次	127	281	B	
		支持構造物	スナッパ反力	102kN	147 kN	B	評価基準値は設計荷重 (定格荷重×1.5)
	原子炉冷却材浄化系	配管	一次	118	274	B	
		支持構造物	スナッパ反力	14 kN	44 kN	B	評価基準値は設計荷重 (定格荷重×1.5)
	放射性ドレン移送系	配管	一次	72	199	B	
		支持構造物	組合せ	26	217	B	
	制御棒駆動系	配管	一次	74	159	B	制御棒挿入による機械的荷重を考慮せず
		支持構造物	組合せ	48	245	B	
	ほう酸水注入系	配管	一次	53	112	B	ほう酸水注入による機械荷重を考慮せず
		支持構造物	組合せ	82	235	B	
	残留熱除去系	配管	一次	104	274	B	
		支持構造物	スナッパ反力	20 kN	88 kN	B	評価基準値は設計荷重 (定格荷重×1.5)
	原子炉隔離時冷却系	配管	一次	148	182	B	
		支持構造物	スナッパ反力	9 kN	20 kN	C	評価基準値は、試験により確認された実耐荷重。設計荷重 (定格荷重×1.5) は、4kN

注 1) 配管系:減衰定数を表-4.1.2.3 により見直し

注 2) 配管系:上下, 水平の地震動の組合せは SRSS 法を適用

注 3) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

表-4.1.2.8 構造強度評価結果 (9/9)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (Ⅲ <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
			MPa	MPa			
配管	高圧炉心注水系	配管	一次	81	274	B	
		支持構造物	ポットレストレイ ント反力	11 kN	28 kN	B	
	燃料プール冷却浄化系	配管	一次	91	188	B	
		支持構造物	組合せ	55	245	B	
	非常用ガス処理系	配管	一次	37	220	B	
		支持構造物	組合せ	78	245	B	
	可燃性ガス濃度制御系	配管	一次	74	211	B	
		支持構造物	スナッパ 反力	3 kN	10 kN	B	評価基準値は設計荷重 (定格荷重×1.5)
	不活性ガス系	配管	一次	137	201	B	
		支持構造物	組合せ	91	245	B	
	原子炉補機冷却水系	配管	一次	109	233	B	
		支持構造物	組合せ	96	245	B	
	原子炉補機冷却海水系	配管	一次	99	241	B	タービン建屋
		支持構造物	組合せ	122	245	B	

注 1) 配管系: 減衰定数を表-4.1.2.3 により見直し

注 2) 配管系: 上下, 水平の地震動の組合せは SRSS 法を適用

注 3) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

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

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 (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 本震時の疲労評価結果（3方向同時時刻歴応答解析に基づく評価）

対象設備	地震荷重による 1次+2次応力 (MPa) ※1		疲労評価					U+US	評価基 準値
	算出値	許容値 3Sm	運転状態 I, II	新潟県中越沖地震時					
				疲れ累積 係数:U	繰返しピーク 応力強 さ(MPa)	等価繰返 し回数	疲れ累積係 数:US		
主蒸気系配管	208	375	0.3581	104	4回	$1.9 \times 10^{-5}$	0.3582	1	
低圧注水ノズル	129	383	0.008	116	2回	$1.5 \times 10^{-5}$	0.008		
原子炉補機冷却 水系配管	300	465	—※2	150	7回	0.0002	0.0002		

※1：クラス3配管についてもクラス1配管と同様に疲労評価を実施した。

※2：設計時においては1次+2次応力が許容値以下であるため JEAG4601 補 1984 に従い疲れ累積係数は算出していない。

表-4.1.2.11 本震時の疲労評価結果（等価繰返し回数を60回とした場合の評価結果）

対象設備	地震荷重による 1次+2次応力 (MPa) ※1		疲労評価					U+US	評価基 準値
	算出値	許容値	運転状態 I, II	新潟県中越沖地震時					
				疲れ累積 係数:U	繰返しピーク 応力強 さ(MPa)	等価繰返 し回数	疲れ累積係 数:US		
主蒸気系配管	267※2	375 (3Sm)	0.3581	161※2	60	0.0018	0.3599	1	
低圧注水ノズル	254※3	383 (3Sm)	0.008	181※3	60	0.006	0.014		
原子炉補機冷却 水系配管	155※2	466 (2Sy)	—※4	353※2	60	0.0165	0.0165		
給水系配管	221※2	436 (2Sy)	—※4	466※2	60	0.0439	0.0439		

※1：設計と同様に各クラス分類に応じた疲労評価を実施

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

※3：簡易評価を用いて計算した本震時の1次+2次応力，繰返しピーク応力強さ

※4：設計時においては1次+2次応力が許容値以下であるため JEAG4601 補 1984 に従い疲れ累積係数は算出していない。

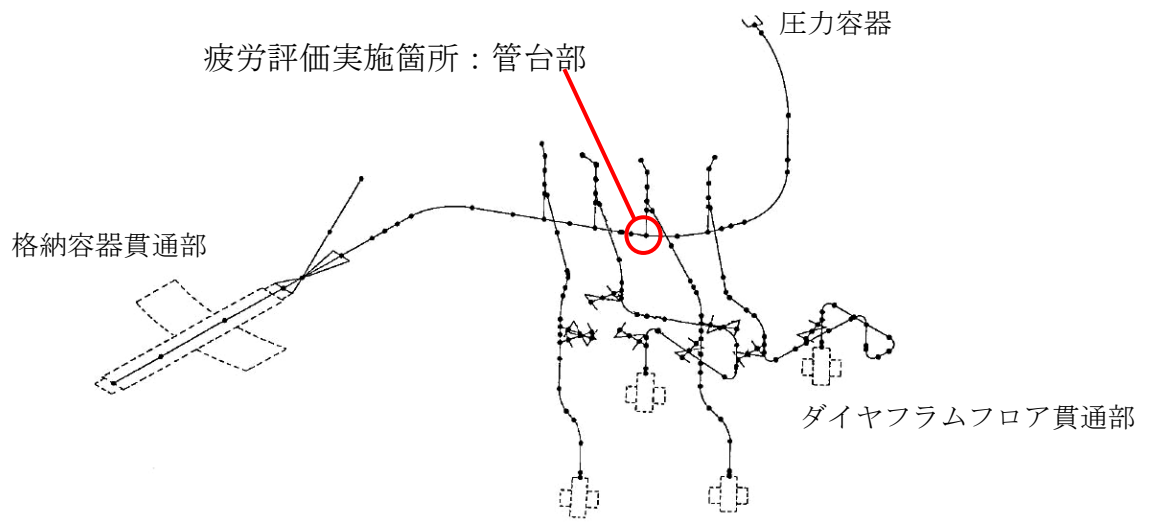


図-4.1.2.6 主蒸気系配管疲労評価実施箇所

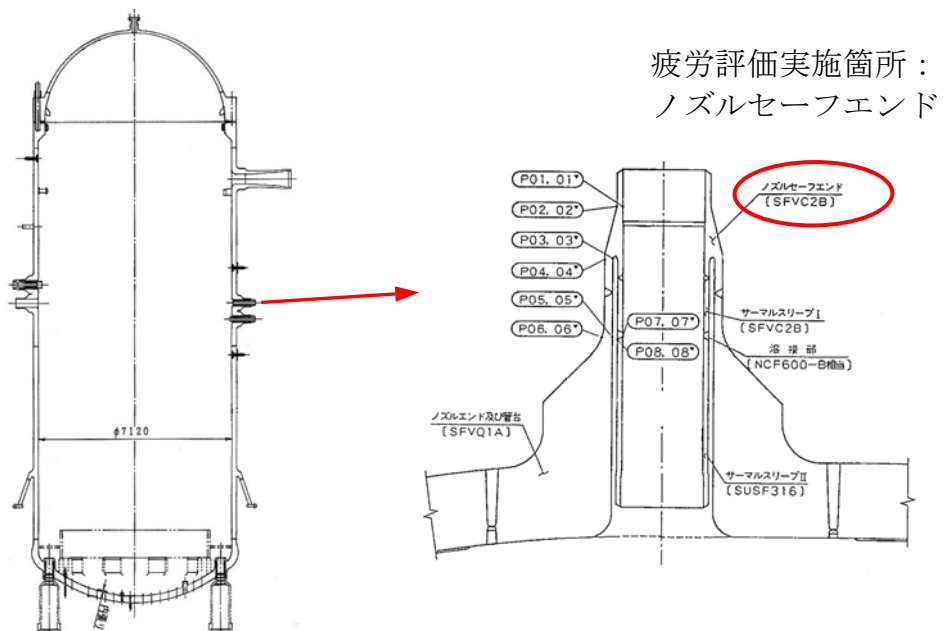


図-4.1.2.7 低圧注水ノズル疲労評価実施箇所



残留熱除去系熱交換器へ

図-4.1.2.8 原子炉補機冷却水系配管疲労評価実施箇所

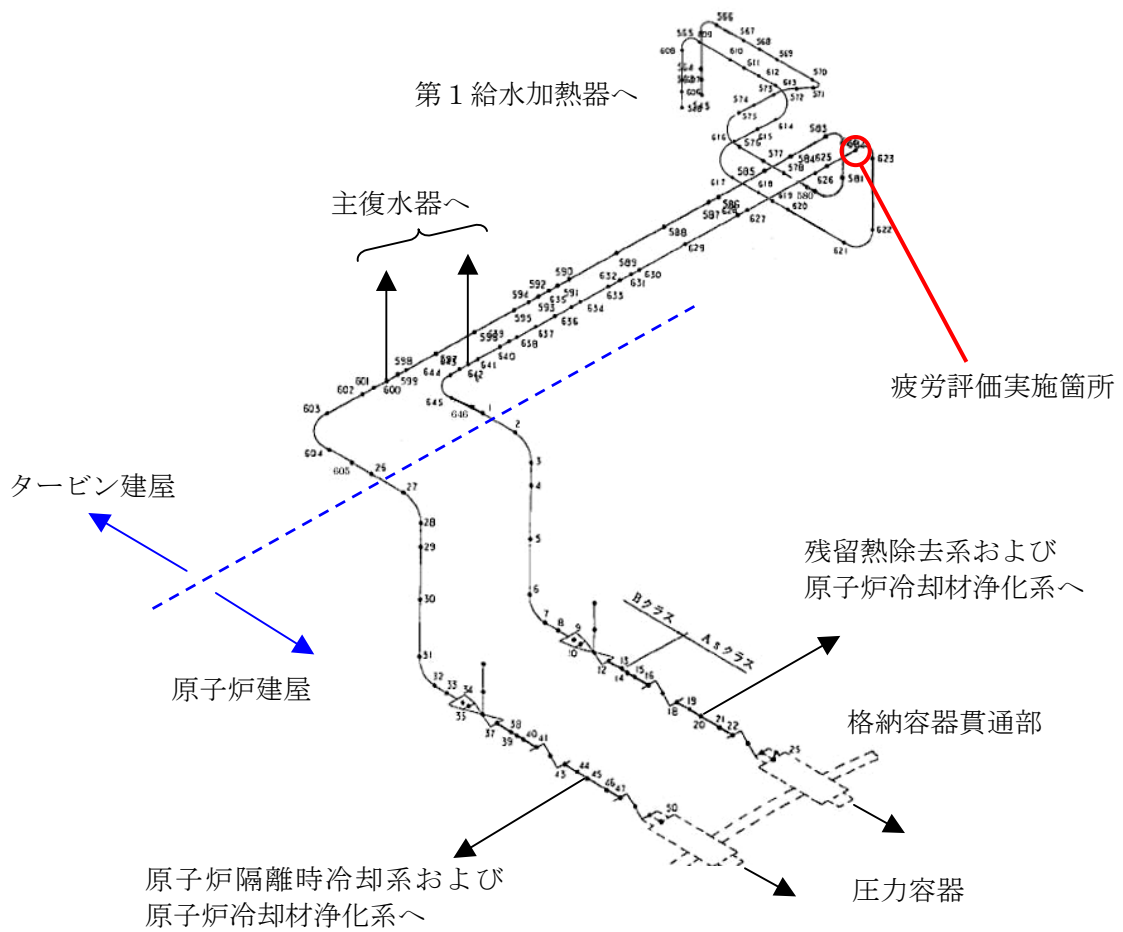


図-4.1.2.9 給水系配管疲労評価実施箇所

表-4.1.2.12 動的機能維持評価結果(1/4)

