

柏崎刈羽原子力発電所5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（案）  
（機器レベルの点検・評価報告）

平成21年11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 5号機での観測結果 .....	4
2.4 5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・評価の結果の概要 .....	9
4. 機器レベルの評価 .....	10
4.1 設備点検 .....	10
4.1.1 対象設備 .....	10
4.1.2 点検方法 .....	10
4.1.3 各機種別の設備点検結果 .....	16
4.2 地震応答解析 .....	22
4.2.1 解析評価方針 .....	22
4.2.2 解析評価方法 .....	23
4.2.3 解析結果 .....	28
4.2.4 まとめ .....	29
4.3 総合評価 .....	61
4.3.1 総合評価の方法 .....	61
4.3.2 総合評価結果 .....	64
4.4 その他留意すべき事項 .....	84
4.4.1 経年劣化事象の考慮 .....	84
4.4.2 塑性変形に対する評価 .....	88
4.4.3 5号機以外で確認された不適合事象に関する点検の状況 .....	88
5. 品質保証 .....	91
5.1 品質保証活動 .....	91
5.2 力量管理 .....	92
5.2.1 点検者の力量管理 .....	92
5.3 社内品質安全部および社外機関による確認 .....	93
5.3.1 点検者の力量確認 .....	93
5.3.2 点検実施状況の確認 .....	93
6. 点検評価の実施体制 .....	95

7. 評価のまとめ .....	96
8. 今後の予定 .....	98
8.1 機器レベルの設備点検 .....	98
8.2 系統健全性の確認 .....	98
9. 添付資料 .....	99
10. 参考資料 .....	100
11. 参考文献 .....	101

## 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 5 号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価計画書」（以下、「点検・評価計画書」という）を定め、原子炉の蒸気発生前までに健全性確認ができる設備を対象に点検、および評価を実施してきた。

本報告書は、点検・評価計画書に定められた対象設備における設備点検、ならびに地震応答解析が概ね終了したことから、これらの結果について取り纏めるとともに、総合評価を実施したものである。

## 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。

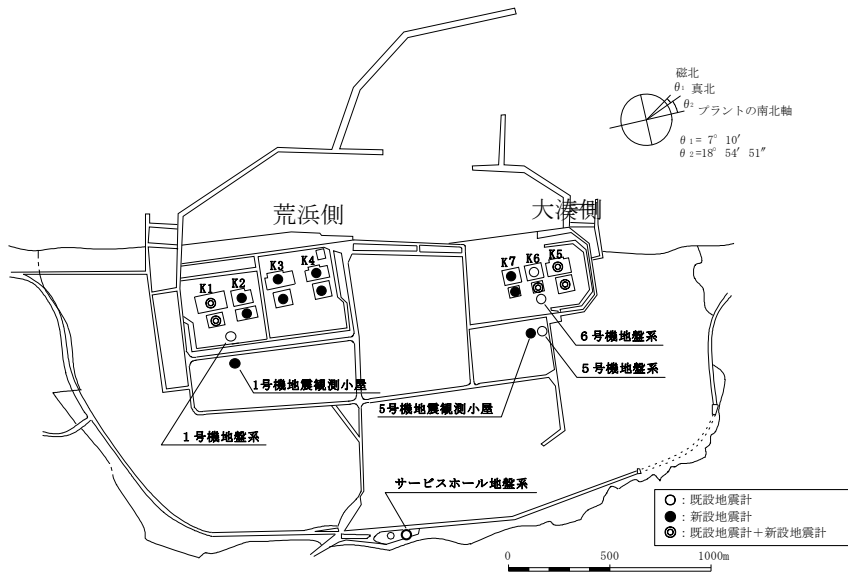


図-2.2.1 柏崎刈羽原子力発電所における地震観測点の配置

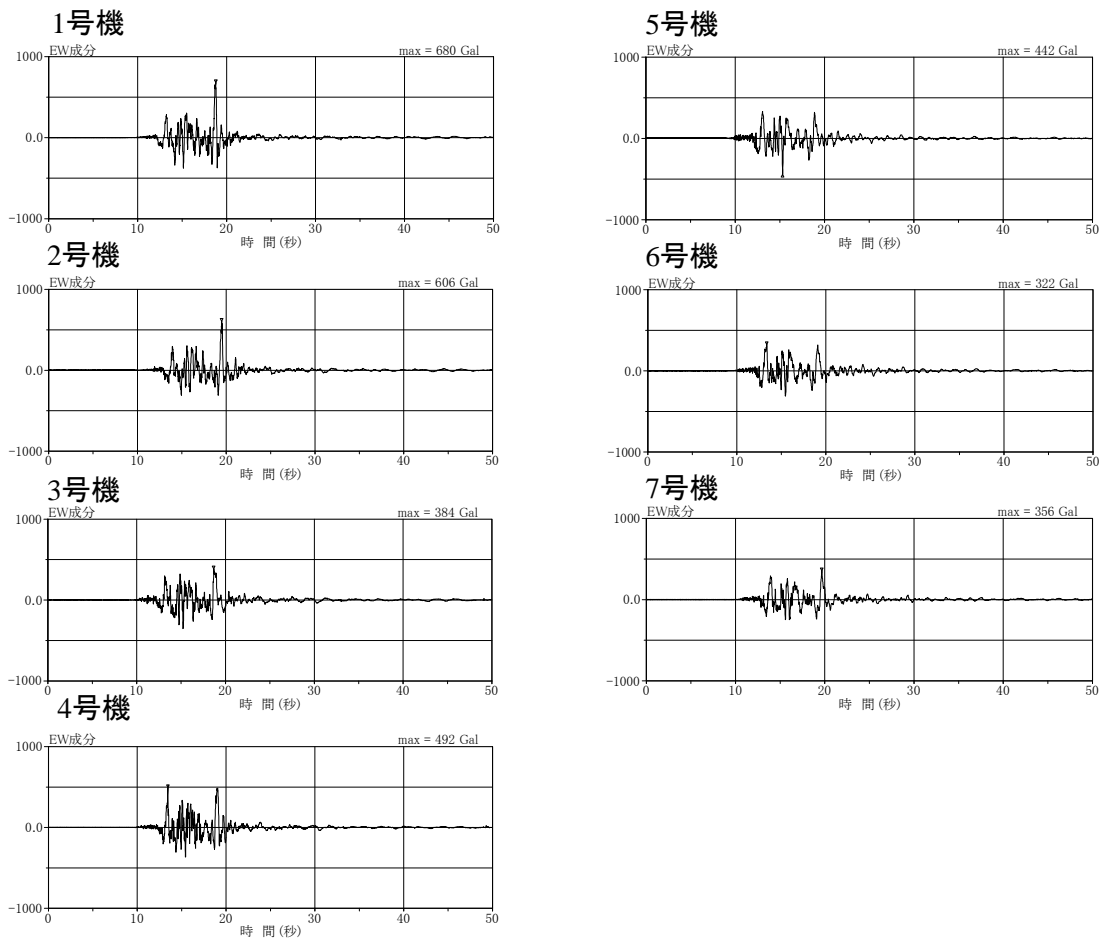


図-2.2.2 原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形（東西方向）

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 5号機での観測結果

5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 **254gal** に対し東西方向で **442gal** であった。

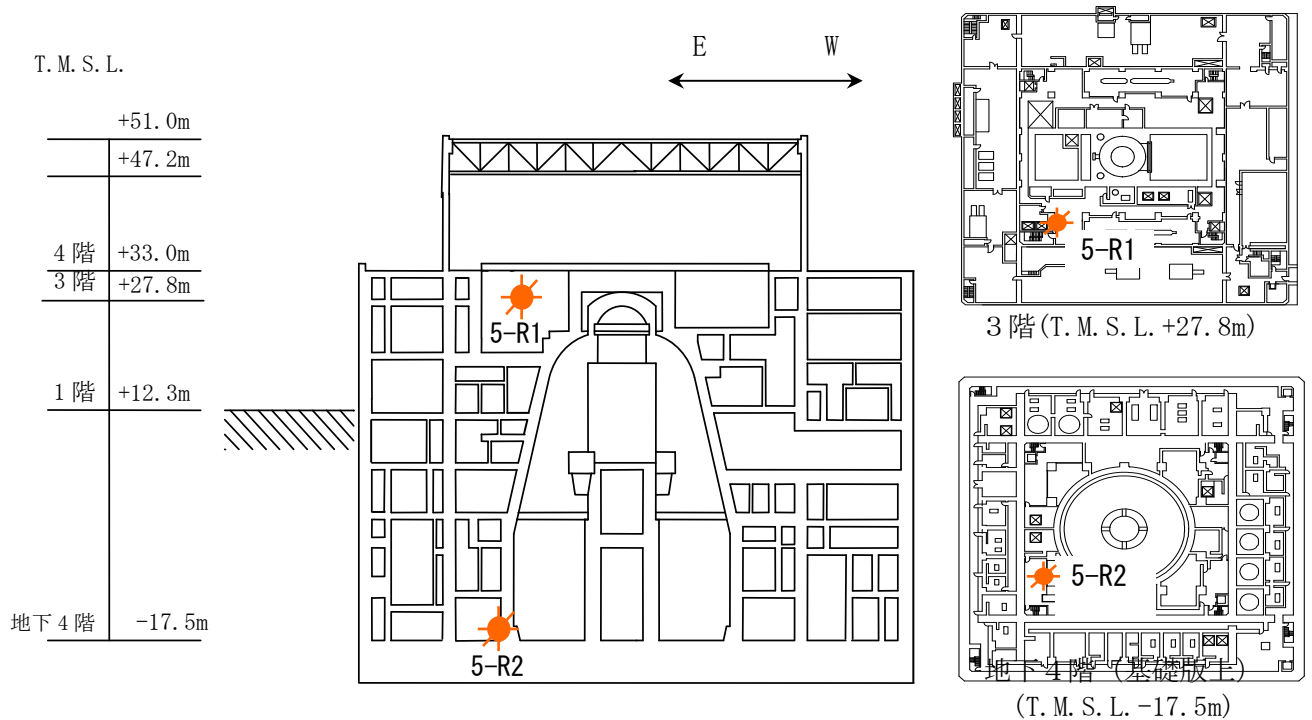


図-2.3.1 5号機原子炉建屋地震計配置図 (赤星部)