評価対象設備	評価基準値との比較				備考
	水平加速度 (G)		上下加速度 (G)		
	応答 加速度	評価基準値	応答 加速度	評価基準値	
ほう酸水注入系ポンプ	0.6	1.6	0.6	1.0	
残留熱除去系ポンプ	0.4	10.0	0.5	1.0	
原子炉隔離時冷却系ポンプ	0.4	1.4	0.6	1.0	
原子炉隔離時冷却系 ポンプ駆動用蒸気タービン	0.4	2.4	0.6	1.0	
高压炉心注水系ポンプ	0.4	10.0	0.5	1.0	
非常用ガス処理系排風機	0.6	2.3	0.7	1.0	
非常用ディーゼル機関	0.5	1.1	0.7	1.0	
原子炉補機冷却水ポンプ	0.5	1.4	0.6	1.0	タービン建屋
原子炉補機冷却海水ポンプ	1.2	10.0	0.6	1.0	タービン建屋
中央制御室送風機	0.7	2.6	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
可燃性ガス濃度制御系 可搬式再結合装置プロワ	0.5	2.6	0.7	1.0	

注 1)  $G = 9.80665(m/s^2)$

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-4.1.2.12 動的機能維持評価結果(2/4)

評価対象設備		評価基準値との比較				備考
		水平加速度 (G)		上下加速度 (G)		
		応答 加速度	評価基準値	応答 加速度	評価基準値	
弁	主蒸気系 (主蒸気隔離弁)	1.5	10.0	2.5	6.2	
	主蒸気系 (主蒸気逃がし安全弁)	3.3	9.6	1.7	6.1	
	給水系 (原子炉給水ライン内側隔離弁)	1.2	6.0	2.7	6.0	
	原子炉冷却材浄化系 (CUW 系ヘッドスプレイ逆止弁)	1.0	6.0	2.1	6.0	
	放射性ドレン移送系 (ドラワフェル LCW サンプ 内側隔離弁)	0.9	6.0	0.6	6.0	
	ほう酸水注入系 (SLC 系内側隔離弁)	1.2	6.0	1.6	6.0	
	残留熱除去系 (RHR 系 LPFL 試験可能逆止弁)	1.1	6.0	3.0	6.0	
	原子炉隔離時冷却系 (RCIC タービン止め弁)	1.3	6.0	1.1	6.0	
	高圧炉心注水系 (HPCF 系試験可能逆止弁)	1.1	6.0	3.2	6.0	
	非常用ガス処理系 (SGTS 入口隔離弁)	1.0	6.0	1.2	6.0	
	可燃性ガス濃度制御系 (FCS 出口第二隔離弁)	2.1	6.0	1.8	6.0	
	不活性ガス系 (HVAC 側 PCV ベント用隔離弁)	3.2	6.0	2.8	6.0	
	原子炉補機冷却水系 (非常用 D/G 冷却水出口弁)	2.1	6.0	0.7	6.0	
	原子炉補機冷却海水系 (RSW 海水ストレナブロー弁)	1.3	6.0	1.4	6.0	タービン建屋
燃料プール冷却浄化系 (RHR 系燃料プール側第二出口弁)	1.9	6.0	0.9	6.0		

注 1)  $G = 9.80665(m/s^2)$

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-4.1.2.12 動的機能維持評価結果(3/4)

評価対象設備	評価基準値との比較				備考	
	水平加速度 (G)		上下加速度 (G)			
	応答 加速度	評価基準値	応答 加速度	評価基準値		
計測制御系統設備	モニタ計器 (起動領域モニタ用)	0.65	3.0	0.74	2.0	コントロール建屋
	加速度検出器 (水平方向地震加速度検出器 (R/B上部)用)	0.57	3.0	0.59	1.5	
	圧力変換器 (ドライウェル圧力用)	0.57	3.0	0.59	3.0	
	位置スイッチ (主蒸気止め弁原子炉保護 インターロック用)	0.55	6.0	0.58	6.0	タービン建屋
	圧力スイッチ (タービン蒸気加減弁 急速閉用)	0.60	3.0	0.65	3.0	タービン建屋
	温度検出器 (主蒸気管区域周囲温度用)	0.50	10	0.66	10	
非常用予備 発電装置	継電器 (発電機界磁地絡用)	0.50	3.0	0.66	1.2	
電源設	真空遮断器 (6.9kV マルクラットスイッチギヤ 6C, 6D, 6E用)	0.35	2.04	0.54	1.2	

注 1)  $G = 9.80665(m/s^2)$

注 2) 評価基準値は、既往の試験等をもとに定めた。

注 3) タービン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-4.1.2.12 動的機能維持評価結果(4/4)

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

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

### 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。

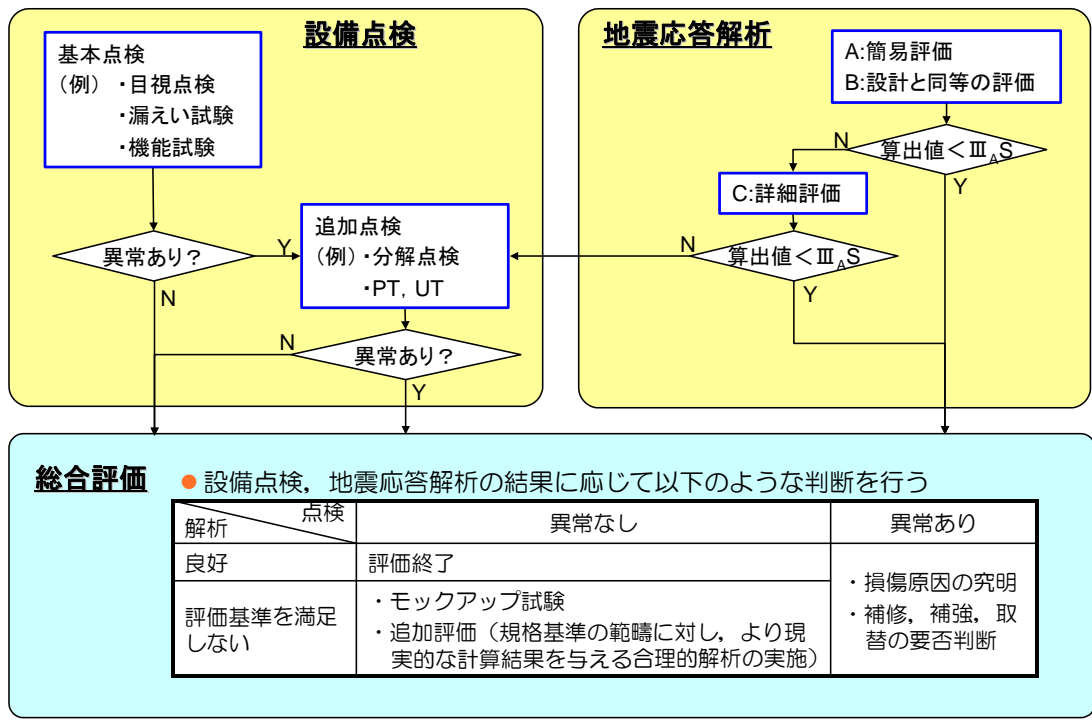


図-4.1.3.1 点検・解析評価の流れ (構造強度評価)

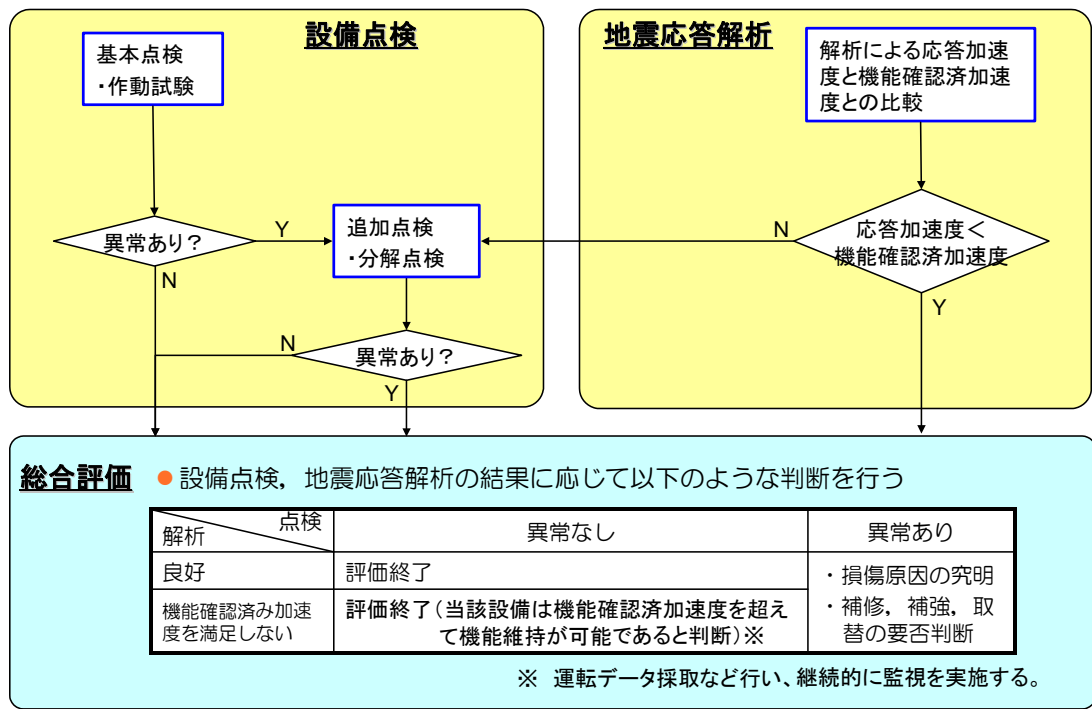


図-4.1.3.2 点検・解析評価の流れ (動的機能維持評価)

#### 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、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。その結果、オイルスナッパのターンバックルロード部の曲がりおよびスプリングハンガの廻り止め溶接部を除き、地震に起因する事象ではないと結論付けた。（添付資料-3-2-1～3-2-6 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（横形ポンプ，主タービン，発電機等）
- ② 地震力による部品等のずれ，こすれ，損傷等（燃料取替機，原子炉建屋クレーン，復水器，変圧器，制御盤扉，オイルスナッパ，スプリングハンガの廻り止め溶接部等）
- ③ 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 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。以下に示すとおり，主タービン，原子炉建屋クレーン等，重量物で，かつ，長周期の地震動の影響を受けやすい形状の設備が，健全性への影響を受ける傾向にあるものと分析した。（添付資料-3-2-2，3-3-1～3-3-4 参照）

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。

(a) 動的機器内部構造物の接触事象（4 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

(b) 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

・ 走行伝動用継手（ユニバーサルジョイント）の破損

② 給水加熱器ドレンベント系支持構造物

・ オイルスナッパのターンバックルロード部曲がり

原子炉建屋クレーンの事象については、走行伝動用継手（ユニバーサルジョイント）が破損し、走行機能に支障がある事象であることを確認した。本事象は、クレーンの機能喪失に至るものであるが、落下等により二次的な破損をもたらすものでなかったことから、原子炉安全の観点からは重大な事象ではない。走行伝動用継手（ユニバーサルジョイント）については、新製交換により、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。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。また、低圧タービンのフォーク部において高サイクル疲労による損傷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た。

給水加熱器ベント系においては、目視点検の結果、オイルスナッパのターンバックルロード部に曲がり確認された。当該部の曲がりに関しては、配管支持機能に影響を及ぼす可能性があるため一式新製交換を実施した。オイルスナッパ本体にオイル漏れ等の異常が確認されておらず、その後分解点検を実施した結果、内部部品に変形・損傷等の異常も確認されなかった。また、当該配管と接続されている湿分分離加熱器の管台



について目視点検および浸透探傷検査を実施した結果、異常のないことから配管については健全性を有していると判断した。

**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
- ・ 横形ポンプの軸封部に確認された漏えい跡

② 地震力による部品等のずれ、こすれ、損傷等

- ・ 主変圧器の絶縁物のずれ
- ・ 燃料取替機給電レールの変形
- ・ 復水器 ((A)(B)(C)) の整流板の浮上がりおよび変形
- ・ 制御盤内扉ストッパーの変形等
- ・ スプリングハンガ取付ボルト廻り止め溶接部割れ等

③ 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(1/20)

設備区分	機組名称	機組番号	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			
(2) 構型ポンプ 液体循環物処理系 高電圧度冷却系	高電圧度冷却系取集ポンプ K13-C001		A	-	地震後のハトロールにおいて軸封部に微重の漏えい跡が確認された。運転確認を行った結果軸封部からの漏えいは確認されなかった。	-	有	漏えいは微量で一時的なものであり、目視点検及び機能確認(運転状態)で異常がないことから、ポンプ部品等の損傷はなく、構造強度・機能維持に影響はないと判断した。	良	不要	
					高電圧度冷却系取集ポンプ K13-C002	-	有	漏えいは微量で一時的なものであり、目視点検及び機能確認(運転状態)で異常がないことから、ポンプ部品等の損傷はなく、構造強度・機能維持に影響はないと判断した。	良	不要	
	高電圧度冷却系取集ポンプ K13-C003	A	-	地震後のハトロールにおいて軸封部に微重の漏えい跡が確認された。運転確認を行った結果軸封部からの漏えいは確認されなかった。	-	有	漏えいは微量で一時的なものであり、目視点検及び機能確認(運転状態)で異常がないことから、ポンプ部品等の損傷はなく、構造強度・機能維持に影響はないと判断した。	良	不要		
			B	-	地震後のハトロールにおいて軸封部に微重の漏えい跡が確認された。運転確認を行った結果軸封部からの漏えいは確認されなかった。	-	有	漏えいは微量で一時的なものであり、目視点検及び機能確認(運転状態)で異常がないことから、ポンプ部品等の損傷はなく、構造強度・機能維持に影響はないと判断した。	良	不要	

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(2/20)

設備区分	機番名称	機番番号	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
(5) 電動機 原子炉常設貯蔵 循環ポンプ電源 装置	原子炉冷却材再循環 ポンプMGセット	C81-C002	A	-	永久磁石発電機(C81-C008A)出力 ケーブル用フレキシブルチューブの被 覆に亀裂を発生させた。	-	フレキシブルチューブの被覆電装箇所は、本 格点検時に発生が原因で地震の影響による ものではないと判断した。	-	フレキシブルチューブの交換後、取付状態を確認し異常のないことを 確認した。			
					発電機用軸受のオイルリングにねじれ 重の許容重遊脱が確認された。	-	通常運転にてオイルリングがメタルカバーに 触れ磨耗したものであり、経年劣化が原因で 地震の影響によるものではないと判断した。	-	取替後のオイルリングの寸法測定を実施し異常のないことを確認し た。			
					電動機ローターバーに緩みが確認され た。	-	始動停止に伴う熱膨張収縮の繰り返しによる 経年劣化が原因で地震の影響によるもので はないと判断した。	-	かきめ精修を実施後、緩み点検を実施し異常のないことを確認した。			
補助ボイラに付 属する給水設備	給水ポンプ電動機	P82-C001	D	-	電動機フライホイール側軸受の排油 サポートに軽微な変形が確認された。	-	サポート取付部、配管および他の同様なサ ポートに変形等の異常はないことから、変 形はメンテナンス上の補修措置によるものと 推定され、地震の影響によるものではない と判断した。	-	サポートの修理を実施後、外観点検を実施し異常のないことを確認し た。			
					電動機ファン側下部に機重の油溜まり を確認した。試験駆による機能確認を 実施したが、新たなオイルリングは確認 されなかった。	-	電動機ファン側ベアリングはシールドベア リングタイプであり、目視点検の結果、油の漏 えい跡がないこと、また作動試験の結果、 異常が確認されなかったことから、電動機 の地震による影響はないと判断した。	-	-			
					電動機基礎基礎部(グラウト部)に軽微なひ び割れを確認した。	-	グラウトは構造強度に影響を 及ぼさない部材(設計上はグ ラウトは考慮していない)であ り、基本点検にて確認された ひびは割れに至るような形状 ではないこと及び基礎ポルト の目視点検、打診試験結果に 異常は無かつたことから、構 造強度に影響はないと判断し た。	良	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施し、 補修後の外観確認にて異常のないことを確認した。			
低圧ドレンポンプ	低圧ドレンポンプ	N22-C002	A	-	電動機基礎基礎部(グラウト部)に軽微なひ び割れを確認した。	-	グラウトは構造強度に影響を 及ぼさない部材(設計上はグ ラウトは考慮していない)であ り、基本点検にて確認された ひびは割れに至るような形状 ではないこと及び基礎ポルト の目視点検、打診試験結果に 異常は無かつたことから、構 造強度に影響はないと判断し た。	良	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施し、 補修後の外観確認にて異常のないことを確認した。			
					電動機基礎基礎部(グラウト部)に軽微なひ び割れを確認した。	-	グラウトは構造強度に影響を 及ぼさない部材(設計上はグ ラウトは考慮していない)であ り、基本点検にて確認された ひびは割れに至るような形状 ではないこと及び基礎ポルト の目視点検、打診試験結果に 異常は無かつたことから、構 造強度に影響はないと判断し た。	良	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施し、 補修後の外観確認にて異常のないことを確認した。			
					電動機基礎基礎部(グラウト部)に軽微なひ び割れを確認した。	-	グラウトは構造強度に影響を 及ぼさない部材(設計上はグ ラウトは考慮していない)であ り、基本点検にて確認された ひびは割れに至るような形状 ではないこと及び基礎ポルト の目視点検、打診試験結果に 異常は無かつたことから、構 造強度に影響はないと判断し た。	良	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施し、 補修後の外観確認にて異常のないことを確認した。			

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(3/20)

設備区分	機番名称	機番番号	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			
(6)ファン 換気空調系	廃棄物処理建屋送風機 U41-C301		A	-	地震後のハトロールによりグラウト部に微細なひび割れを確認した。念のため、基礎ボルトの超音波探傷検査等の追加点検を実施し異常のないことを確認した。	-	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、超音波探傷試験の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	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施し、補修後の外観確認にて異常のないことを確認した。
					地震後のハトロールによりグラウト部に微細なひび割れを確認した。念のため、基礎ボルトの超音波探傷検査等の追加点検を実施し異常のないことを確認した。	-	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、超音波探傷試験の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	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施し、補修後の外観確認にて異常のないことを確認した。

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(4/20)

設備区分	機番名称	機番番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		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		対応策
換気空調系	サブス建屋ボックラ 不送風機	U41-C702	A	-	地震後のハットロールによりグラウト部に微細なひび割れを確認した。念のため、基礎ボルトの超音波探傷検査等の追加点検を実施し異常のないことを確認した。	-	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確認された)であり、基本点検にて確認されたひび割れは剥離に至るような形状ではないこと、及び基礎ボルトの打診試験、超音波探傷試験結果に異常はなかったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施し、補修後の外觀確認にて異常のないことを確認した。	
			B	-	地震後のハットロールによりグラウト部に微細なひび割れを確認した。念のため、基礎ボルトの超音波探傷検査等の追加点検を実施し異常のないことを確認した。	-	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確認された)であり、基本点検にて確認されたひび割れは剥離に至るような形状ではないこと、及び基礎ボルトの打診試験、超音波探傷試験結果に異常はなかったことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施し、補修後の外觀確認にて異常のないことを確認した。	
	加子母区域・タービン 区域送風機	U41-G101	A	-	地震後のハットロールにより基礎部(グラウト部、梁接部)に軽微なひび割れを確認した。	-	有	グラウト及び梁接部は構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上は考慮して確認された)であり、基本点検にて確認されたひび割れは剥離に至るような形状ではないことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施し、補修後の外觀確認にて異常のないことを確認した。	
			B	-	地震後のハットロールにより基礎部(グラウト部、梁接部)に軽微なひび割れを確認した。	-	有	グラウト及び梁接部は構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上は考慮して確認された)であり、基本点検にて確認されたひび割れは剥離に至るような形状ではないことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施し、補修後の外觀確認にて異常のないことを確認した。	
		C	-	地震後のハットロールにより基礎部(グラウト部、梁接部)に軽微なひび割れを確認した。	-	有	グラウト及び梁接部は構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上は考慮して確認された)であり、基本点検にて確認されたひび割れは剥離に至るような形状ではないことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施し、補修後の外觀確認にて異常のないことを確認した。		
		D	-	地震後のハットロールにより基礎部(グラウト部、梁接部)に軽微なひび割れを確認した。	-	有	グラウト及び梁接部は構造強度に影響を及ぼさない部材(設計上は考慮して確認された)であり、基本点検にて確認されたひび割れは剥離に至るような形状ではないことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	ひび割れの状況は微細であり、念のため硬化剤による補修を実施し、補修後の外觀確認にて異常のないことを確認した。		

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(5/20)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考	
							損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策
							損傷原因	地震影響の有無			
(9) 弁	不活性ガス系	主要弁	T31-F001	-	駆動部上部ハッキン箱よりエアリークを確認した。駆動部上部ハッキン箱の分解点検を実施した結果、ロッドハッキン滑部にグリスの浸入を確認した。他に異常は確認されなかった。	良	無	無	-	通常の保安作業として、ハッキン交換、手入れを実施し、漏えい確認及び作動確認で異常のないことを確認した。	
			E51-F039	-	弁開漏えい試験において許容値を超えるシート漏えいが確認された。原因究明のため、追加点検(分解点検)を実施した結果、ゴミ吹み等が確認された。弁体弁座の浸入、浸透探傷及び当たり確認を行い異常のないことを確認した。	良	無	無	-	通常の保安作業として、手入れを実施し、漏えい確認及び作動確認で異常のないことを確認した。	
			K11-F003	-	弁開漏えい試験において許容値を超えるシート漏えいが確認された。原因究明のため、追加点検(分解点検)を実施した結果、ゴミ吹み等が確認された。弁体弁座の浸入、浸透探傷及び当たり確認を行い異常のないことを確認した。	良	無	無	-	通常の保安作業として、手入れを実施し、漏えい確認及び作動確認で異常のないことを確認した。	
			K11-F004	-	弁開漏えい試験において許容値を超えるシート漏えいが確認された。原因究明のため、追加点検(分解点検)を実施した結果、ゴミ吹み等が確認された。弁体弁座の浸入、浸透探傷及び当たり確認を行い異常のないことを確認した。	良	無	無	-	通常の保安作業として、手入れを実施し、漏えい確認及び作動確認で異常のないことを確認した。	
残留熱除去系	主要弁	E11-F005	C	定期試験(サブベランス)においてシート漏えいが確認された。	良	無	無	-	この現象以前の当該弁の開閉動作において、シート漏えいは確認されていないことから、地震の影響によるものではなくゴミ吹みによりシート面のシール性能が低下したことにより漏えいが発生したものと判断した。	リフトスライツを調整することにより弁体停止位置を調整後、漏えい確認を実施し、シート漏えいの無いことを確認した。	
		N33-F002	-	作動試験を実施したところ、弁駆動部より異常がよごことから、弁のため、弁本体及び駆動部の分解点検を実施した。その結果、異常は確認されなかった。	-	無	無	-	通常の保安作業として、手入れを実施し、作動確認で異常のないことを確認した。		
源圧装置	炉内排水系バックアップ熱交換器入口減圧弁	P61-F202	-	漏えい確認時、グラント部より微量な熱水の漏えいを確認した。	-	無	無	-	通常の保安作業として、グラントハッキンを交換後、漏えい確認を実施し、異常のないことを確認した。		