図-2.3.1の5-R2での計測波形

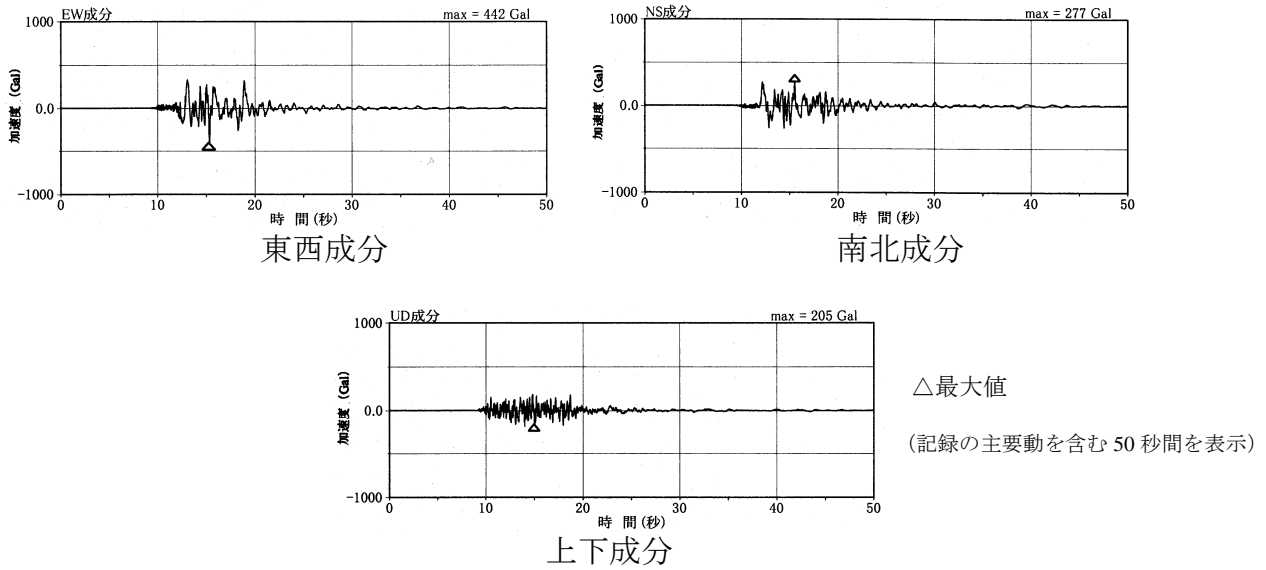


図-2.3.2 5号機 原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形

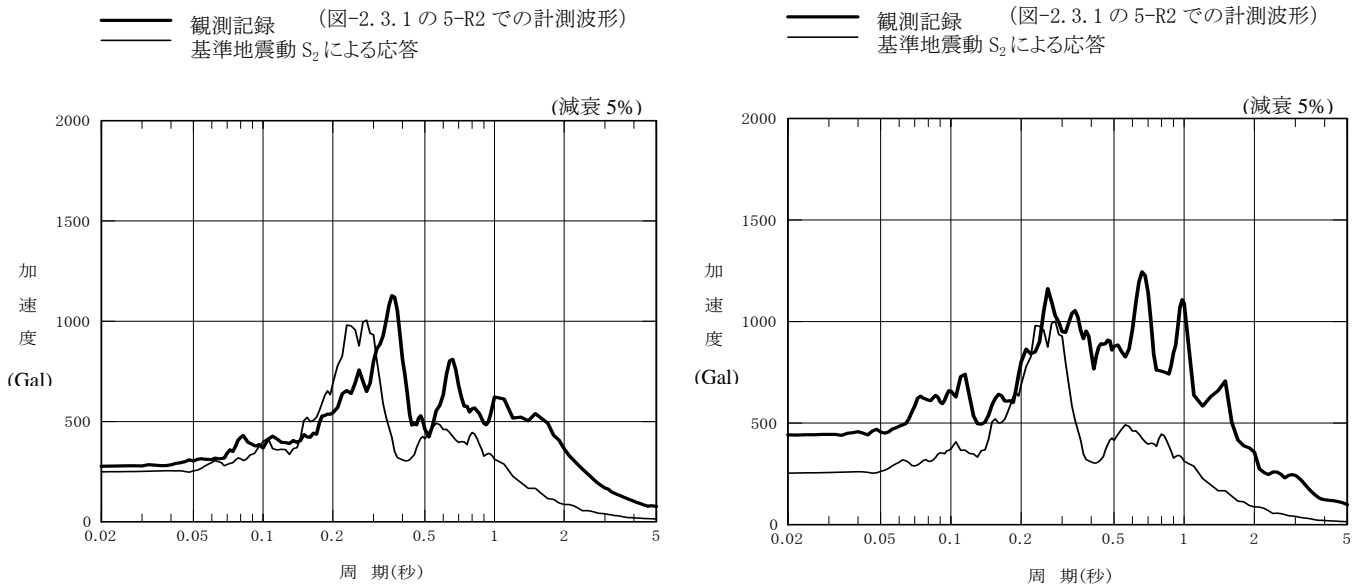


図-2.3.3 5号機 原子炉建屋基礎版上の加速度応答スペクトル

## 2.4 5号機の状況

地震発生当時、柏崎刈羽原子力発電所5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

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

※ 原子炉安全上重要な設備：

重要度分類クラス1の設備および重要度分類クラス2の設備であって、耐震安全上重要度が高い設備（耐震クラスがAs、Aのものおよびその他動的地震動による耐震評価の対象としているもの）を指す。

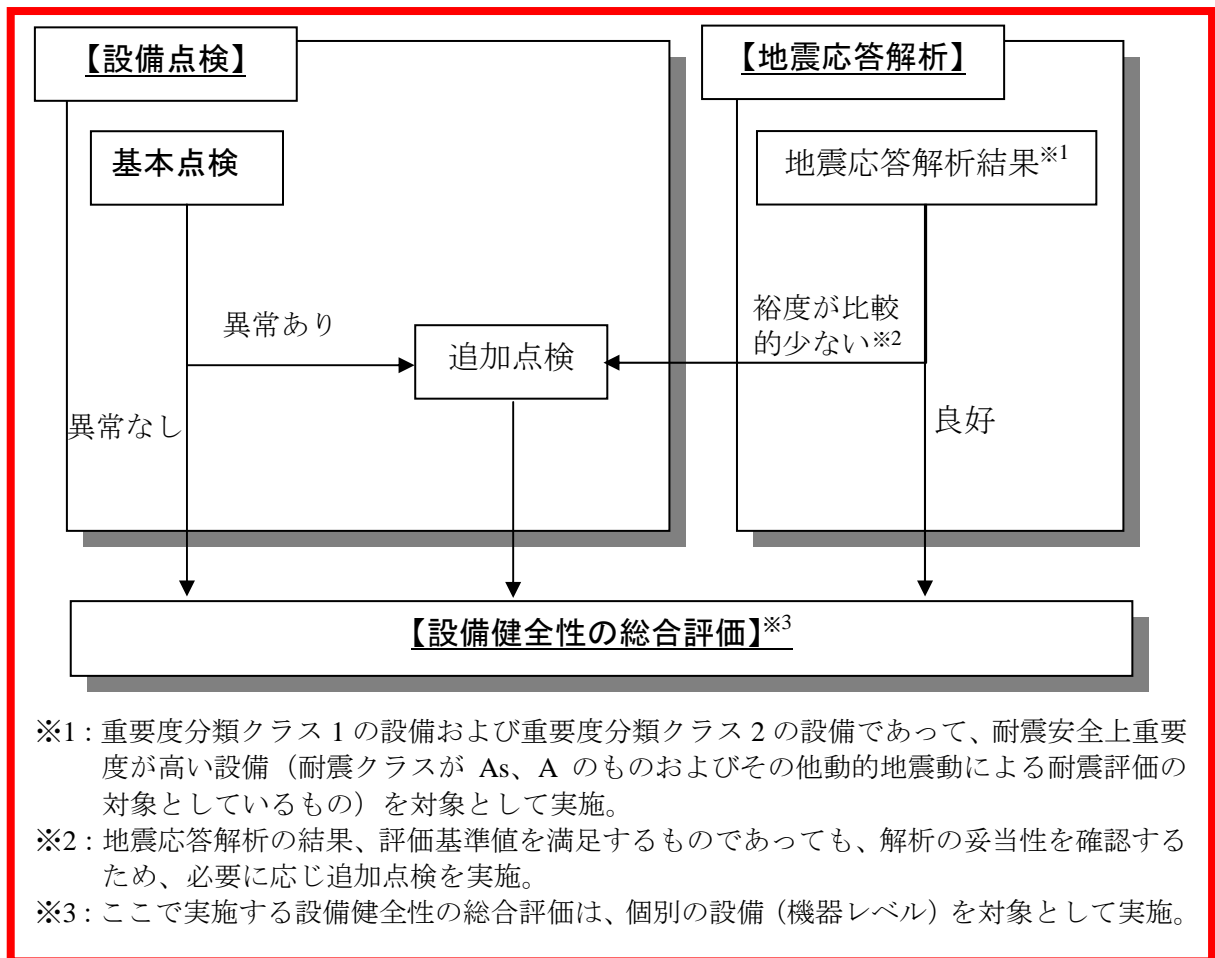
### 3.1.2 系統レベルの点検・評価

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

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

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

## 機器レベルの点検・評価



赤太枠内が今回の報告範囲

## 系統レベルの点検・評価の範囲

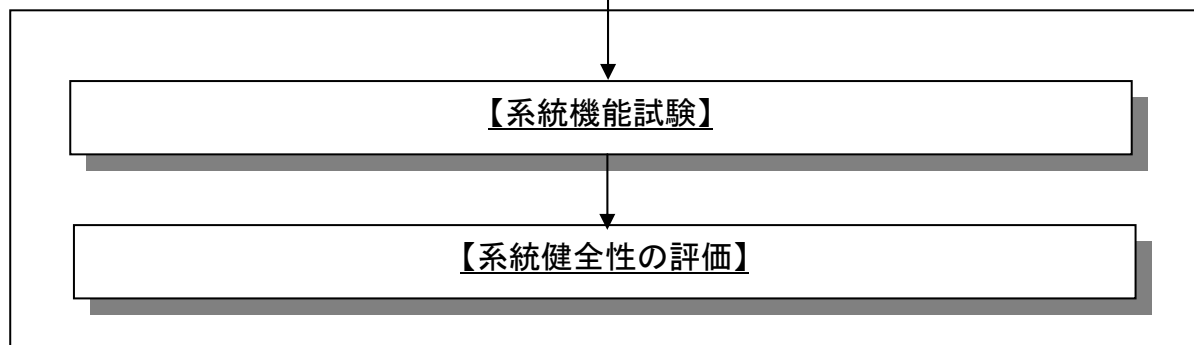


図-3.1.1 点検・評価の全体フロー

### 3.2 機器レベルの点検・評価の結果の概要

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

- ・ 「点検・評価計画書」対象設備の基本点検のうち、目視点検ならびに実施可能な作動試験および漏えい試験等について、概ね終了したこと
- ・ 予め計画する追加点検が終了したこと
- ・ 地震応答解析が終了したこと

から、設備の健全性について評価を行った。

設備の健全性評価の結果、原子炉安全上重要な機器については、原子炉压力容器や原子炉格納容器の漏えい試験等一部終了していない設備があるが、これまでの設備点検において、地震による重大な異常（不適合）はなかったこと、ならびに、地震応答解析において、許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S等の評価基準値を超えているものはなかったことから、機器レベルにおいて概ね機能が維持されていたものと評価した。

設備点検として、点検対象総数約 1,960 機器を抽出し、現時点での健全性評価を行った結果、109 機器に不適合が確認されたが、いずれも原子炉安全を阻害する可能性はなく、部品の取替、補修、手入れ等により原形に復旧することで対応している。

不適合が確認された 109 機器のうち 33 機器は地震に起因するものであった。さらにその中で構造強度や機能維持へ影響を及ぼす可能性のあるものは 11 機器であり、主タービンの内部構造物接触や主変圧器の内部構造物のずれ等の地震力による部品等のずれ、擦れ事象等であった。これらはいずれも補修、取替え等により原形復旧できる事象であった。残り 76 機器に関しては通常の点検時に見られる経年的な劣化事象やゴミかみ等の偶発的な事象等であったことから、本地震の影響によるものではないと判断した。

## 4. 機器レベルの評価

### 4.1 設備点検

#### 4.1.1 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、**約 1,960** 機器（このうち原子炉安全上重要な機器は**約 800** 機器）を抽出した。

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

※1 固化設備等

#### 4.1.2 点検方法

##### (1) 対象設備の分類

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

表-4.1.1 点検対象設備分類一覧

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

※ 対象機器なし

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

## (2) 各機種の点検方法

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

なお、埋設された機器や狭隘部に設置された一部の機器（9機種 18部位）には、目視点検が困難な箇所があることから、周辺部位の目視点検、漏えい試験等の代替点検、あるいは地震応答解析によって、健全性確認を実施するよう計画した（「4.1.3 各機種の設備点検結果」参照）。

### a. 動的機器

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

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

① 基本点検：目視点検、作動試験、漏えい試験 等

② 追加点検：分解点検 等

なお、作動試験等の実施にあたっては、定期事業者検査等における作動試験の判定基準を用いることを基本としたが、診断技術の活用※、過去複数回の作動試験時の記録（地震前データ）との比較も可能な範囲で実施するよう計画した。

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

## 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、追加点検を計画する。

- 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、追加点検を計画する。

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



### (3) 予め計画する追加点検

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

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

- ・ 機器内部に摺動部、駆動部等を有する設備（動的機器）
- ・ 一般的に地震力による影響が大きいと考えられる部位（配管、基礎部、支持構造物等を選定）
- ・ 地震による相対変位の影響が大きいと考えられる部位（原子炉圧力容器ノズル、建屋間貫通部等）
- ・ 構造が複雑でかつ性能に対する地震力の影響が懸念される機器（主変圧器等）
- ・ 地震応答解析の結果、他の箇所比べて地震の影響が比較的大きい箇所（原子炉格納容器スタビライザ等）

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

- ・ 駆動源が蒸気である等の理由により、プラント停止中に作動試験の実施および作動状態の確認が困難な設備（主タービン等）
- ・ 内包する流体が蒸気である等の理由により、プラント停止中に運転圧による漏えい確認ができない設備（主蒸気系配管、復水器等）