表-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(6/20)

設備区分	機名	機種番号	種類	原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)		
								地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	
(11)非常用ディーゼル発電機 発電設備	ディーゼル発電機	R43-C001	A	O	当直員の日報・ハットロールにおいて当該機がポンプの入口配管フランジより燃料油のじしみを確認した。	良	無	-	-	燃料噴射ポンプの点検に併せて改良型ハットキンを交換しているところであり、当該機を含め未交換機所のハットキン交換を実施した。
					地震後のハットロールにより基幹部にひび割れを確認した。	良	無	-	-	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想定されるコンクリート部の損傷ハットキンは大きく異なるものである。また、地震応答解析では、詳細断面面に対して、十分に余裕のある結果が得られている。さらに、コンクリート破損に対して、基礎ボルトが先行して破損するおそれはないと判断している。また、目視点検、打診試験により健全性が確認されており、ひびひがコンクリートの破損原因に起因しているとは判断できず、地震による影響ではないと判断した。
					地震後のハットロールにおいて発電機フランカバード用ホルダーのハットキルに異常を確認した。	良	無	-	-	フランカバードの閉閉を繰り返したことが原因でハットキルが変形したものと推定され、地震の影響によるものではないと判断した。
					地震後のハットロールにより基幹部にひび割れを確認した。	良	無	-	-	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想定されるコンクリート部の損傷ハットキンは大きく異なるものである。また、地震応答解析では、詳細断面面に対して、十分に余裕のある結果が得られている。さらに、コンクリート破損に対して、基礎ボルトが先行して破損するおそれはないと判断している。また、目視点検、打診試験により健全性が確認されており、ひびひがコンクリートの破損原因に起因しているとは判断できず、地震による影響ではないと判断した。
	ディーゼル発電機	R43-A004	A-1	O	発電機軸受けの排油間配管にあるフランジ部から、油の滲みを確認した。	良	無	-	-	Oリングの交換後、漏洩確認を実施し異常のないことを確認した。
					地震後のハットロールにより基幹部にひび割れを確認した。	良	無	-	-	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想定されるコンクリート部の損傷ハットキンは大きく異なるものである。また、地震応答解析では、詳細断面面に対して、十分に余裕のある結果が得られている。さらに、コンクリート破損に対して、基礎ボルトが先行して破損するおそれはないと判断している。また、目視点検、打診試験により健全性が確認されており、ひびひがコンクリートの破損原因に起因しているとは判断できず、地震による影響ではないと判断した。
	ディーゼル発電機	R43-A004	B-1	O	当直員の日報・ハットロールにおいて当該タンクの圧力降下が他のタンクに比べて早いことを確認した。空気圧降出側のフランジより微少な漏えいを確認した。	良	無	-	-	各所に変形・損傷等なく、ハットキンの経年劣化が原因と推定されることから、地震の影響によるものではないと判断した。
					当直員の日報・ハットロールにおいて当該タンクの圧力降下が他のタンクに比べて早いことを確認した。空気圧降出側のフランジより微少な漏えいを確認した。	良	無	-	-	各所に変形・損傷等なく、ハットキンの経年劣化が原因と推定されることから、地震の影響によるものではないと判断した。
					当直員の日報・ハットロールにおいて当該タンクの圧力降下が他のタンクに比べて早いことを確認した。空気圧降出側のフランジより微少な漏えいを確認した。	良	無	-	-	各所に変形・損傷等なく、ハットキンの経年劣化が原因と推定されることから、地震の影響によるものではないと判断した。
					当直員の日報・ハットロールにおいて当該タンクの圧力降下が他のタンクに比べて早いことを確認した。空気圧降出側のフランジより微少な漏えいを確認した。	良	無	-	-	各所に変形・損傷等なく、ハットキンの経年劣化が原因と推定されることから、地震の影響によるものではないと判断した。

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(7/20)

設備区分	機名	機種番号	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
(13)制御棒駆動機構	水圧制御ユニット(モジュール)(スクラム弁含む)	G12-D004	126	○	スクラム弁(ロケーションNo. : 06-31/22-23)の漏えい確認にてシート漏えいが確認された。 当該弁(ロケーションNo. : 06-31/22-23)は、予め計画する追加点検対象であったため、分拆点検を実施した結果、弁棒には種、弁座にはシート面の欠損が確認された。	良	無	無	-	弁棒は予備品と交換、弁座は消耗品のため新品と交換した。	
制御棒駆動装置	制御棒駆動機構	G12-D005	-	○	(ロケーションNo. : 26-43) 燃料移動時に引抜き不良が確認された。その後、分拆点検及び作動試験を行い、異常のないことを確認した。	良	無	無	-	通常の点検作業実施後、スクラム試験などの作動試験を実施し、作動性能に異常のないことを確認した。	
					(ロケーションNo. : 38-43) 燃料移動時に引抜き不良が確認された。その後、分拆点検及び作動試験を行い、異常のないことを確認した。	良	無	無	-	通常の点検作業実施後、スクラム試験などの作動試験を実施し、作動性能に異常のないことを確認した。	
					(ロケーションNo. : 18-19) 基本点検における作動確認において、コアアップリング作業が確認された。原因究明のため分拆点検が必要と判断し、追加点検(分拆点検)を実施したが、弁棒には異常が確認されなかった。	良	無	無	-	コアアップリング部が適切に結合出来なかったことに対する対策として、コアアップリング作業についてチェックシートの見直しを実施した。また、コアアップリング部の状況を直接確認することとした。 また、コアアップリング部が正しく押定できなかったことに対する対策として、コアアップリングチェックについてチェックシートの見直しを実施した。 コアアップリングチェックが正しく押定できなかったことに対する対策として、制御棒分組輸出信号の発生状態においてコアアップリングチェックが正しく押定できないようなインタローックを設置した。	
					(ロケーションNo. : 42-39/02-35, 22-35, 26-07) FMCRDボルトチェッキ弁の漏えい試験にて、4枚(205枚中)のFMCRDに予備判定基準(2500cc/分以内)で判定しないものがあった。原因究明のため分拆点検を実施し、追加点検(分拆点検)を実施したが、弁棒には異常が確認されなかった。	良	無	無	-	FMCRDボルトチェッキ部の清掃を行い、再組立後、リーク試験を行い、異常のないことを確認した。	



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(8/20)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考			
							損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策		
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定	
(14)主タービン 蒸気タービン		N31-C001	-	-	基本点検における目視点検において、軸受の油切りにロータとの接触による損傷及び接触の痕等を確認した。また、予め計画する追加点検においては、翼(動翼と静翼)及び車軸の接触の痕、僅ならびに地震の荷重を直接受け保つ中間軸受台キーの変形、オイルシールリングの割れ、クラッシュエボンの接触跡等が確認された。	-	地震により、スラスト軸受及びジャーナル軸受の割れがロータに伝わり、ロータが壊れたことにより、軸受の油切りとロータとの接触、翼間(動翼と静翼)及び車軸の接触、クラッシュエボンの接触跡等が発生したものと考えられ、地震の影響によるものと判断した。	有	軸受の油切りの損傷、中間軸受の破損、オイルシールリングの割れ、クラッシュエボンの接触の損傷の程度は、機械に影響があるものと判断した。	否	要 軸受け油切り機、オイルシールリングの取替、中間軸受台キーの修理、クラッシュエボンの修理等を行った。	修理・手入れを実施した。	
							地震により、スラスト軸受及びジャーナル軸受の割れがロータに伝わり、ロータが壊れたことにより、軸受の油切りとロータとの接触、翼間(動翼と静翼)及び車軸の接触、クラッシュエボンの接触跡等が発生したものと考えられ、地震の影響によるものと判断した。			良	不要	通常の保守作業として車軸及び軸受け等の手入れを実施した。	
										良	不要	通常の保守作業として手入れを実施した。	
										良	不要		

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(9/20)

設備区分	機番名称	機番番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	備考
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
蒸気タービン	低圧タービン	N31-C002	A	-	基本点検における目視点検において、軸受の油切りにロータとの接触による損傷及び接触の痕跡を確認した。また、予め計画する追加点検においては、翼(動翼と静翼)及び車軸の接触の取替、クラウンチェンジの接触跡等が確認された。	-	有	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。 車軸及び軸受け蓋の接触面は、経年であるため機能には影響ないと判断した。	否	要 軸受油切り前の取替、クラウンチェンジの修理等を行った。	修理・手入を実施した。	
					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本行仕様書(第14段)に準拠した(第14段:12枚/304枚)	-	無	金属疲労の調査等を行った結果、高サイクル疲労が原因と考えられることから地震の影響によるものでないと判断した。	-	-	動翼について、交換又は修理を実施した。	
					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)及び車軸の接触の取替、クラウンチェンジの接触跡等が確認された。	-	有	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。 車軸及び軸受け蓋の接触面は、経年であるため機能には影響ないと判断した。	否	要 軸受油切り前の取替、クラウンチェンジの修理等を行った。	修理・手入を実施した。	
					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、高サイクル疲労が原因と考えられることから地震の影響によるものでないと判断した。	-	無	金属疲労の調査等を行った結果、高サイクル疲労が原因と考えられることから地震の影響によるものでないと判断した。	-	-	動翼について、交換又は修理を実施した。	
蒸気タービン	低圧タービン	N31-C002	C	-	基本点検における目視点検において、軸受の油切りにロータとの接触による損傷及び接触の痕跡を確認した。また、予め計画する追加点検においては、翼(動翼と静翼)及び車軸の接触の取替、クラウンチェンジの接触跡等が確認された。	-	有	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。 車軸及び軸受け蓋の接触面は、経年であるため機能には影響ないと判断した。	否	要 軸受油切り前の取替、クラウンチェンジの修理等を行った。	修理・手入を実施した。	
					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、高サイクル疲労が原因と考えられることから地震の影響によるものでないと判断した。	-	無	金属疲労の調査等を行った結果、高サイクル疲労が原因と考えられることから地震の影響によるものでないと判断した。	-	-	動翼について、交換又は修理を実施した。	
					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)及び車軸の接触の取替、クラウンチェンジの接触跡等が確認された。	-	有	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。 車軸及び軸受け蓋の接触面は、経年であるため機能には影響ないと判断した。	良	不要	通常の保守作業として手入を実施した。	
					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、高サイクル疲労が原因と考えられることから地震の影響によるものでないと判断した。	-	無	金属疲労の調査等を行った結果、高サイクル疲労が原因と考えられることから地震の影響によるものでないと判断した。	良	不要	通常の保守作業として手入を実施した。	