表-4.1.2 予め計画する追加点検範囲と実施理由

追加点検理由	点検対象			点検方法
	対象範囲	対象機種	対象機器	
【Ⅰ】 基本点検と地震 応答解析による 評価により、十 分に健全性の確 認が可能である ものと考えられ るが、より確実 な設備健全性の 確認および知見 拡充の目的で実 施する追加点検	機器内部に摺動部、駆 動部等を有する設備	(a)動的機器	・機種および建屋ごとに代表 1 機器	分解点検
	一般的に地震力による 影響が大きいと考えら れる部位	(b)配管	・地震応答解析の結果、他の箇所 に比べて地震の影響が比較的 大きい箇所	詳細目視点検 (解析範囲で3カ所) 浸透探傷試験 (解析範囲で1カ所) 超音波探傷試験 <sup>※2</sup> (解析範囲で1カ所) 硬さ測定 <sup>※2</sup> (解析範囲で1カ所)
		(c)基礎部	・機種ごとに代表 1 機器および原 子炉建屋フロアごとに代表 1 機器	詳細目視点検 基礎ホルトのトルク確認 (全数の 10%) 超音波探傷試験 (全数の 10%)
		(b)配管	・建屋間貫通部に施設される箇所	詳細目視点検 浸透探傷試験 超音波探傷試験 <sup>※2</sup>
	地震による相対変位の 影響が大きいと考えら れる部位	(d)支持 構造物等	・建屋間貫通部に施設される配管 近傍の支持構造物等	浸透探傷試験
		(e)原子炉 圧力容器	・ノズルセーフエンド	浸透探傷試験 <sup>※3</sup> 超音波探傷試験 <sup>※2</sup>
	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	(f)変圧器	・主変圧器 ・所内変圧器 ・高起動変圧器	分解点検
	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	(g)原子炉 格納容器	・原子炉格納容器スタビライザ	詳細目視点検 浸透探傷試験 <sup>※2</sup>
		(d)支持 構造物等	・原子炉冷却材再循環系配管 支持構造物 (メカニカルスナッチ)	低速走行試験 分解点検
	【Ⅱ】 プラント停止中 に基本点検の実 施が困難な設備 における、停止 中の設備健全性 を確認する目的 で実施する追加 点検	駆動源が蒸気である等 の理由により、プラ ント停止中に作動試験 の実施および作動状態 の確認が困難な設備	(a)動的機器	・主タービン ・主発電機 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・タービン駆動原子炉給水ポンプ 等
(d)支持 構造物等 (メカニカル スナッチ)			・設計時の評価および地震応答解 析の結果において、他の箇所に 比べて地震の影響が比較的大き い箇所	低速走行試験
内包する流体が蒸気であ る等の理由により、 プラント停止中に運転 圧による漏えい確認が できない設備		(b)配管	・主蒸気系配管 ・抽気系配管 等	詳細目視点検
		(h)復水器等	・主復水器 ・給水加熱器 ・湿分分離器 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

※3 作業性、被ばく線量等を考慮し、可能な範囲で実施

### 4.1.3 各機種 of 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、「4.3 総合評価」において実施する。

#### 4.1.3.1 基本点検および追加点検結果

現時点（平成 21 年 11 月 10 日現在）において、設備点検は概ね完了しており、全体の **90%**（このうち原子炉安全上重要な機器については **89%**）が完了している（表-4.1.3 参照）。

なお、現時点で点検が完了していない設備は、燃料が炉内に装荷されている状態で作動、漏えい試験を実施する設備（**約 100 機器**）、主タービン、主復水器等、点検に長期間を要する設備（**約 80 機器**）である。これらの設備については、順次点検を実施していく。

表-4.1.3 基本点検実施数

点検種別	対象機器数 (約 <b>1,960</b> 機器中)	左記のうち 原子炉安全上重要な機器 (約 <b>800</b> 機器中)	備考
目視点検	約 <b>1,960/1,960</b> 機器	約 <b>800/800</b> 機器	※
作動試験・機能試験	約 <b>1,440/1,500</b> 機器	約 <b>600/610</b> 機器	
漏えい確認	約 <b>660/840</b> 機器	約 <b>240/330</b> 機器	

※ 一部代替点検を実施

## (1) 基本点検結果

### a. 基本点検結果

基本点検の結果、異常（不適合）が確認されたものは93機器であり、地盤沈下による変形、機器のこすれ等の事象や、通常の保全で確認される経年劣化事象等が確認された。確認された事象は、設備健全性評価が完了している6、7号機と、全般的に同様の傾向であった。

### 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（原子炉压力容器内側基礎ボルト、原子炉压力容器ドレンノズル、サーマルスリーブ等）については、周辺部の目視点検、漏えい試験等を行い、健全性を確認した（添付資料-1-4 参照）。

## (2) 追加点検結果

### a. 基本点検の結果に基づく追加点検

基本点検の結果、異常（不適合）が確認されたものは93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（63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（30機器）（表-4.1.4 参照）。

### b. 地震応答解析の結果に基づく追加点検

地震応答解析の結果は、評価基準値を満足していることから、解析結果に基づき追加点検を行った機器はない（表-4.1.4 参照）。

表-4.1.4 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	30 機器	9 機器	
地震応答解析の結果、比較的裕度が少ないと判断された設備	1 機器	1 機器	

c. 予め計画する追加点検（添付資料-1-5 参照）

(a) 動的機器の追加点検

1) 機種および建屋ごとの代表機器

機能上影響のない微細な傷等の有無を確認するため、念のためポンプ、弁、ファン等の分解点検を実施した結果、ほう酸水注入系ポンプ(A)分解点検の浸透探傷試験にて、コネクティングロッドホワイトメタル部に許容値を超える指示模様、非常用ディーゼル発電機(A)空気圧縮機ピストンピンメタルの噛み傷および復水ポンプ(B)電動機軸受温度測定用ケーブルの被覆剥がれによる心線の露出の経年劣化事象等を確認した。

2) 駆動源が蒸気等の理由で作動試験が実施できない機器

作動試験が実施できない機器（主タービン等）について分解点検を実施した結果、高圧および低圧タービンにおいて動翼と静翼、および軸受油切りと車軸との接触痕等<sup>\*</sup>を確認した。また、主発電機本体においては、軸受廻り油切りと回転子軸との接触痕やコレクタハウジングエア一切板と回転子軸との接触痕<sup>\*</sup>等を確認した。

※ 詳細については、表-4.2.2 参照のこと

(b) 配管の追加点検

1) 地震応答解析の結果、他の箇所 비해地震影響が比較的大きい箇所

配管における詳細な目視点検（維持規格 VT-1<sup>\*</sup>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、異常のないことを確認した。なお、硬さ試験による塑性ひずみ測定については、詳細を「4.4.2 塑性変形に対する評価」に示す。

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

2) 建屋間貫通部に施設される箇所

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

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

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

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

(c) 基礎部の追加点検

知見拡充のために実施する追加点検として、原子炉建屋の各階ごとおよび機種ごとに代表設備を選定し、基礎ボルトの締付トルク確認（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、異常のないことを確認した。

(d) 支持構造物等の追加点検

1) 建屋間貫通部に施設される配管近傍のサポート等

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、き裂等の異常のないことを確認した。

2) プラント停止中に作動状態の確認が困難な設備

配管が入熱された状態における作動状態の確認が困難なメカニカルスナッパについて、設計時の評価および地震応答解析の結果、他の箇所比べて地震の影響が大きいと考えられる箇所について、低速走行試験を実施した。その結果、作動状態に異常のないことを確認した。

3) 地震応答解析の結果、他の箇所比べて地震の影響が大きいと考えられる箇所

原子炉再循環系配管メカニカルスナッパ (SNM-RHR-18-1) については、地震応答解析の結果、評価基準値を満足しているものの、詳細評価を行った設備であることから、低速走行試験に加え、分解点検を実施した。その結果、作動状態は良好であり、内部構成部品に変形等の異常のないことを確認した (4.3.2 総合評価結果参照)。

(e) 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 (12 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、高圧炉心スプレイノズルセーフエンド (N16) については、超音波探傷試験を実施し、異常のないことを確認した。

(f) 変圧器の追加点検

構造が複雑でかつ性能に対する地震力の影響が懸念される変圧器について、分解点検を実施した結果、地震の影響による損傷として、

- ・ 主変圧器における、放圧管からの油漏れ、内部構造物全体と巻線のずれ、および鉄心構造材固定金具の取付ボルトの折損
- ・ 所内変圧器(A)、(B)における内部構造物全体のずれ、および鉄心ブロックの部分的なずれ
- ・ 2号高起動変圧器における内部構造物全体と巻線部絶縁物のずれを確認した。

(g) 原子炉格納容器の追加点検

地震応答解析の結果において、他の箇所比べて地震の影響が比較的大きい原子炉格納容器スタビライザについて、追加点検として詳細目視点検および浸透探傷試験を実施し、異常のないことを確認した。

(h) 復水器等の追加点検

復水器(A)、(B)、(C)において、整流板の浮き上りおよび変形\*、海側水室内部コーナー部の塗装のひびを、復水器(A)、(B)においては、水室フランジ部の漏えい痕を、主復水器(B)においては、抽気系配管ラグ溶接部に浸透指示模様\*を確認した。また、湿分分離器においては、胴溶接部に浸透指示模様等を確認した。



## 4.2 地震応答解析

### 4.2.1 解析評価方針

重要度分類クラス 1 の設備および重要度分類クラス 2 の設備であって、耐震安全上重要度が高い設備（耐震クラスが As、A のものおよびその他動的地震動による耐震評価の対象としているもの）について構造強度評価および動的機能維持評価を実施した。

なお、評価にあたり、下記の観点から解析対象設備を選定した。

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

具体的には、表-4.2.1 に示す主要設備に属するポンプ、タービン、容器、熱交換器等の機器、配管系、および電気計装設備である。

また、耐震クラスが B の設備のうち、燃料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。

## 4.2.2 解析評価方法

### (1) 地震応答解析の概要

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

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

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

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

#### a. 地震応答解析に用いる建屋応答加速度

##### (a) 原子炉建屋応答加速度

本地震が観測された階（3階:TP+27.8m および基礎版上:TP-17.5m（TP:東京湾平均海面））については観測記録を用い、それ以外の階については、観測記録をもとに建屋応答解析で算出された建屋応答加速度を用いた。建屋応答加速度は、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会（以下「耐震・構造設計小委員会」という。）にて審議された値を用いた。

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

衰定数、模擬地震波の位相特性等)を考慮して拡幅が行われるが、本評価では、観測記録、または観測記録にもとづく建屋応答解析による応答加速度を用いるため拡幅は行わない(表-4.2.2 参照)。

原子炉建屋各階の床応答スペクトルの例(減衰定数 1%)を図-4.2.1(1)～図-4.2.1(18)に示す。また、原子炉建屋各階の最大床加速度を表-4.2.5に示す。

#### (b) タービン建屋および海水熱交換器建屋の応答加速度

タービン建屋および海水熱交換器建屋に設置される設備については、耐震・構造設計小委員会にて審議されたタービン建屋および海水熱交換器建屋の建屋応答加速度を用いて評価を実施した。

タービン建屋各階の床応答スペクトルの例(減衰定数 1%)を図-4.2.2(1)～図-4.2.2(12)に示す。タービン建屋のモデルは多軸であるため、同じフロアの多数の応答解析結果を包絡して設備評価用の床応答スペクトルを作成した。タービン建屋各階の最大床加速度を表-4.2.6に示す。

また、海水熱交換器建屋の床応答スペクトルの例(減衰定数 1%)を図-4.2.3(1)～図-4.2.3(6)に、最大床加速度を表-4.2.7に示す。

5号機原子炉建屋、タービン建屋および海水熱交換器建屋の配置図を図-4.2.4に示す。

#### b. 建屋・機器連成応答解析モデル

原子炉建屋内の大型機器(原子炉圧力容器、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-4.2.5(1)～4.2.5(3)参照)。これらのモデルのうち建屋側については設計時から一部見直しが考慮されており、耐震・構造設計小委員会にて審議されている(表-4.1.2.2 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-4.2.3 および表-4.2.4 に示す。原則として「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に規定された値を用いたが、既往の試験・検討等で妥当性が確認された値も評価に用いた（表-4.2.2 参照）。

(2) **構造強度評価の方法**

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

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

※ 下記 d. 参照

a. **簡易評価（応答倍率法による評価）**

大型機器である原子炉格納容器、原子炉圧力容器および炉内構造物等については、本地震にもとづく地震力（加速度、せん断力、モーメント、軸力）と設計時における地震力との比を求め、設計時の応力に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、あるいは時刻歴応答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. 詳細評価

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

※ 下記 d.参照

d. 評価基準値

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

(3) 動的機能維持の評価方法

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

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

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、5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-4.2.2 に示す。

5号機は本地震時、定期検査中で停止していたため、大型機器および計測制御系統設備（炉内に設置されている設備）の内、設計時と同等の評価を実施した設備については、本地震時の状態を評価に反映した（下記①）。

①地震時プラント状態における条件

原子炉 圧力容器	RPV 円筒胴
	下部鏡板
	制御棒駆動機構ハウジング貫通孔
	支持スカート
	再循環水出口ノズル(N1)
	主蒸気ノズル(N3)
	給水ノズル(N4)
	低圧炉心スプレイノズル(N5)
	制御棒駆動機構ハウジング支持金具
	原子炉格納容器スタビライザ
	ブラケット類
炉内 構造物	蒸気乾燥器
	シュラウドヘッド
	気水分離器
炉心支持 構造物	炉心シュラウド
	シュラウドサポート
	炉心支持板
	燃料支持金具
計測制御 系統設備	局部出力領域モニタ検出器集合体
	中性子源領域計測装置、中間領域計測装置ドライチューブ
原子炉 格納施設	サプレッションチェンバ底部ライナ
	上部シヤラグ
	下部シヤラグ

⇒本地震時の温度を評価基準値に反映した。

### 4.2.3 解析結果

#### (1) 解析の進捗状況

解析対象設備のすべてについて評価を終了した。

構造強度評価                   ・ ・ ・ 110 設備

動的機能維持評価           ・ ・ ・ 44 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 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。

原子炉冷却材再循環系配管の支持構造物（メカニカルスナバ）については、算出値は設計容量（定格容量の 1.5 倍）を超えるが、評価基準値をスナッパ構成部品の構造強度評価値に見直した詳細評価を実施することにより、算出値が評価基準値を満足することを確認した（4.3.2 総合評価結果参照）。

詳細評価を実施したこれらの設備は、予め計画する追加点検を実施した。（4.3.2 総合評価）

##### b. 疲労評価

地震による 1 次+2 次応力が厳しくなる設備を選出し、疲労評価を実施した。

原子炉圧力容器 - 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、原子炉隔離時冷却系配管、原子炉圧力容器ノズルより高圧炉心スプレイノズル（N16 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高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系配管を選出した。疲労評価では、設計時に用いた等価繰返し回数 60 回における疲労評価を実施した。

疲労評価の結果を表-4.1.2.10 に示す。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は評価基準値を満足することを確認した。

### (3) 動的機能維持評価結果

動的機能維持の評価結果を表-4.1.2.11に示す。各機器の応答加速度は、いずれも評価基準値以下であることを確認した。

#### 4.2.4 まとめ

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



表-4.2.1 柏崎刈羽 5 号機 As、A クラス主要設備一覧

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

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

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

表-4.2.2 地震応答解析に用いた設計時と異なる条件

建屋応答解析、床応答スペクトル	
①建屋・機器連成応答解析モデルの建屋側に下記の見直しを適用 ・コンクリートのヤング率の算出に実剛性を適用 ・耐震壁に加え補助壁の剛性も考慮	原子炉格納容器、原子炉 圧力容器、炉内構造物の 解析に適用
②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 Ke（割増係数）の適用（参考文献 5 参照）	配管の疲労評価に適用
④形状係数 $\alpha$ (全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比または 1.5 のいずれか小さいほう)の適用（参考文献 5 参照）	容器に適用
⑤水平と上下方向の応答の組合せにおける組合せ係数法の適用（参考文献 8 参照）	原子炉本体の基礎のアンカボルトに適用
現実の運転状態の反映※	
①RPV 円筒胴， 下部鏡板， 制御棒駆動機構ハウジング貫通孔， 支持スカート， 再循環水出口ノズル(N1)， 主蒸気ノズル(N3)， 給水ノズル(N4)， 低圧炉心スプレイノズル(N5)， 制御棒駆動機構ハウジング支持金具， 原子炉格納容器スタビライザ， ブラケット類， 蒸気乾燥器， シュラウドヘッド， 気水分離器， 炉心シュラウド， シュラウドサポート， 炉心支持板， 燃料支持金具， 局部出力領域モニタ検出器集合体， 中性子源領域計測装置、中間領域計測装置 ドライチューブ， サプレッションチェンバ底部ライナ， 上部シヤラグ， 下部シヤラグ，	: 本地震時の温度を評価基準値に反映

※ その他の荷重条件、温度条件、圧力条件等は設計時と同一

表-4.2.3 機器・配管系の減衰定数

対象設備	減衰定数(%)	
	水平方向	上下方向
溶接構造物	1.0	1.0 <sup>※1</sup>
ボルトおよびリベット構造物	2.0	2.0 <sup>※1</sup>
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0	1.0 <sup>※1</sup>
電気盤	4.0	1.0 <sup>※1</sup>
燃料集合体	7.0	1.0 <sup>※1</sup>
制御棒駆動装置	3.5	1.0 <sup>※1</sup>
配管系	0.5~3.0 <sup>※1</sup>	0.5~3.0 <sup>※1</sup>
燃料取替機	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-4.2.4 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。

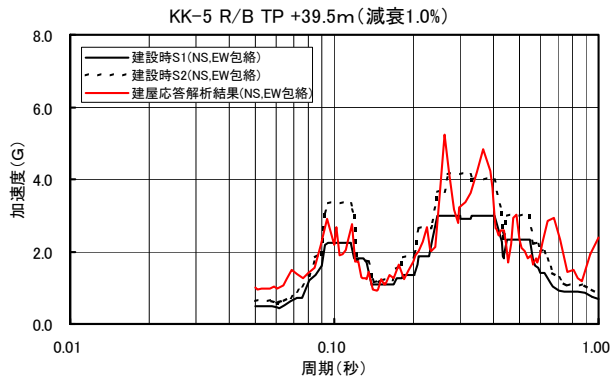


図-4.2.1 (1) 天井クレーン階 (TP+39.5m)

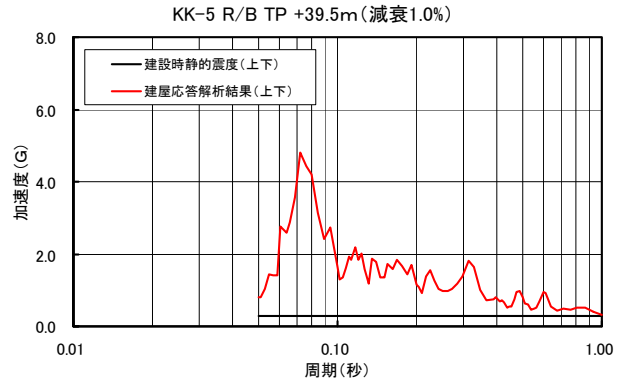


図-4.2.1 (2) 天井クレーン階 (TP+39.5m)

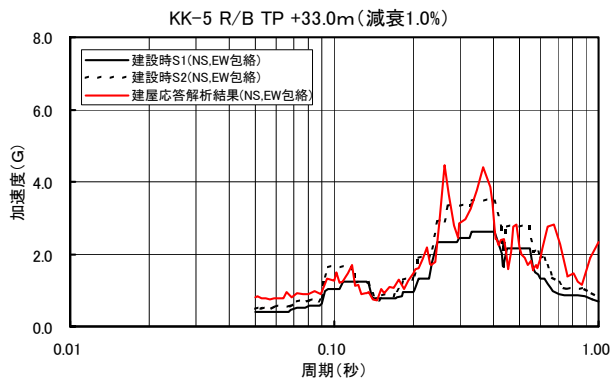


図-4.2.1 (3) 4階 (TP+33.0m)

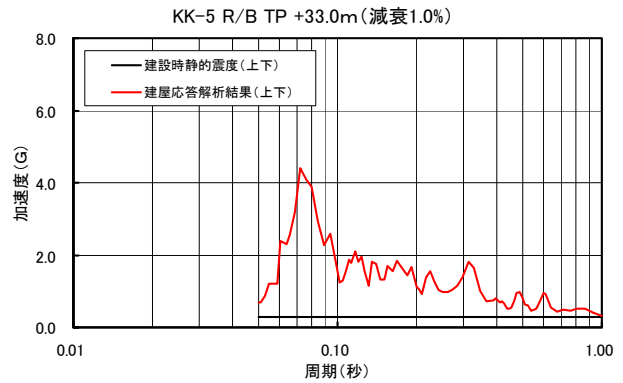


図-4.2.1 (4) 4階 (TP+33.0m)

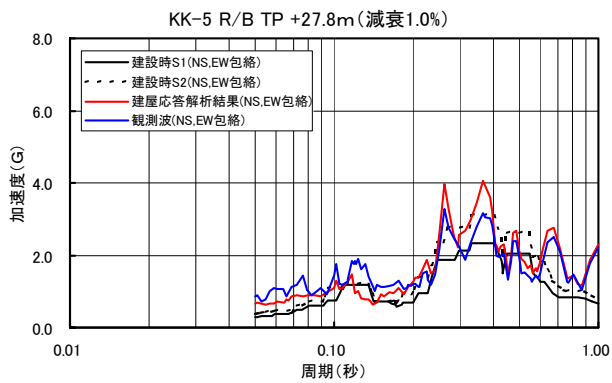


図-4.2.1(5) 3階 (TP+27.8m)

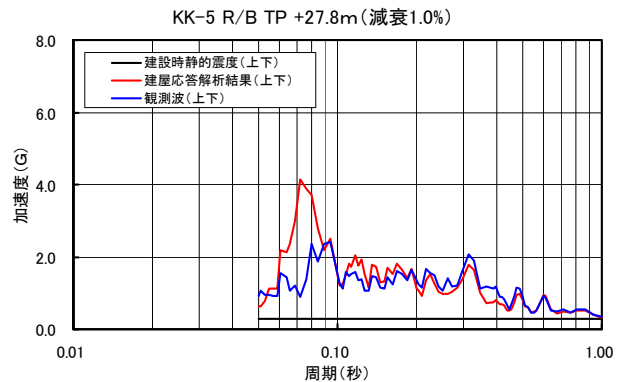


図-4.2.1(6) 3階 (TP+27.8m)

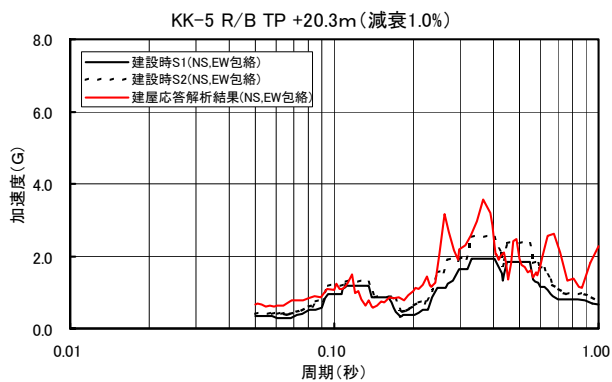


図-4.2.1(7) 2階 (TP+20.3m)

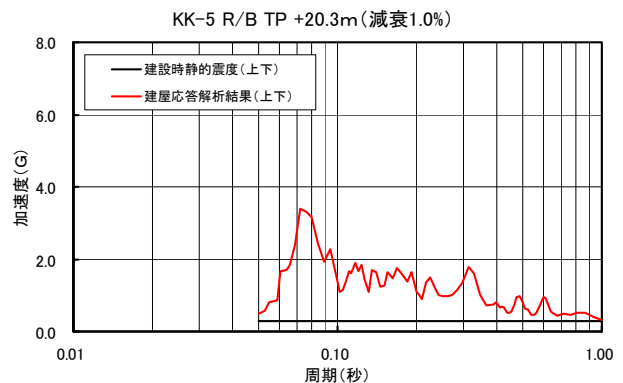


図-4.2.1(8) 2階 (TP+20.3m)

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

原子炉建屋上下方向床応答スペクトル  
(減衰 1.0%)

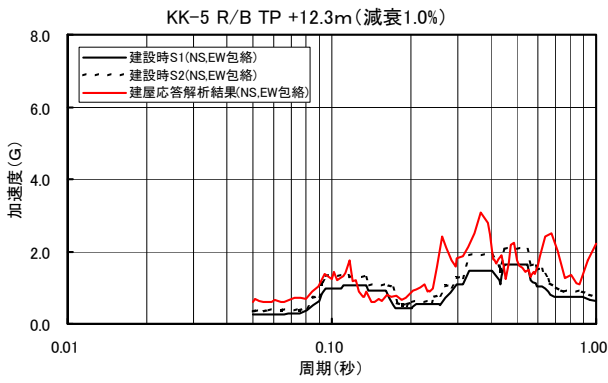


図-4.2.1(9) 1階 (TP+12.3m)