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(10/20)

設備区分	機組名称	機組番号	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	損傷原因の検討	健全性評価(追加評価)		
(15)発電機 発電機	主発電機本体	-	-	-	<p>予め計画する追加点検として軸受廻り詳細点検を実施した結果、軸受メタルに回転シャフトとの接触キズを確認した。また、浸透探傷検査にて部分的な欠陥を確認した。</p> <p>予め計画する追加点検としてブランチローター廻り詳細点検を実施した結果、ブランチローター廻りの構成品の回転キズ、コイル線、外磁電機鉄板、銅板、銅板の一部のノックピンの変形等が確認された。</p> <p>予め計画する追加点検としてキー、扇形歯、扇形ギョウ歯を点検した結果、扇形ギョウ歯の変形、アラメントキー廻りの塵、アラメント扇形歯取付ボルトの緩み、ライナー飛び出し、発電機線付ボルトワッシャーずれを確認した。</p>	-	有	<p>損傷原因は地震の影響によるものと判断した。</p> <p>主要構成品の大きな損傷には至っており、性能維持に影響はないと判断した。</p>	良	不要	<p>損傷部品の修理を実施した。</p>	
(17)燃料取扱機 燃料取扱装置	燃料取扱機	F15-E001	-	-	<p>燃料取扱機給電レールの変形が確認された。</p> <p>地震後に「制御系異常」警報が確認された。</p>	-	有	<p>仮置中のウェルシールドプラグが増置によって移動し、燃料取扱機給電レールに干渉した事により当該レールが変形したものと推定した。</p> <p>基本点検結果に異常がなかったことから、「制御系異常」警報は、地震により燃料取扱機車が増え、制御盤内の選定番号と台車の速度番号の不一致により発生したものと推定される。</p>	良	不要	<p>給電レールを交換し、目標確認により異常の無いことを確認した。</p>	
(18)クレーン 燃料取扱装置	原子炉建屋クレーン	U31-E001	-	-	<p>基本点検の結果、走行伝動用歯手(ユニバーサルジョイントのクロスピン)が破損し、動作不可であることを確認した。破損は着制(車輪側)電動降動、北側(車輪側)で着制箇所を確認された。</p> <p>また、ギター側面に設置の150ボイスリミットスイッチが破損し、走行伝動用歯手(ユニバーサルジョイント)のクロスピンに接触し、走行伝動用歯手(ユニバーサルジョイント)のクロスピンが破損した。破損は着制(車輪側)電動降動、北側(車輪側)で着制箇所を確認された。</p>	-	有	<p>走行伝動用歯手(ユニバーサルジョイントのクロスピン)は地震動により過大なトルクが発生し、破損したと考えられる。</p> <p>ギター側面に設置の150ボイスリミットスイッチが破損し、走行伝動用歯手(ユニバーサルジョイント)のクロスピンに接触し、走行伝動用歯手(ユニバーサルジョイント)のクロスピンが破損した。破損は着制(車輪側)電動降動、北側(車輪側)で着制箇所を確認された。</p>	良	不要	<p>走行伝動用歯手(ユニバーサルジョイントのクロスピン)については、当該歯手(ユニバーサルジョイント)のクロスピンを交換し、目標確認により異常の無いことを確認した。</p>	

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(11/20)

設備区分	機番名称	機番番号	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		地震影響の有無		健全性評価(追加評価)	
							損傷原因	構造強度・機能維持への影響			判定	対応策
(21)配管 補助ボイラに付 属する管	主配管1 (レストレント)	RE-MS- T011 RE-MS- T029	-	-	濡れ試験において弁P01-TCV-F207付近の配管より蒸気の濡れを確認した。当該箇所は保温被覆が剥離した結果、及び浸透探傷試験を実施した結果、P01-TCV-F207下流側管接合部に損傷を確認した。	-	無	-	-	当該箇所は、原子炉停止時種別用ラインの一部であり、系統上バイパスラインでの運用が可能であり、系前機室に影響するものではない。また、当該箇所について閉止処置を施しており、安全面も確保されている。 次回定期検査時、当該配管部の修理(交換)を実施する。		
					目視点検の結果、レストレント脚部(RE-MS-T011)に溶接部割れが確認された。また、向來部の部材損傷について浸透探傷試験を実施したところ、レストレント脚部(RE-MS-T029)に割れが確認された。	-	無	-	-	レストレント脚部(RE-MS-T011・RE-MS-T029)の補修を実施した。		
					低速走行試験を実施した結果、メカニカルスナップハバにスティック(固着)が確認された。	-	無	-	-	通常の保安作業として手入を実施後、低速走行試験を実施し異常の無いことを確認した。		
					目視点検の結果、スプリングハンガ2カ所の廻止め溶接部に割れを確認した。	-	有	良	否	念のため、取付ボルトの他の面に対して、点付け溶接を実施し、外観目視により異常の無いことを確認した。		
					目視点検の結果、スプリングハンガ1カ所のロックナット部に腐みを確認した。	-	有	良	否	念のため、ロックナットの締め付けを行い、外観目視により異常の無いことを確認した。		
					低速走行試験を実施した結果、メカニカルスナップハバにスティック(固着)が確認された。	-	無	-	-	通常の保安作業として手入を実施後、低速走行試験を実施し異常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(13/20)

設備区分	機番名称	機番番号	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
(24)復水器 復水器	復水器A	N61-B001	A	-	地震前の第8回定検点検結果では変形は確認され、その箇所はA,B,C全てのコーナー部に発生していることから、本事業は地震によるタービン復水器の揺れの連動から、蒸気流板が下部ホルダーと干渉し、曲げ加工(Cコーナーの下加工)で剛性が高いコーナー部分が塑性変形した事象であると判断した。	有	蒸気流板は伸縮継手に直接蒸気が当たるとのを防ぐために保護用で取り付けられており、変形は直接継手に影響するものではないと判断した。	良	不要	念のため、損傷蒸気流板について新製交換した。実施後、取付状況を確認し、異常の無いことを確認した。	
					基本点検における目視点検で水室フランジ部ホルターナットのズレ跡が確認された。	無	フランジ部ホルターナットに錆が確認されており、運転稼働により締付力が若干低下し、パッキンが徐々にみ出し、劣化・硬化し干切れるものではないと判断した。	-	復水器水室内面に目張り補修を実施した。		
					基本点検における目視点検で、水室フランジ部ホルターナットのズレ跡が確認された。	無	フランジ部ホルターナットに錆が確認されており、運転稼働により締付力が若干低下したため、終年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	-	ズレ量の大きい箇所のホルターナットについて、抜取り代番8本(2水室×4本)の取付しVTを行い、異常の無いことを確認した。また、ホルターナットのトルク締めを実施した。		
復水器B	-	B	-	地震前の第8回定検点検結果では変形は確認され、その箇所はA,B,C全てのコーナー部に発生していることから、本事業は地震によるタービン復水器の揺れの連動から、蒸気流板が下部ホルダーと干渉し、曲げ加工(Cコーナーの下加工)で剛性が高いコーナー部分が塑性変形した事象であると判断した。	有	蒸気流板は伸縮継手に直接蒸気が当たるとのを防ぐために保護用で取り付けられており、変形は直接継手に影響するものではないと判断した。	良	不要	念のため、損傷蒸気流板について新製交換した。実施後、取付状況を確認し、異常の無いことを確認した。		
				基本点検における目視点検で水室フランジ部ホルターナットのズレ跡が確認された。	無	フランジ部ホルターナットに錆が確認されており、運転稼働により締付力が若干低下し、パッキンが徐々にみ出し、劣化・硬化し干切れるものではないと判断した。	-	復水器水室内面に目張り補修を実施した。			
				基本点検における目視点検で、水室フランジ部ホルターナットのズレ跡が確認された。	無	フランジ部ホルターナットに錆が確認されており、運転稼働により締付力が若干低下したため、終年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	-	ズレ量の大きい箇所のホルターナットについて、抜取り代番8本(2水室×4本)の取付しVTを行い、異常の無いことを確認した。また、ホルターナットのトルク締めを実施した。			
復水器C	-	C	-	地震前の第8回定検点検結果では変形は確認され、その箇所はA,B,C全てのコーナー部に発生していることから、本事業は地震によるタービン復水器の揺れの連動から、蒸気流板が下部ホルダーと干渉し、曲げ加工(Cコーナーの下加工)で剛性が高いコーナー部分が塑性変形した事象であると判断した。	有	蒸気流板は伸縮継手に直接蒸気が当たるとのを防ぐために保護用で取り付けられており、変形は直接継手に影響するものではないと判断した。	良	不要	念のため、損傷蒸気流板について新製交換した。実施後、取付状況を確認し、異常の無いことを確認した。		
				基本点検における目視点検で水室フランジ部ホルターナットのズレ跡が確認された。	無	フランジ部ホルターナットに錆が確認されており、運転稼働により締付力が若干低下し、パッキンが徐々にみ出し、劣化・硬化し干切れるものではないと判断した。	-	復水器水室内面に目張り補修を実施した。			
				基本点検における目視点検で、水室フランジ部ホルターナットのズレ跡が確認された。	無	フランジ部ホルターナットに錆が確認されており、運転稼働により締付力が若干低下したため、終年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	-	ズレ量の大きい箇所のホルターナットについて、抜取り代番8本(2水室×4本)の取付しVTを行い、異常の無いことを確認した。また、ホルターナットのトルク締めを実施した。			

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(14/20)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考	
							損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
復水器	復水器C	N61-B001	C	-	基本点検における目視点検で、水室フランジ部ボルトナットのズレが確認された。	-	フランジボルトズレ部部に錆が確認されており、運転振動により締付力が若干低下したものであり、経年劣化が原因で地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-	ズレ量の大きい箇所はボルトナットについて、抜取り代書24本(3本×8本)の取外しVTを行い、異常のないことを確認した。また、ボルト全数のトルク確認を実施した。	
					予め計画する追加点検として浸透探傷試験を実施した結果、露内圧合ドリル配管のナット溶接部近側に損傷が確認された。	無	損傷部位を切り出し破面観察を実施した結果、破面のごく一部を除き露生面が確認されていること、表面が比較的平坦であり、内表面が確認出来ることから、損傷に至った原因は地震の影響ではなく、運転中の疲労による損傷と判断した。	-	-	損傷サボートについて新製交換を実施した。		
蒸気タービンに 所属する除交換 器	湿分分離加熱器	N35-B001	A	ガラス3	予め計画する追加点検として浸透探傷試験により溶接部の指示線や目視点検による溶接部の傷が確認された。	-	確認された指示線は円形指示線様であること、傷については内部構造物の取付溶接溶接部であり地震発生以前にも同様な箇所へ傷が確認されていることから経年的事象であり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-	当該部の増修や傷の除去を行った。	
					予め計画する追加点検として浸透探傷試験により溶接部の指示線や目視点検による溶接部の傷が確認された。	無	確認された指示線は円形指示線様であること、傷については内部構造物の取付溶接溶接部であり地震発生以前にも同様な箇所へ傷が確認されていることから経年的事象であり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	当該部の増修や傷の除去を行った。		
給排水系	第1給水加熱器A	N21-B001	A	-	要し給水加熱器へ基礎・グラウト部にき裂が確認された。	-	グラウトは構造設計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深に至るような形状ではないこと及び基礎ボルトの打診試験、超音波探傷試験結果に異常は無いことから、構造強度に影響はないと判断した。	良	不要	構造強度に影響はないと判断したが、念のため、グラウト部の増修を実施した。		