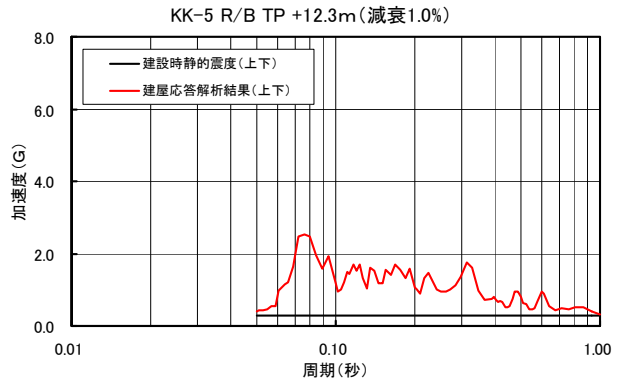


図-4.2.1(10) 1階 (TP+12.3m)

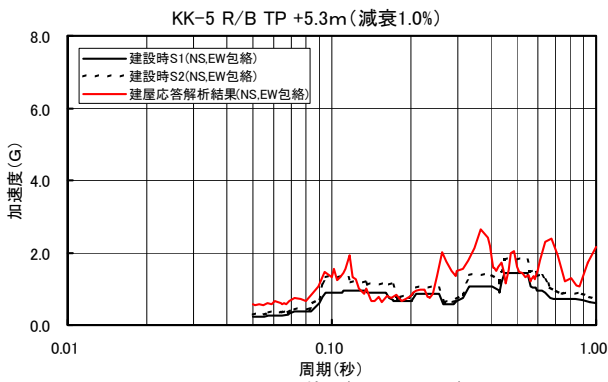


図-4.2.1(11) 地下1階 (TP+5.3m)

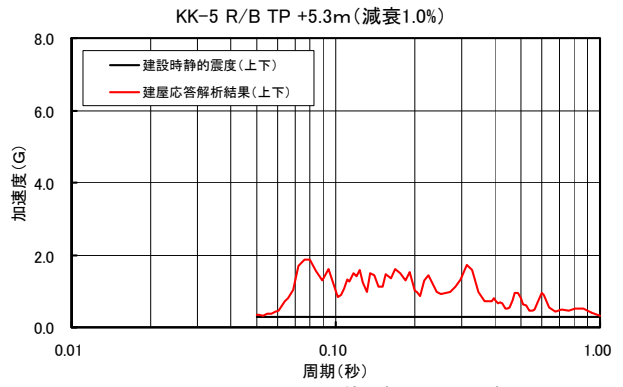


図-4.2.1(12) 地下1階 (TP+5.3m)

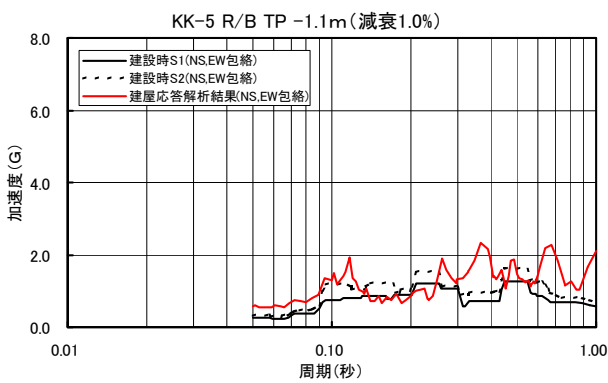


図-4.2.1(13) 地下2階 (TP-1.1m)

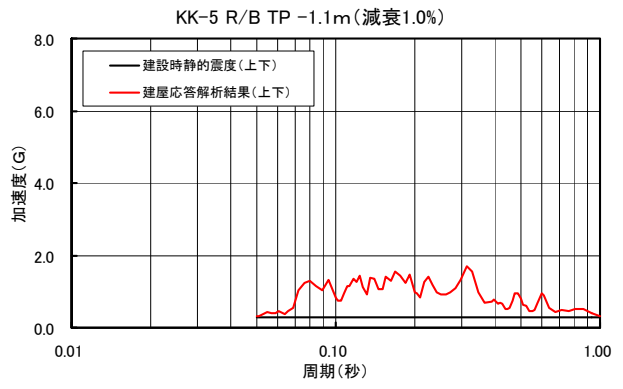


図-4.2.1(14) 地下2階 (TP-1.1m)

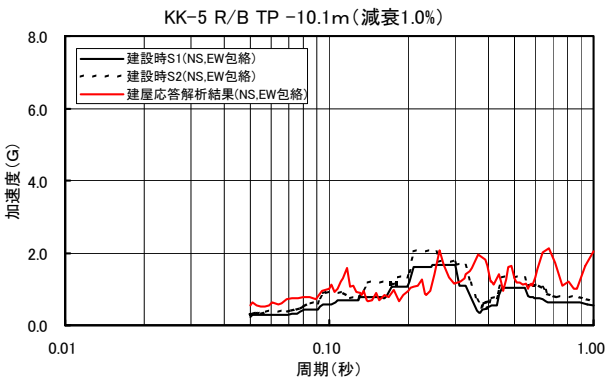


図-4.2.1(15) 地下3階 (TP-10.1m)

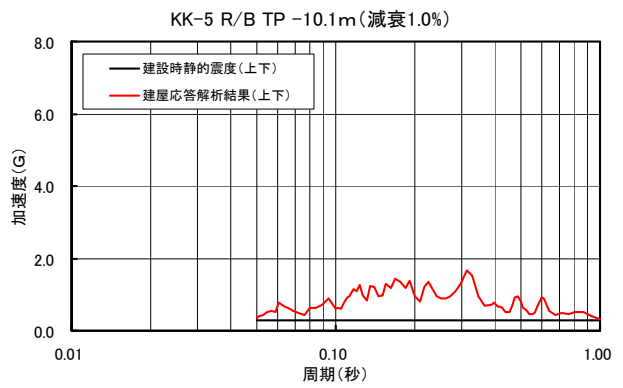


図-4.2.1(16) 地下3階 (TP-10.1m)

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

原子炉建屋上下方向床応答スペクトル  
(減衰 1.0%)

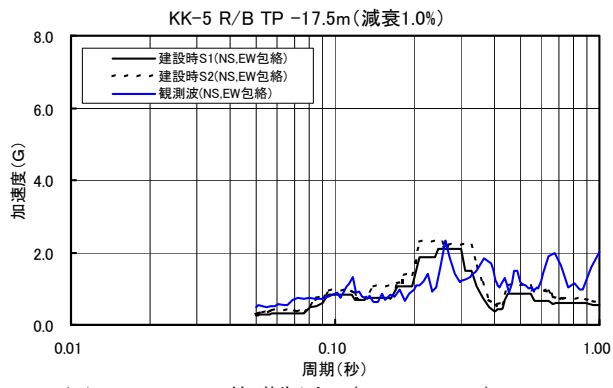


図-4.2.1(17) 基礎版上 (TP-17.5m)

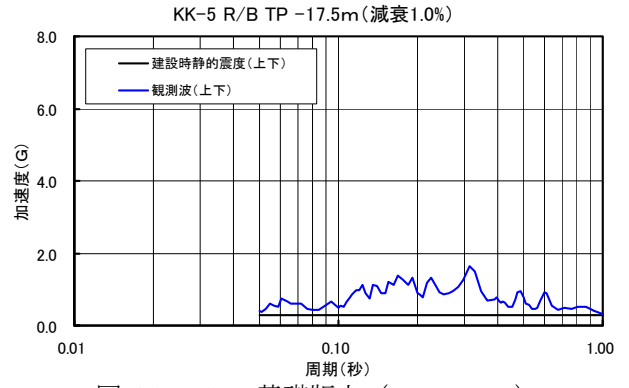


図-4.2.1(18) 基礎版上 (TP-17.5m)

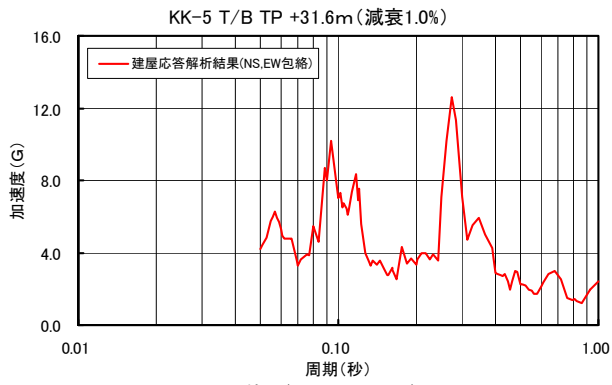


図-4.2.2(1) 3階 (TP+31.6m)

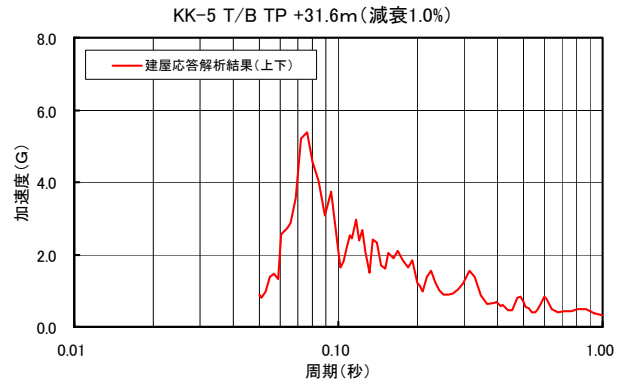


図-4.2.2(2) 3階 (TP+31.6m)

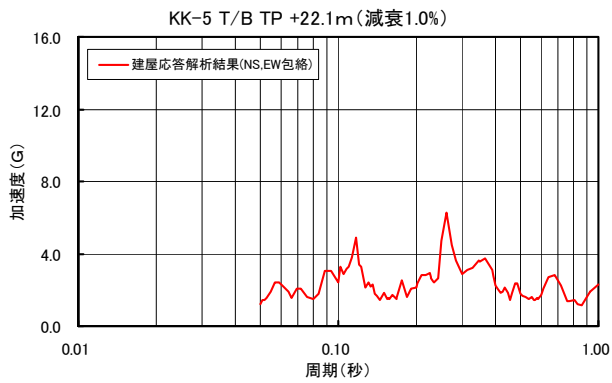


図-4.2.2(3) 2階 (TP+22.1m)

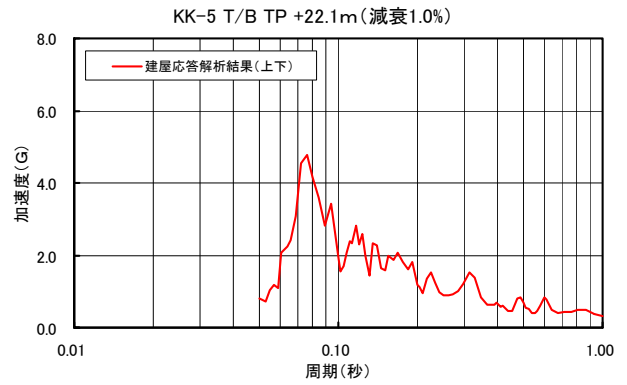


図-4.2.2(4) 2階 (TP+22.1m)

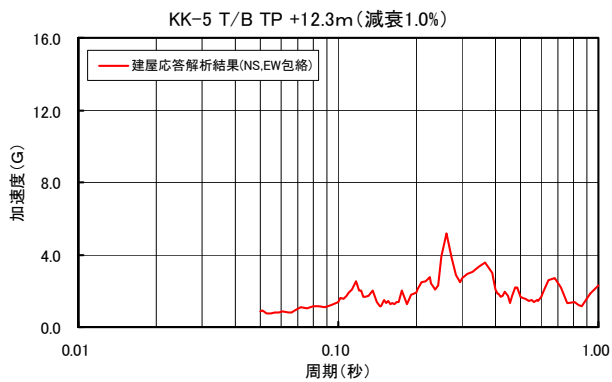


図-4.2.2(5) 1階 (TP+12.3m)

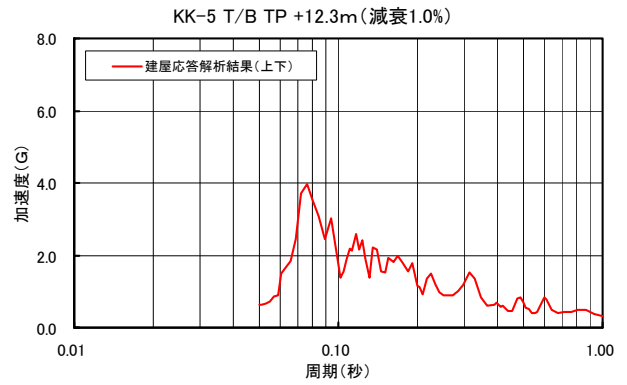


図-4.2.2(6) 1階 (TP+12.3m)

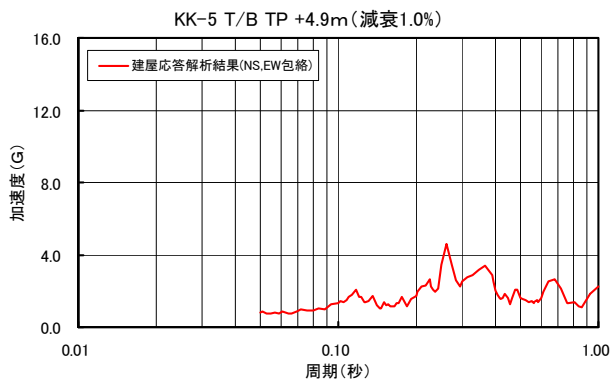


図-4.2.2(7) 地下1階 (TP+4.9m)

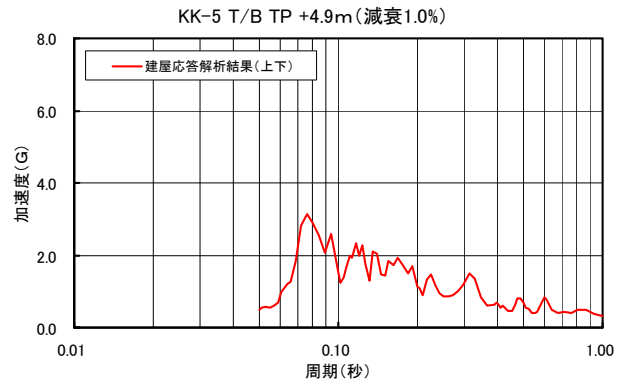


図-4.2.2(8) 地下1階 (TP+4.9m)

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

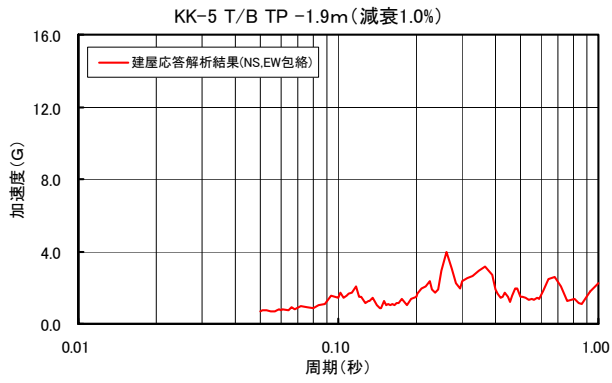


图-4.2.2(9) 地下中2階 (TP -1.9m)

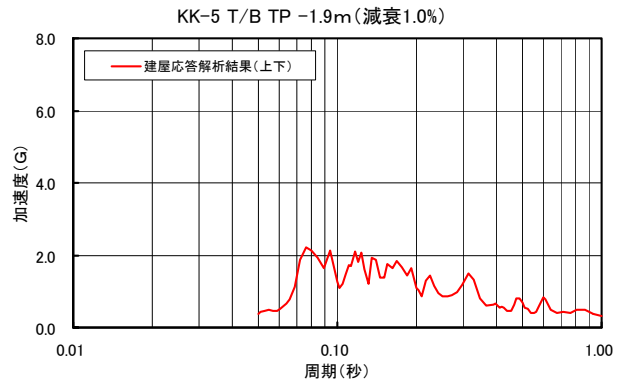


图-4.2.2(10) 地下中2階 (TP-1.9m)

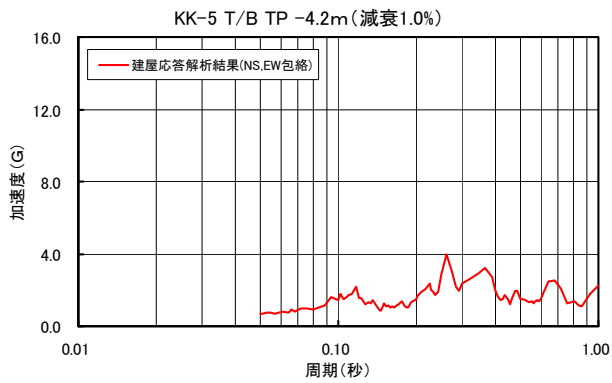


图-4.2.2(11) 地下2階 (TP-4.2m)

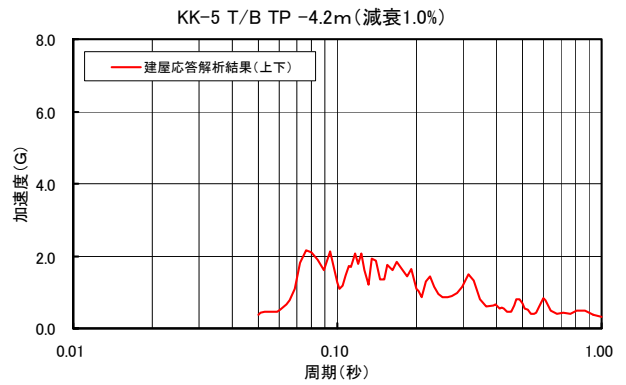


图-4.2.2(12) 地下2階 (TP-4.2m)



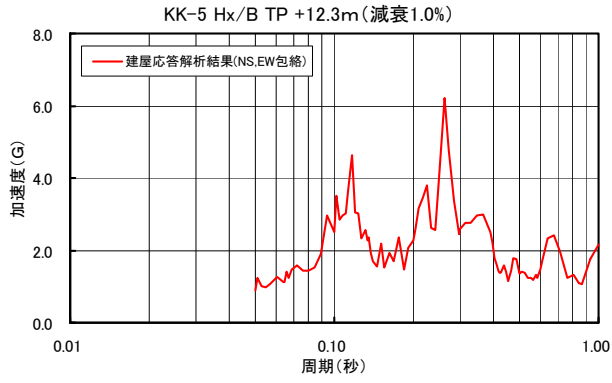


図-4.2.3(1) 1階 (TP+12.3 m)

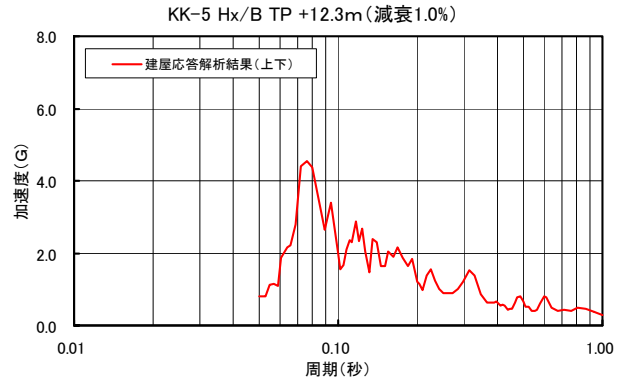


図-4.2.3(2) 1階 (TP+12.3 m)

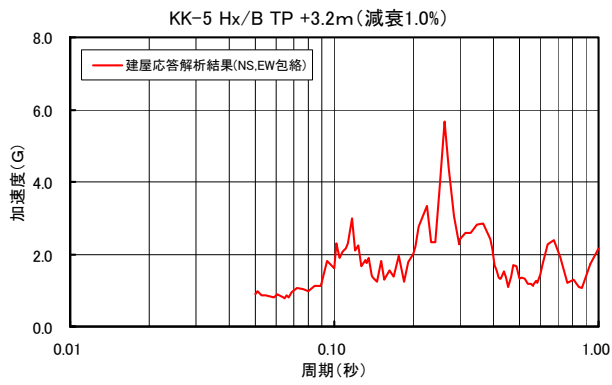


図-4.2.3(3) 地下1階 (TP+3.2 m)

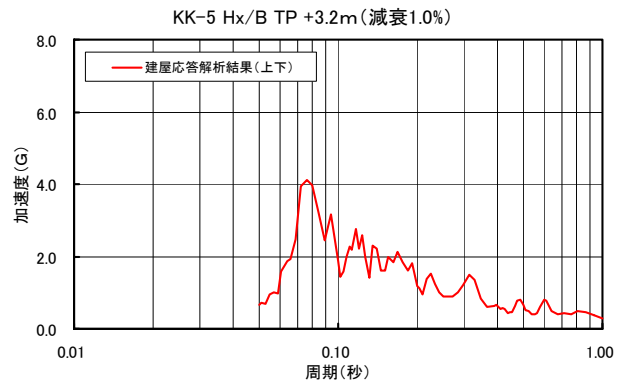


図-4.2.3(4) 地下1階 (TP+3.2 m)

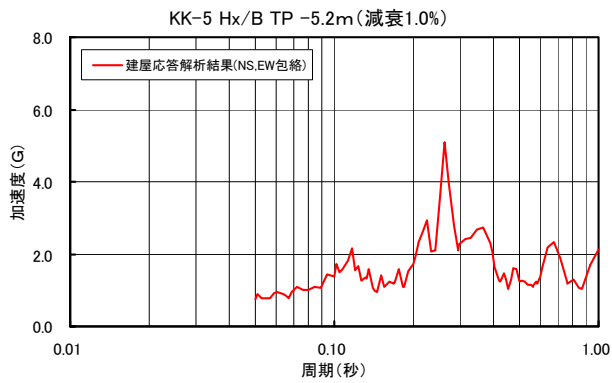


図-4.2.3(5) 地下2階 (TP-5.2 m)

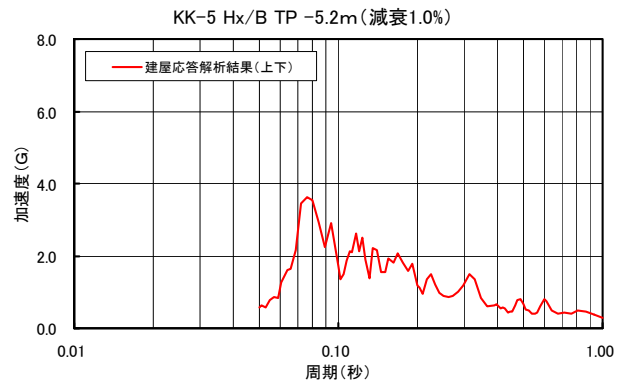


図-4.2.3(6) 地下2階 (TP-5.2 m)

海水熱交換器建屋水平方向  
床応答スペクトル

海水熱交換器建屋上下方向  
床応答スペクトル

表-4.2.5 原子炉建屋最大床加速度

高さ TP(m)	床加速度×1.2 (G)		
	NS 方向	EW 方向	上下方向
39.5	0.77	1.04	0.55
33.0	0.65	0.83	0.49
27.8	0.58	0.86	0.41
20.3	0.55	0.68	0.41
12.3	0.49	0.66	0.33
5.3	0.44	0.64	0.30
-1.1	0.41	0.61	0.29
-10.1	0.36	0.57	0.26
-17.5	0.34	0.54	0.25

表-4.2.6 タービン建屋最大床加速度

高さ TP(m)	床加速度×1.2 (G)		
	NS 方向	EW 方向	上下方向
31.6	0.69	1.77	0.59
22.1	0.64	1.07	0.53
12.3	0.52	0.87	0.47
4.9	0.51	0.82	0.41
-1.9	0.46	0.78	0.36
-4.2	0.49	0.78	0.36

表-4.2.7 海水熱交換器建屋最大床加速度

高さ TP(m)	床加速度×1.2 (G)		
	NS 方向	EW 方向	上下方向
12.3	0.62	0.98	0.54
3.2	0.51	0.87	0.51
-5.2	0.50	0.80	0.48