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(15/20)

設備区分	機番名称	機番番号	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
(26)変圧器 主要変圧器 (中性点接地舎)	主要変圧器	S11-MT R	-	-	予め計画する追加点検として目標点検を実施した結果、放圧管より油漏れが確認された。	-	地震の揺れにより変圧器内部の放圧装置に加わる圧力が変動したことにより放圧装置(弁)が動作し放圧弁から漏れ、たものであり、地震の影響によるものと判断した。	有	変圧器本体を保護するための動作用にスレは無いことから、巻線距離に変化は無く絶縁性能等には影響無いと判断した。	良	不要	地震による影響であるが、機能維持には影響が無いと判断した。放圧装置の交換を実施し、正期の状態に復旧した。
					予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、巻線部の絶縁物の一部にスレが確認された。	-	絶縁物の配列ズレであり、巻線距離に変化は無く絶縁性能等には影響無いと判断した。	良	不要	地震による影響であり、機能維持には影響が無いと判断したが、正期の状態にて復旧するため、絶縁物を元の位置に修復した。		
低起動変圧器	低起動変圧器	S12-LST R	6SB	-	基本点検における目標点検にて、放圧管より油漏れが確認された。	-	地震の揺れにより変圧器内部の放圧装置に加わる圧力が変動したことにより放圧装置(弁)が動作し放圧弁から漏れ、たものであり、地震の影響によるものと判断した。	有	変圧器本体を保護するための動作用であり機番の場番ではないことから、機械性能等には影響無いと判断した。	良	不要	地震による影響であるが、機能維持には影響が無いと判断した。放圧装置の交換を実施し、正期の状態に復旧した。
					基本点検における目標点検にて、放圧管より油漏れが確認された。	-	絶縁物の配列ズレであり、巻線距離に変化は無く絶縁性能等には影響無いと判断した。	良	不要	地震による影響であり、機能維持には影響が無いと判断したが、正期の状態にて復旧するため、絶縁物を元の位置に修復した。		
所内変圧器	所内変圧器	R11-HTR	6A	-	予め計画する追加点検として分解点検を実施した結果、巻線部の絶縁物の一部にスレが確認された。	-	地震の揺れにより変圧器内部の絶縁物に揺れが原因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	絶縁物の配列ズレであり、巻線距離に変化は無く絶縁性能等には影響無いと判断した。	良	不要	地震による影響であり、機能維持には影響が無いと判断したが、正期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として分解点検を実施した結果、巻線部の絶縁物の一部にスレが確認された。	6B	絶縁物の配列ズレであり、巻線距離に変化は無く絶縁性能等には影響無いと判断した。	良	不要	地震による影響であり、機能維持には影響が無いと判断したが、正期の状態にて復旧するため、絶縁物を元の位置に修復した。		
変圧器	補助ボイラ用変圧器	P62-J004	C	-	基本点検における目標点検にて、油面計指示の回着を確認した。	-	地震の前後で指示に著しい変化はなく、また計測に外観上の損傷もないことから経年劣化によるものと考えられるが、地震の影響を完全には否定できないと判断した。	有	補助ボイラ用変圧器(C)本体に潤滑油・油面の変動は確認されなかったため、変圧器の機能に影響はないと判断した。	良	不要	油面計の交換を実施した。
					基本点検における目標点検にて、本体下部に発錆を確認した。	-	経年による発錆であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	変圧器下部板の肉厚測定の結果、強度上問題ない厚さが残っていることを確認した。	



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(16/20)

設備区分	機番名称	機番番号	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)		
								地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	
(29)計器 継電器、調整器、検出器、変換器 低起動変圧器 (保護継電装置の種類)	低起動変圧器 (低起動変圧器温度高26 検出装置(警報用))	AD	-	-	基本点検における機能確認試験にて、接点の動作不良が確認された。	-	無	-	-	温度検出装置の交換を実施し、異常のないことを確認した。
起動領域モータ	起動領域モータ	C51-Z001	G	O	基本点検における目視点検にてコネクタと接続ケーブルの取り合い部にゆるみを確認された。	良	無	-	-	コネクタの交換を実施し、異常のないことを確認した。
出力領域モータ	甲知出力領域モータ (検出器)	C51-LPRM	-	O	基本点検における目視点検にてLPRM検出器番号コネクタとケーブル(対象はロケーション番号37A/00-49C)	良	無	-	-	コネクタの交換を実施し、異常のないことを確認した。
プロセスモータ /ポンク設備	精糖容器(D/W)内 空気放散機モータ	D23-RE005	A	O	基本点検における目視点検にて精糖容器内空気放散機モータ検出器(トライアール)の高圧電源用コネクタの芯線抜けを確認した。	良	無	-	-	コネクタの交換を実施し、異常のないことを確認した。
		D23-RE005	B	O	基本点検における目視点検にて精糖容器内空気放散機モータ検出器(トライアール)の高圧電源用コネクタの芯線抜けを確認した。	良	無	-	-	コネクタの交換を実施し、異常のないことを確認した。
	気体廃棄物処理系設備 工号排気放散機モータ	D11-RE111	A	-	基本点検における機能確認において気体廃棄物処理系設備工号排気放散機モータの検出器の校正機能の確認を実施したところ、校正回路における電圧値の上限時間や他の検出器と比べ低い状態であった。検出器校正回路を点検した結果、回路の校正/VOLTSを生成している素子の故障を確認した。	-	無	-	-	当該検出器については修理を実施し、異常のないことを確認した。
	排気筒放散機モータ (IC)	D11-RE043	B	-	基本点検における目視点検にて排気筒放散機モータ検出器のケーブルコネクタピン(ケーブル前)に芯線抜けを確認した。	-	無	-	-	コネクタの交換を実施し、異常のないことを確認した。

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(17/20)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考	
							損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)			対応策
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定		
エリアモニタリング設備 (原子炉建屋開放線系モータ)	R/B 3F 南東側エリア	D21-RE008	-	-	基本点検における機能確認にてエリアモニタリング機器の校正機能の確認を実施したところ、校正回路における機能確認の上昇時間が他の検出器と比べて長い状態である。検出器校正回路を点検した結果、回路の校正入力を生じている素子の故障を確認した。	-	無	-	-	当該検出器については交換を実施し、異常のないことを確認した。		
	R/B 2F 南東側エリア	D21-RE010	-	-	基本点検における機能確認にてエリアモニタリング機器の校正機能の確認を実施したところ、校正回路における機能確認の上昇時間が他の検出器と比べて長い状態である。検出器校正回路を点検した結果、回路の校正入力を生じている素子の故障を確認した。	-	無	-	-	当該検出器については交換を実施し、異常のないことを確認した。		
タイゼル発電機用69kV遮断器 (保電線電圧装置の種類)	発電機比率差動	RA3-87DC	-	○	タイゼル発電機(C)比率差動継電器に最小動作電流値の管理値逸脱が確認された。	良	無	-	-	当該継電器を新品と交換して動作試験を実施したところ、管理値内で動作することを確認した。		

表-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(18/20)

設備区分	機名	機種番号	種類	原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
(35) 除湿塔	計装用圧縮空気 油薬用除湿塔	P52-A004	-	-	濡れ試験のバウダリ漏れの際、 「除湿塔出口圧力低下警報」が発生し、 トリップする事象が発生した。	-	無	-	-	通常の保守作業として手入れを実施後、濡れ試験を実施し、除湿塔に濡れないないことを確認した。		
(38) 制御盤、電源盤	前内母線直直用(6.9kV メタケラ6A-1	M/G6A-1	-	-	基本点検における目視点検にて、5日ユニット用空遮断器のシャフト受えブッシュのすれを確認した。	-	無	-	-	メインシャフト受え及びシャフト受えブッシュの交換を実施し、遮断器の閉閉動作機能に異常のないことを確認した。		
圧力制御	主タービンEH油盤	H12-P685	-	-	基本点検における目視点検にて主タービンEH油盤の内漏開放用ストッパーが盤外に落ちたため取付けようとしたところ、ストッパーが収納出来なかった。ストッパーを確認したところ、変形が確認された。	-	有	良	不要	ストッパーの修正を行い、制御盤に収納できることを確認した。		
安全保護系	安全保護系盤	H11-601-4	-	○	基本点検における機能点検(エラーログ採取)のために安全保護系盤(H11-P681-4)ユニット内の基板に保守ツールを接続したが、インターフェース不良によりエラーログ採取が出来なかった。基板の点検を実施した結果、インターフェース用品の故障を確認した。なお、警報が発生していないこと及び、当該制御基板前面LED表示とFD表示に該制御基板の異常がないことを確認した。	良	無	-	-	-	基板の交換を行ない、異常のないことを確認した。	

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(19/20)

設備区分	機番名称	機番番号	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
原子炉冷却材循環装置 循環ポンプ電源装置	原子炉冷却材循環装置用 ポンプ可変周波数電源装置(F)	C81-P002	F	-	原子炉冷却材循環装置の点検結果として判定基準逸脱が確認された。	-	無	-	-	アイソレータの交換を実施し、特性試験にて異常の無いことを確認した。		
蓄電池及び充電器	直流125V充電器装置	R42-P002	C	O	動作確認試験において過電流継電器の動作不良が確認された。	良	無	-	-	継電器の交換を実施し、特性試験にて異常の無いことを確認した。		
			D	O	電流計の誤差の管理確認試験が確認された。	良	無	-	-	電流計の交換を実施し、特性試験にて異常の無いことを確認した。		
	直流125V充電器装置 6C・6D予備	R42-P011	-	-	動作確認試験において過電流継電器の動作不良が確認された。	-	無	-	-	継電器の交換を実施し、特性試験にて異常の無いことを確認した。		
	直流250V充電器装置	R42-P007	-	-	継電器取り付けフックの破損が確認された。	-	無	-	-	フックはキットの一部であるため、ソケット式の交換を実施し、交換後のシープテスト試験にて異常の無いことを確認した。		
変圧器	補助ボイラ(4C)電気盤	H21-P41Z	C	-	盤扉ストッパー金具等に異常が確認された。	-	有	盤扉ストッパー金具の変形であり盤の機能には影響がなかったことから、問題ないものと判断した。	良	不要	盤扉の修理を実施し覆旧した。	
バイタル交流電源装置	バイタル交流電源装置	R46-P002B	B	O	地震後のハットロールにおいて、盤内に吊り下げられていた並列制御の接点破れ内容物の一部が盤内に散乱しているのを確認した。	良	有	清掃して機能確認を実施したところ異常がなかったことから、問題ないものと判断した。	良	不要	散乱物を清掃後、絶縁抵抗を測定し、問題ないことを確認した。	

表-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(20/20)

設備区分	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
							損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)		対応策	
							損傷原因	地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響			判定
(43)ボイラ 補助ボイラ (4C)	開	P62-D001	C	-	目視点検において、水面計ユニオン部より漏えい跡を確認した。	-	ユニオン部の経年劣化による漏えいであり、地震の影響ではないと判断した。	-	-	修理後運転確認を行い、運転時漏えいがないことを確認した。健全性確認を行い異常がないことを確認した。		
					目視点検において、フード間閉鎖クランプ部からの蒸気リークを確認した。	-	グラッドハンギンクの経年劣化による漏えいであり、地震の影響ではないと判断した。	-	-	グラッドハンギンク交換を行い、運転時漏えいがないことを確認した。健全性確認を行い異常がないことを確認した。		
					目視点検において、缶体側給水ラインフランジ部からのリークを確認した。	-	フランジガスケットの経年劣化による漏えいであり、地震の影響ではないと判断した。	-	-	ガスケット交換を行い、運転時漏えいがないことを確認した。健全性確認を行い異常がないことを確認した。		
					基本点検における詰運転時に給水流量のプランクが確認された。翌確認の結果、給水流量計の動作不良を確認した。	-	追加点検で給水流量計の分解点検を実施したところ、給水流量計内部の駆動磁石部の軸受潤滑部に塵埃が確認された。当該流量計の地震後の動作不良の原因は当該流量計の地震後の給水流量計の動作不良によるものではなく、経年劣化によるものと考えられる。	-	-	駆動磁石部を交換し、異常のないことを確認した。		
						-		-	-			
(44)特殊フィルタ 非常用カス処理 主配管3(非常用カ ス処理系フィルタ装 置)	T22-D002	-	O	-	フィルタ装置内部床面に、軽微な発錆及び塗装の剥離を確認した。	良	塗膜の部分的な劣化による錆の発生であり地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	塗膜の劣化によるもので発錆箇所は補修塗装を実施後、目視点検を実施し、異常の無いことを確認した。		
					端子箱取付ボルトの一部に錆みが認められた。	良	ボルトに伸び等の異常が認められないこと及び端子箱に錆付かないことから地震の影響によるものではなく、締め付け不良と推定した。	-	-	再締め付けを実施後、目視点検を実施し、異常の無いことを確認した。		

#### 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、6号機における同配管系の配管肉厚測定実績の充実の観点も含め、サンプル箇所を選定して配管板厚測定を実施し、顕著な減肉が確認された場合は構造強度への影響について検討を行うこととした。なお、6号機の同配管系については、前回の定期検査（第7回定期検査）における測定実績があることから、これら実績についても減肉傾向有無の判断材料として使用することとした。

###### b. 配管板厚測定の概要

###### (a) サンプル箇所の選定

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

- ① 鋼種（炭素鋼製配管を対象）
- ② 内部流体（水単相，蒸気単相または気液二相の範囲を対象）
- ③ 通常運転状態（「待機」を除く）
- ④ 偏流部要素（エルボ，ティ，レギュレーサ等）の代表性
- ⑤ 作業性（放射線量等）

対象系統には，通常の配管減肉管理では管理対象外としている系統も含めることとし，主蒸気系，給水系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 1-1～4-1 参照）。

#### (b) 測定方法

配管減肉管理に関する社内指針に基づき，偏流部要素およびその下流部に，配管口径に応じた測定ポイント（周方向，流れ方向）を設定し（添付資料-4-1 図 5 参照），日本工業規格 JIS Z 2355「超音波パルス反射法による厚さ測定方法」に準拠し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。

#### (c) 測定結果の評価

配管減肉管理に関する社内指針においては，配管板厚測定値を，技術基準上の必要最小厚さ，詳細測定判定基準厚さ<sup>※1</sup>と比較評価するとともに，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6参照)。

### c. 配管板厚測定結果

第7回定期検査における測定実績および今回測定を行った各測定箇所における配管板厚測定結果を添付資料-4-1の表1に示す。

いずれの測定ポイントにおいても必要最小板厚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、公称板厚を若干下回る測定値が得られた測定ポイントが見られたが、いずれも製作時の製作公差内であり、顕著な減肉が進行していると判断される箇所は確認されなかった。

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

- ※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)

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

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



#### 4.1.4.2 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、6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。(添付資料-4-2 参照)

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

#### 4.1.4.3 原子力安全・保安院指示に基づく対応

設備健全性評価に関連し、原子力安全・保安院から、

- ① 「柏崎刈羽原子力発電所の設備の健全性評価に係る留意事項について(指示)(経済産業省 平成 20・05・16 原院第7号 平成 20年5月20日)」(表-4.1.4.1 参照)
- ② 「柏崎刈羽原子力発電所 7号機新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価報告書(機器レベルの点検・評価報告)を踏まえた追加的な指示について(経済産業省 平成 20・10・01 原院第3号 平成 20年10月3日)」(表-4.1.4.2 参照)
- ③ 「柏崎刈羽原子力発電所 6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・12・08 原院第24号 平成 20年12月9日)」(表-4.1.4.3 参照)

の指示を受けており、6号機に関する指示を抜粋し以下にまとめる。(表-4.1.4.1~3 参照)。

表-4.1.4.1 原子力安全・保安院指示に対する対応 (1/2)

	指示事項	対応内容
I.1.(1)	<p>(前略) 今回の地震による柏崎刈羽原子力発電所の施設への影響を把握するためには、地震応答解析における以下の1) から7) に掲げる種々の耐震裕度の要因に着目する必要がある。すなわち、これらの裕度要因が、損傷軽減に果たす役割を明確にすることによって、施設の健全性の客観的把握が可能となる。ただし、裕度については、機器によって異なることが考えられるので、いくつかの例によって、検討することが必要である。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 静的地震力の設定</li> <li>2) 床応答スペクトルの振幅の有無</li> <li>3) 解析モデルの設定</li> <li>4) 解析手法 (静的解析, 応答スペクトル解析, 時刻歴解析等)</li> <li>5) 減衰定数</li> <li>6) 損傷許容限界の保守的設定</li> <li>7) その他 (水平・垂直地震応力の組み合わせ, 地震後に判明した現実的な振動特性による耐震裕度への影響等)</li> </ol>	<p>疲労評価に際し6号機では3方向同時時刻歴応答解析を使用し従来の疲労評価との比較を行った。結果、本地震の現実的な等価繰返し回数は1桁程度であり、設計時に用いた等価繰返し回数(60回)には十分保守性が含まれていることを確認した。(添付資料2-1「耐震設計の保守性について(等価繰返し回数の算定)」参照)</p> <p>また、7号機報告書では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。(柏崎刈羽原子力発電所7号機新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価報告書 添付資料2-4参照)</p>
I.2.(1)	<p>当委員会としては、保安検査等で、東京電力株式会社における点検実施プロセスを確認するに当たっては、同社の原子力発電所の安全確保に関する自己責任の明確化の観点から、機器の運転や各種の測定作業等に東京電力株式会社以外のプラントメーカー等が携わっている場合には、それら作業等に係る東京電力株式会社の調達管理が、保安規定及び同規定に基づき同社が自ら定めた品質保証計画等に従って適切に行われていることを確認することが重要であると考えます。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> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 設備健全性に係る点検・評価の実施に際し、当社の品質マネジメントシステム文書である「保守管理基本マニュアル」および「設計管理基本マニュアル」等に基づき技術検討書「新潟県中越沖地震後の詳細点検の実施方針について」ならびに点検・評価計画書等を作成し、点検・評価を行った。</li> <li>② 点検・評価に係る業務の調達においては、「調達管理基本マニュアル」に基づき実施した。</li> <li>③ 設備健全性に係る点検・評価の実施において確認された不適合事象に対して、「不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき管理を実施した。</li> <li>④ 点検・評価結果の記録等の管理については、「文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき行っている。</li> <li>⑤ 地震応答解析の実施においては、「許認可解析の検証マニュアル」に基づき実施した。</li> </ol> <p>(「5. 品質保証」参照)</p>
I.2.(2)	<p>(前略) 当委員会としては、柏崎刈羽原子力発電所は、新潟県中越沖地震によって同発電所の設計用地震動を上回る地震動によって影響を受けたものであることを踏まえ、動的機器や電気・計装機器のうち、特に安全上重要なものについては、個々の機能確認のほか、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6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。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」参照)。</p> <p>余震も考慮した疲労評価を実施した(「4.1.2.3(2)b. 疲労評価」参照)。</p>

表-4.1.4.1 原子力安全・保安院指示に対する対応 (2/2)

	指示事項	対応内容
I.2.(4)	<p>当委員会としては、原子力発電所の施設における被害経験の蓄積そのものが、耐震設計の最も貴重な参考資料となると考える。したがって、今回の設備点検等に際し、東京電力株式会社においては、設備の重要度に応じて発生要因分析や情報共有を図ることが必要である。さらに、重要度の低い事象（雑水タンク座屈など）についても、他の産業界への有効活用の観点から、積極的な情報公開を図ることも重要である。</p> <p>保安院においては、東京電力株式会社に対し、こうした取り組みを促していくことを求める。</p>	<p>耐震重要度の低い過水タンクの座屈事象および耐震重要度の高い設計となっている軽油タンクについて解析などを実施し、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>

表-4.1.4.2 原子力安全・保安院指示に対する対応

	指示事項	対応内容
1.	<p>平成19年新潟県中越沖地震における観測地震波と地震応答解析に用いた地震波を比較すると、短周期の一部において相違が確認されている。この相違については、クロスチェック解析により問題ないことが確認されているが、貴社としても、地震により支持構造物に発生した応力（以下「発生応力」という。）と評価基準値の差が小さいと評価されている支持構造物（残留熱除去系、給水系、原子炉補機冷却水系等の支持構造物）に関し、短周期部分の相違が発生応力に与える影響について定量的に評価を行うこと。</p>	<p>6号機の設備において、原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響および原子炉建屋の床の柔性の影響について検討した。（添付資料2-2「6号機原子炉建屋床柔性の影響および原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について」参照）</p>
2.	<p>先般、当院は、耐震・構造設計小委員会構造ワーキンググループにおける審議を踏まえ、新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項について（平成20・08・29原院第10号）をもって、念のため床などの柔性を考慮した解析を行うことを指示したところである。7号機については、クロスチェック解析により床の柔性の影響は比較的小さいと評価されているが、貴社としても、床の柔性が発生応力に与える影響について定量的な評価を行うこと。</p>	<p>6号機の設備において、原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響および原子炉建屋の床の柔性の影響について検討した。（添付資料2-2「6号機原子炉建屋床柔性の影響および原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について」参照）</p>
3.	<p>残留熱除去系配管支持構造物（メカニカルスナッパのうち1か所）の地震応答解析の結果について、貴社による地震応答解析においては発生応力が評価基準値以下という結果となっているが、一方で、クロスチェック解析においては上記1.及び2.に記した事項を考慮した解析を行っているため、発生応力が当該評価基準値以上という結果となっている。</p> <p>このため、貴社においては、設備点検（低速走行試験）による当該支持構造物の健全性確認を行い、現に異常が無いことを確認しているが、貴社が行った地震応答解析についても詳細な分析を行うこと。</p>	<p>6号機の設備において、原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響および原子炉建屋の床の柔性の影響について検討した。（添付資料2-2「6号機原子炉建屋床柔性の影響および原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について」参照）</p>

表-4.1.4.3 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.	<p>平成20年12月8日、原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、貴社柏崎刈羽原子力発電所6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た。11月22日の同発電所7号機のタービン建屋火災に引き続き本件火災が発生したこと、さらには本件火災の発生から消防機関への通報までおよそ1時間を要したことは、誠に遺憾である。</p> <p>このため、当院は、貴社に対し、本件火災の発生及び通報に時間を要した原因並びに再発防止対策について、貴社における調達管理のあり方も含めて徹底した検討を行い、速やかに報告することを求める。</p>	<p>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、「工事共通仕様書」における使用前点検項目の不足、通報連絡体制が不明確であることなどの問題点が抽出された。対策として「工事共通仕様書」に工所用機器は付属品も含めて管理することを明記するとともに「工事共通仕様書」に例示された機器の点検項目に不足がないか確認する。また、火災発生時の通報連絡体制における責任分担を「工事共通仕様書」で明確にする。また、火気作業に携わる作業員全員を対象に、火災発生時の通報連絡体制における責任分担にかかる教育を実施し、認識の再徹底を図るよう周知することとした。（参考資料4「柏崎刈羽原子力発電所6号機タービン建屋地下1階（非管理区域）での火災にかかる原因並びに再発防止対策について」参照）。</p>