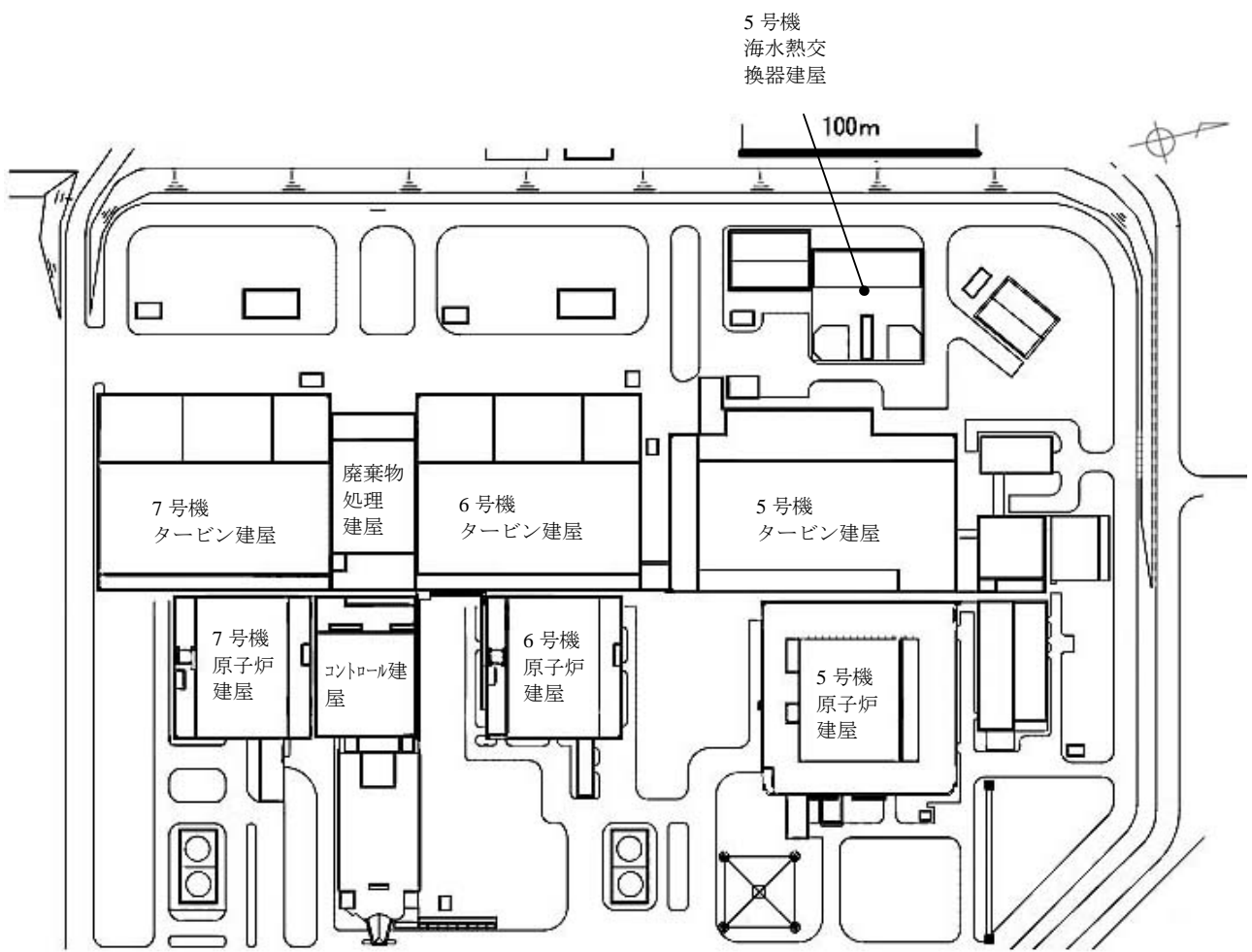


図-4.2.4 5号機各建屋配置図

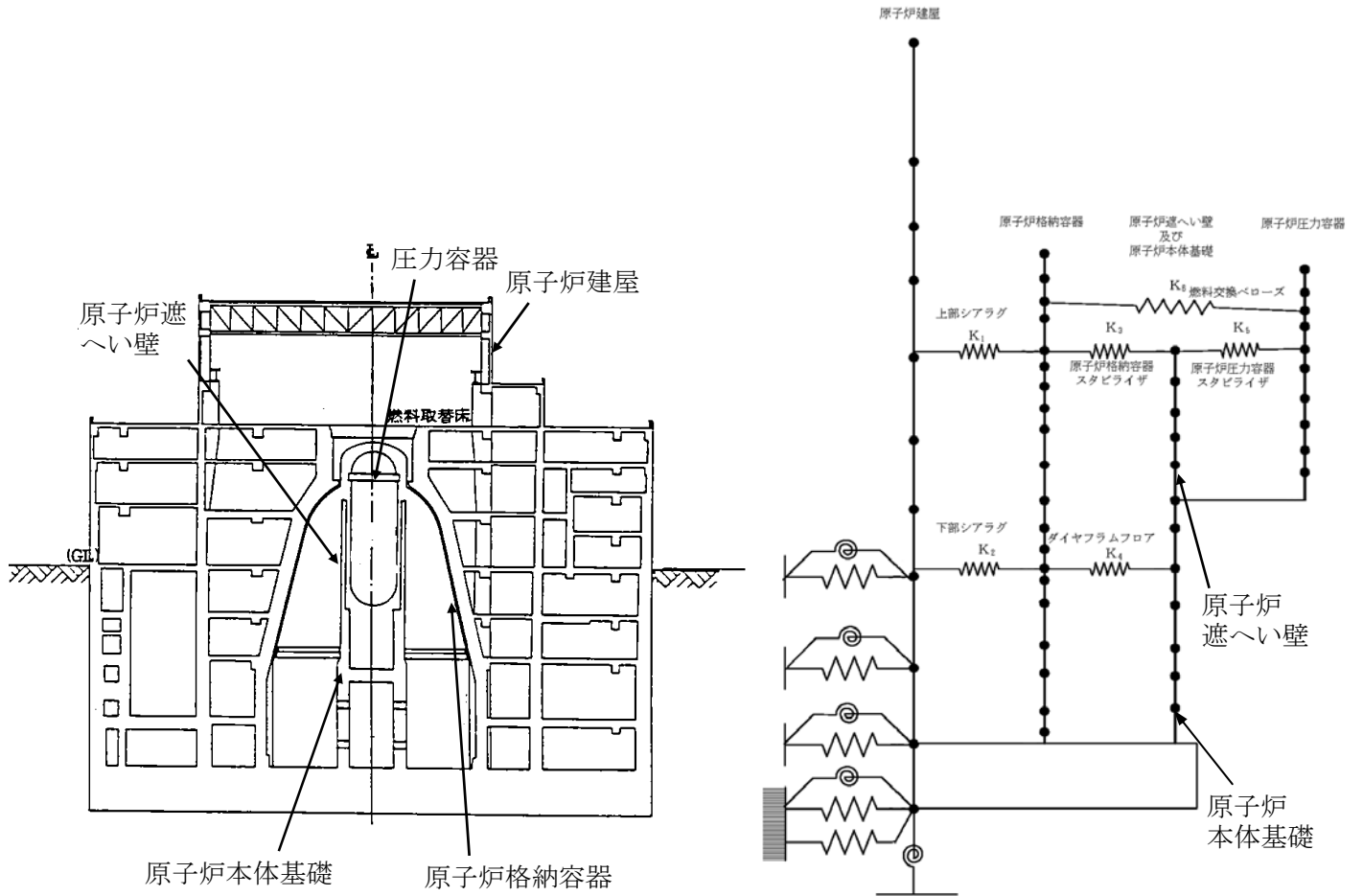


図-4.2.5(1) 原子炉格納容器 - 原子炉压力容器解析モデル

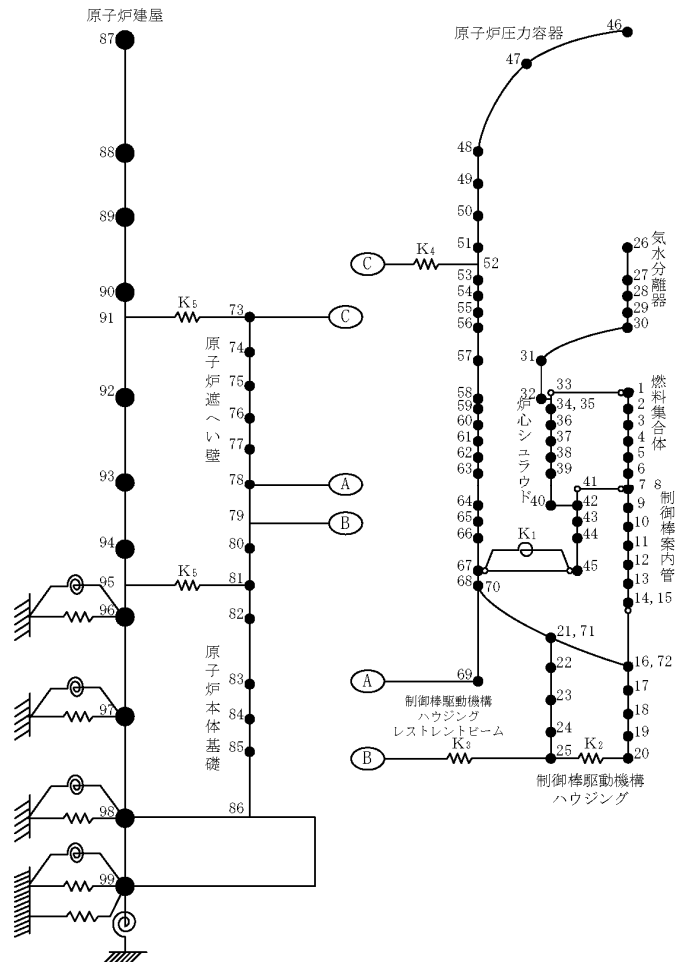
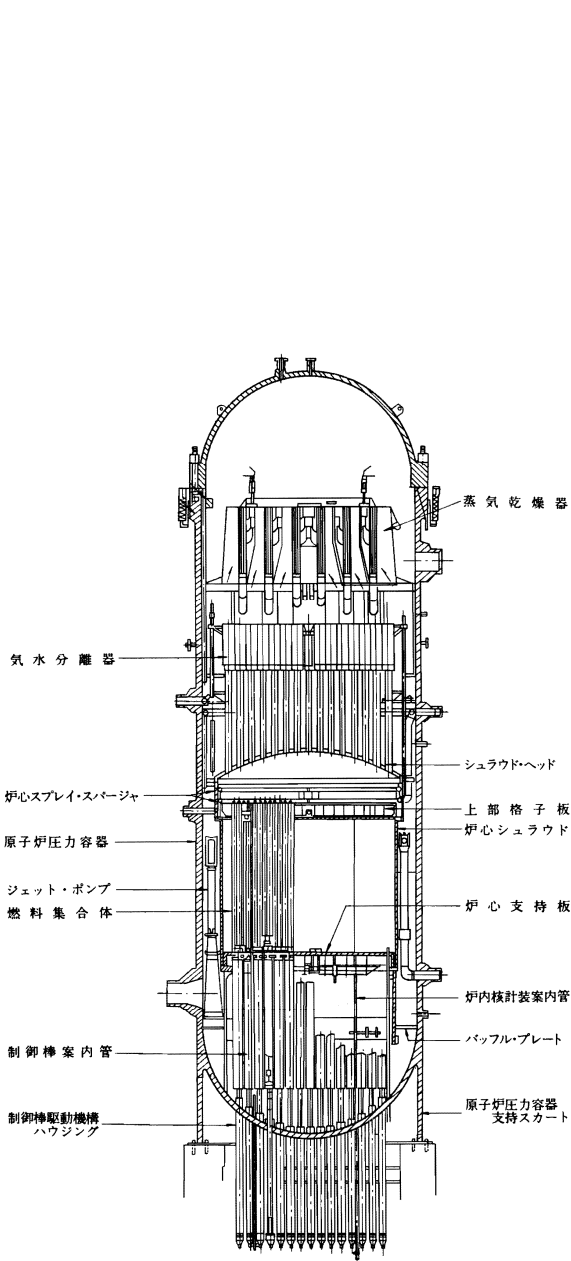


図-4.2.5 (2) 炉内構造物解析モデル (水平方向)