#### 4.1.4.4 6号機以外で確認された不適合事象に関する点検の状況

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

このうち、水平展開を図るべき事象は4件（4件は変圧器関連の不適合）であった。6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。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。

基礎間の不等沈下対策については、6号機の変圧器および電源母線ダクト基礎は同一の人工岩盤上に設置しているため、対策は不要と判断した。また、漏油防止対策として、所内変圧器と電源母線との取合部の変位吸収量増加と電源母線ダクトの接続位置変更を実施した。さらに、短絡・地絡防止対策として、電源母線ダクト内面の絶縁強化を実施した。

##### (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。本事象の水平展開として、所内変圧器については、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。主変圧器については、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。

## 4.2 系統レベルの点検・評価

### 4.2.1 系統機能試験

#### 4.2.1.1 対象系統

対象系統は、電気事業法に基づく事業用電気工作物の工事計画書に記載のあるすべての系統とした（表-4.2.1.1 参照）。

#### 4.2.1.2 試験方法

##### (1) 試験方法

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

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

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

表-4.2.1.1 系統機能試験一覧

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

※1 原子炉冷却系統設備の検査と重複する試験項目

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

## (2) 地震影響を特に注意する観点から実施する項目

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

### a. 試験実施前の前提条件の確認

系統機能試験実施前の前提条件の確認として、試験に係わる設備の健全性が、機器レベルの点検・評価によって確認されていることおよび系統機能試験に関連する定期事業者検査が完了していることを確認する。また、系統機能試験時に実作動の状態を確認しない論理回路確認等については、定期事業者検査の記録を個別に確認する。

### b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認

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

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

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

### c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認

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

### d. 地震前の試験結果との比較

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

### 4.2.1.3 系統機能試験結果

系統機能試験については、全 26 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、液体廃棄物処理系機能試験）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、補助ボイラーに付属する給水ポンプ電動機、非常用ガス処理系フィルタ装置、液体廃棄物処理系主要弁等であり、ほとんどが部品の取替、補修等により復旧した機器であったが、系統運転時における状態確認を行い、復旧状態に異常のないことを確認した。

d. **地震前の試験結果との比較**

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

(2) **試験において確認された異常（不適合）事象**

系統機能試験にて確認された異常（不適合）事象は、

- (a) 原子炉停止余裕試験
- (b) ほう酸水注入系機能試験
- (c) 非常用ガス処理系機能試験
- (d) 原子炉建屋気密性能試験
- (e) 補助ボイラー試運転試験

の5試験で確認されたが設備に係わる不適合事象はなく、いずれも誤記など、運用上の不適合事象であり、試験の成立性に影響を及ぼさないものであった（添付資料-5-3 参照）。

## 4.2.2 系統健全性の評価

### 4.2.2.1 系統健全性の評価の方法

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

### 4.2.2.2 系統健全性の評価結果

系統機能試験の結果、すべての試験において判定基準を満足しており、重点的に確認する項目についても異常は確認されなかった。また、試験中に確認された異常（不適合）事象については、地震の影響によるものではないと評価した。従って、地震による系統機能への影響はなく、系統機能は正常に発揮され技術基準に適合しているものと評価した（添付資料-5-4参照）。

## 5. 品質保証

### 5.1 品質保証活動

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

具体的な活動は以下のとおりである。

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

なお、7号機における配管の構造強度評価結果の一部誤り等※の解析業務の不適合を受けて、水平展開として「許認可解析の検証マニュアル」に基づき、解析実施状況調査によりその実施状況の確認を実施して、問題ないことを確認した。

※ 「配管の構造強度評価結果の一部誤り」

「タービン建屋の地震応答解析における耐震壁及び補助壁の取扱いの不適合」

## 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2,476人、非破壊試験（目視点検を除く）要員延べ560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たっていることを確認した。

### (3) 系統機能試験実施者の力量管理

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

## 5.3 社内品質安全部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たっていること。

(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っている。

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、建屋間の貫通部において、6号機では3箇所、7号機については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3参照）



## 6. 点検評価の実施体制

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

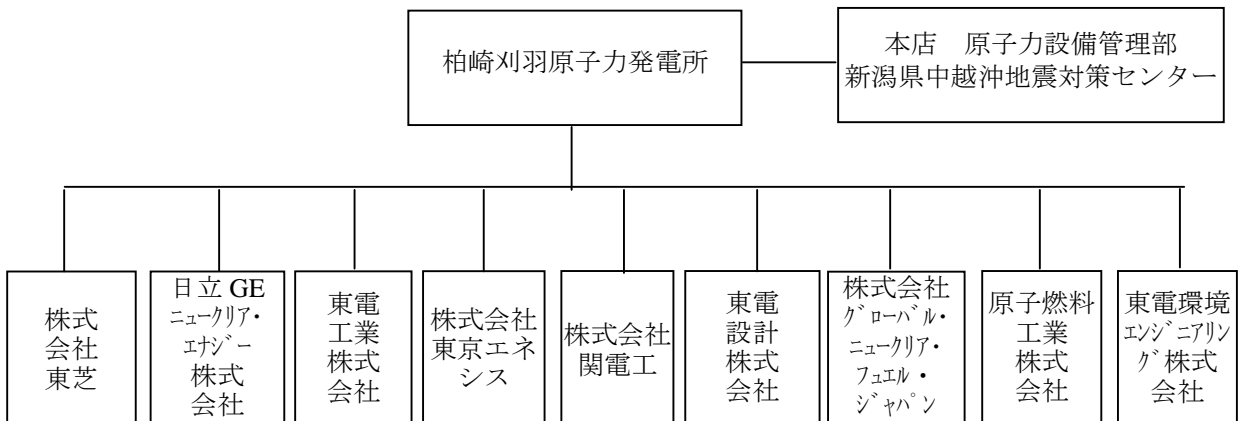


図-6.1 点検・評価体制

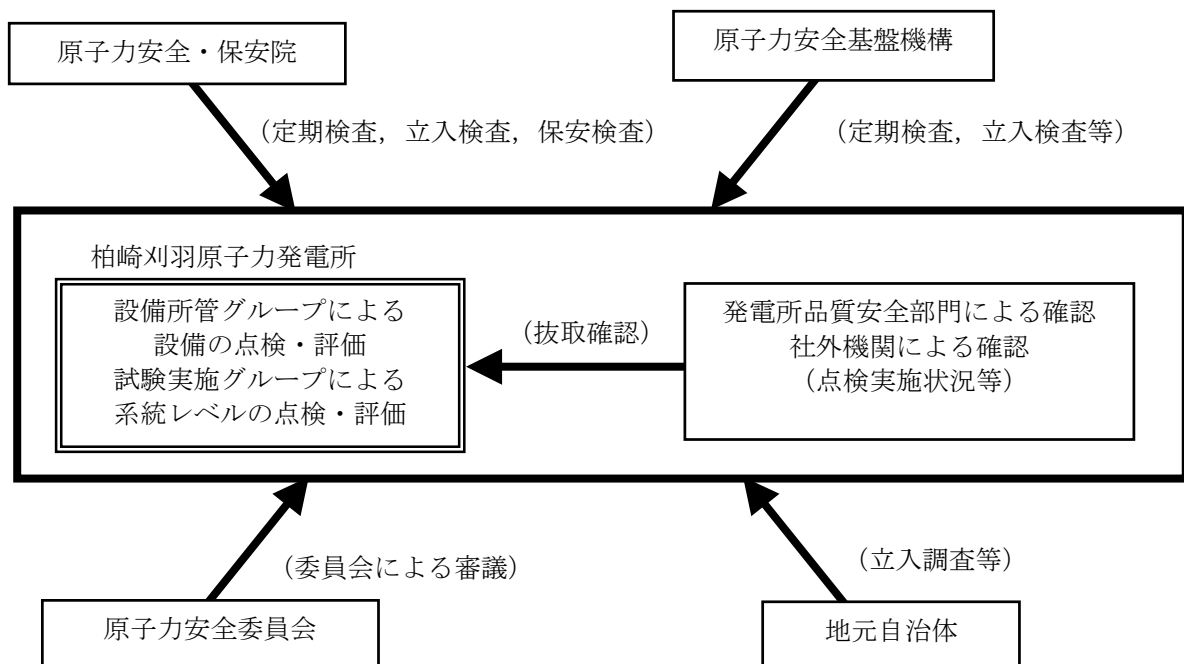


図-6.2 第三者による点検・評価の確認体制

## 7. 評価のまとめ

柏崎刈羽原子力発電所 6 号機は、本地震後の設備健全性評価を行うにあたり、原子炉施設保安規定に基づき定めた特別な保全計画に従い、機器レベル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 1538 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 39 機器に確認した。また、41 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はないと判断した。

※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 39 機器のうち、6 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（4 機器）

➤ 主タービン（高圧，低圧(A)(B)(C)）の内部構造物の接触・損傷等

### 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

・ 走行伝動用継手の破損（ユニバーサルジョイント）

➤ 給水加熱器ドレンベント系

・ オイルスナッチのターンバックルロッド部の曲がり

これらの損傷については、部品の取替，補修，手入れ等により原形復旧を完了している。

なお、上記 41 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 97 設備および動的機能維持評価 37 設備を終了し、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>A</sub>S 等の評価基準値を超えているものはなかったことから、上記の対応を伴わず設備の健全性が確認できた。

また、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、6、7 号機の設備点検が終了したことから、構造強度や機能維持に影響を受けた主要機器の損傷状況を比較した。その結果、損傷の有無及び程度の違いは、プラントの運転状態が異なっていたこと（6 号機は停止中、7 号機は運転中）や、構造の相違により地震による影響が異なったこと（原子炉建屋天井クレーン駆動部）等に起因する事象であった。（添付資料-6 参照）

今回の特別な保全計画における設備点検で得られた「基礎部の微細なひび」および「支持構造物で確認された事象」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	耐震設計の保守性について（等価繰返し回数の算定）
添付資料-2-2	6号機原子炉建屋床柔性の影響および原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について
添付資料-3-1	6号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る総合評価
添付資料-3-2-1	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-3-2-2	支持構造物で確認された事象の概要について
添付資料-3-2-3	制御棒駆動機構と制御棒の結合部で確認された事象の概要について
添付資料-3-2-4	制御棒の引き抜き不良事象の概要について
添付資料-3-2-5	所内蒸気系配管で確認された事象の概要について
添付資料-3-2-6	原子炉隔離時冷却系主要弁で確認された事象の概要について
添付資料-3-3-1	原子炉建屋クレーンで確認された事象の概要について
添付資料-3-3-2	主タービンに確認された事象の概要について
添付資料-3-3-3	主発電機に確認された事象の概要について
添付資料-3-3-4	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）
添付資料-5-1	系統機能試験結果一覧

- 添付資料-5-2 重点的に確認する項目の確認結果一覧
- 添付資料-5-3 系統機能試験にて確認された異常（不適合）事象の評価一覧
- 添付資料-5-4 系統健全性の評価結果一覧
- 添付資料-6 6号機及び7号機で発生した不適合事象に関する考察（損傷機器の比較）

## 9. 参考資料

- 参考資料-1 柏崎刈羽原子力発電所 6 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 軽油タンクと移送ラインの点検結果について
- 参考資料-3 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-4 柏崎刈羽原子力発電所 6 号機 タービン建屋地下 1 階（非管理区域）での火災にかかる原因並びに再発防止対策について
- 参考資料-5 6 号機に係る不適合事象の処理状況について
- 参考資料-6 柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機の耐震強化工事に伴う不活性ガス系小口径配管サポートの取付箇所の相違について

## 10. 参考文献

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