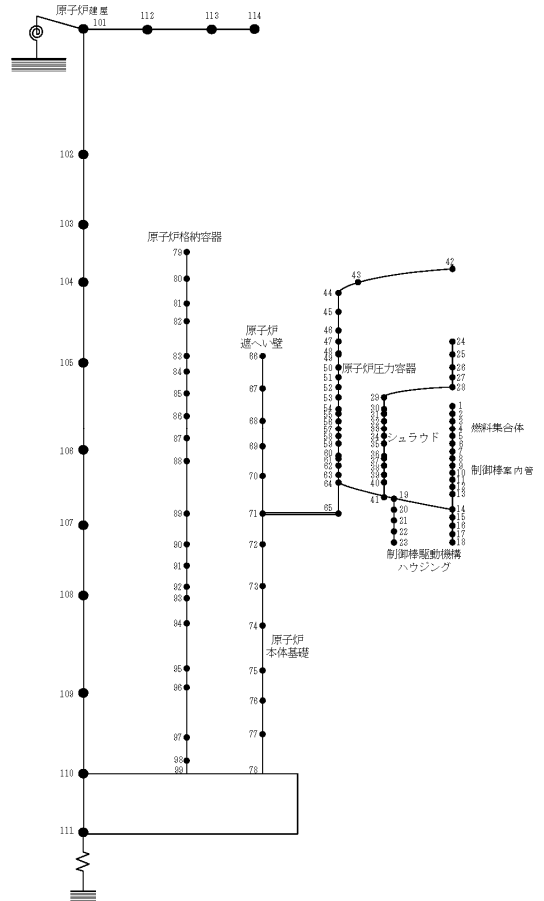
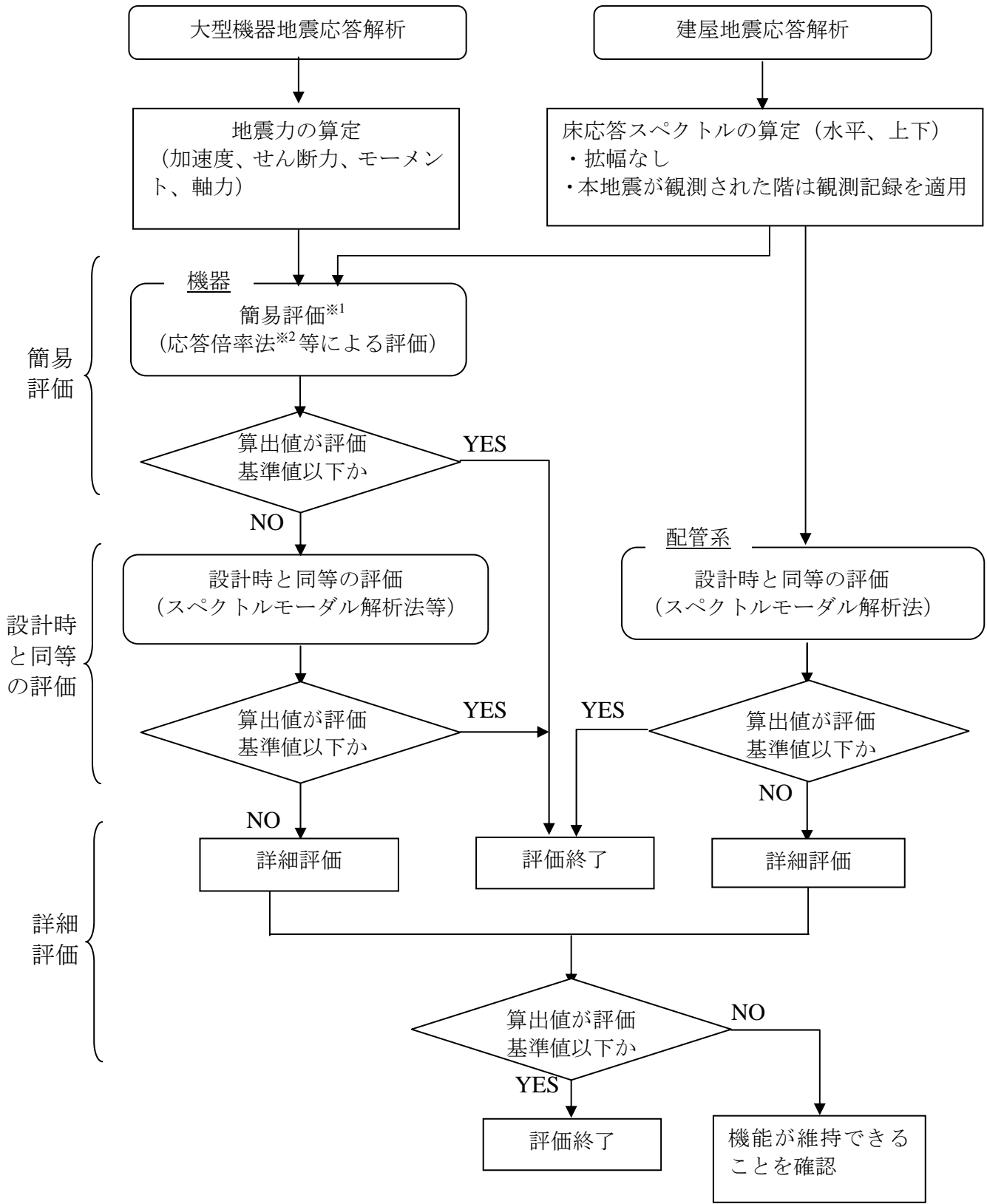


図-4.2.5 (3) 炉内構造物解析モデル (上下方向)



※1 設備によっては、簡易評価を行わず設計時と同等の評価に移行する場合もある  
 ※2 次ページに詳細説明を記載

図-4.2.6 地震応答解析の手順

## ※2 応答倍率法による評価

地震観測記録にもとづく地震力による算出値は、以下の方法で求める。

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

上記の応答比は以下による。

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

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

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

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

表-4.2.8 構造強度評価結果 (1/9)

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	171	345	B	評価基準値は常温での値
		下部鏡板	下部鏡板と 胴板の接合 部	膜	175	345	B	評価基準値は常温での値
		制御棒駆動機構 ハウジング貫通孔	スタブチューブ	膜+曲げ	183	271	B	評価基準値は常温での値
		支持スカート	支持スカート	軸圧縮	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 ・評価基準値は常温での値
		原子炉圧力容器 基礎ボルト	基礎ボルト	引張	68	499	B	
		再循環水出口ノズル(N1)	ノズルセーフェント	膜	64	164	B	評価基準値は常温での値
		主蒸気ノズル(N3)	ノズルセーフェント	膜	87	245	B	評価基準値は常温での値
		給水ノズル(N4)	ノズルセーフェント	膜	79	245	B	評価基準値は常温での値
		低圧炉心スプレイノズル (N5)	ノズルセーフェント	膜+曲げ	163	328	B	評価基準値は常温での値
		原子炉圧力容器 スタビライザ	ブラケット	曲げ	142	172	A	応答比が1.0を下回るため 設計時の値を記載
		原子炉格納容器 スタビライザ	パイプ	圧縮	239	265	B	評価基準値は常温での値
		制御棒駆動機構ハウジング 支持金具	レストレイントビーム 一般部	曲げ	57	245	B	評価基準値は常温での値
ブラケット類	炉心スプレ イ ブラケット	膜+曲げ	187	246	B	評価基準値は常温での値		

注) 評価手法 A:簡易評価、B:設計時と同等の評価、C:詳細評価

小計：13/13



表-4.2.8 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	給水スパージャ	ティ	膜	5	92	A	
		高圧及び低圧炉心スプレ イスパージャ	ヘッド	膜+曲げ	21	139	A	
		高圧及び低圧炉心スプレ イ系配管(原子炉圧力容器 内部)	低圧炉心 スプレイ系 配管	膜+曲げ	45	192	A	
		残留熱除去系配管 (原子炉圧力容器内部)	スリーブ/ リング	膜	4	143	A	
		差圧検出/ほう酸水注入 系配管	差圧検出管	膜	56	114	A	
		ジェットポンプ	ライザブレ ース	膜+曲げ	76	174	A	
		中性子束計測案内管	中性子束計 測案内管	膜+曲げ	50	139	A	
		蒸気乾燥器	耐震用 ブロック	平均せん 断応力	29	42	B	評価基準値は常温での値
		シュラウドヘッド	シュラウド ヘッド	膜+曲げ	107	172	B	評価基準値は常温での値
		気水分離器	スタンプパイプ	膜+曲げ	45	106	B	評価基準値は常温での値
	炉心支持構造物	炉心シュラウド	中間胴	膜	37	115	B	評価基準値は常温での値
		シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	63	232	B	評価基準値は常温での値
		上部格子板	グリッドブ レート	膜+曲げ	93	214	A	
		炉心支持板	補強ビーム	膜+曲げ	69	200	B	評価基準値は常温での値
		燃料支持金具	周辺燃料支 持金具	膜	6	70	B	評価基準値は常温での値
		制御棒案内管	ボディ	膜	28	143	A	
	の 原子 基礎 炉本 体	アンカボルト	アンカボルト	引抜力	2592 (kN/6.7°)	4113 (kN/6.7°)	A	

注) 評価手法 A:簡易評価、B:設計時と同等の評価、C:詳細評価

小計: 17/17

表-4.2.8 構造強評価結果 (3/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
計測制御系統設備	制御棒駆動 水圧系	水圧制御ユニット	フレーム	組合せ	98	205	B	
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ	基礎ボルト	せん断	9	133	A	
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	基礎ボルト	せん断	25	133	A	
	核計測装置	局部出力領域モニタ検出器集合体	LPRM 検出器集合体カバークューブ	膜+曲げ	126	172	B	評価基準値は常温での値
		中性子源領域計測装置、中間領域計測装置ドライキ	パイプ	膜+曲げ	169	265	B	評価基準値は常温での値
		現場盤	取付ボルト	せん断	2	133	A	
		ベンチ形制御盤	取付ボルト	せん断	2	133	A	
		直立形制御盤	取付ボルト	引張	4	173	A	

注1) 評価手法 A: 簡易評価、B: 設計時と同等の評価、C: 詳細評価

小計: 8/8

表-4.2.8 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	102	342	B	
		残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	せん断	5	350	A	
		残留熱除去系ストレーナ	フランジ	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	基礎ボルト	せん断	55	121	A	
		原子炉補機冷却水ポンプ	ポンプ取付ボルト	せん断	13	347	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	引張	47	153	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	
	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	基礎ボルト	せん断	14	350	A	
		原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービン	タービン取付ボルト	引張	18	443	A	
	高圧炉心スプレイス	高圧炉心スプレイスポンプ	基礎ボルト	せん断	6	350	A	
		高圧炉心スプレイスストレーナ	フランジ	曲げ	66	169	A	応答比が1.0を下回るため設計時の値を記載
	スプレイス低圧炉心系	低圧炉心スプレイスポンプ	基礎ボルト	せん断	8	350	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	27	150	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	31	150	A	

注) 評価手法 A: 簡易評価、B: 設計時と同等の評価、C: 詳細評価

小計: 14/14

表-4.2.8 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	格納容器胴	円筒部	膜+曲げ	88	505	A	
		サブプレッションチェンバ 底部ライナ	ベアリング プレート	曲げ	149	305	B	評価基準値は常温での値
		上部シャラグ	シャプレート	組合せ	147	265	B	評価基準値は常温での値
		下部シャラグ	シャプレート	組合せ	92	265	B	評価基準値は常温での値
		原子炉格納容器 配管貫通部	貫通部スリ ープ	膜+曲げ	61	271	A	
		原子炉格納容器 電気配線貫通部	貫通部	膜	16	180	A	
		ベント管	ベント管と上 部プレッシング の接合部	一次	65	270	A	本地震による地震力が設 計時地震力を下回るため 設計時の値を記載
		サブプレッションチェンバ スプレイ管	スプレイ管	一次	121	186	A	
		ダイヤフラムフロア	スラブ	面内 せん断力	1.138	3.870	A	
	可燃性ガ ス濃 度制 御系	再結合装置ブロワ	ベース取付 溶接部	せん断	12	52	A	
再結合装置		基礎ボルト	せん断	35	341	A		

注) 評価手法 A:簡易評価、B:設計時と同等の評価、C:詳細評価

小計：11/11

表-4.2.8 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	排風機 取付ボルト	引張	38	156	A	
		非常用ガス処理系 前置ガス処理装置	据付ボルト	せん断	161	341	A	
		非常用ガス処理系 後置ガス処理装置	据付ボルト	せん断	121	341	A	
	放射線管理 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	141	A	
	中央制御室換気空調系	MCR 送風機	ケーシング 取付ボルト	引張	17	173	A	
		MCR 排風機	ケーシング 取付ボルト	引張	6	180	A	
		MCR 再循環送風機	ケーシング 取付ボルト	引張	19	180	A	
		MCR 再循環フィルタ	基礎ボルト	せん断	17	133	A	
	燃料設備	燃料設備	燃料取替機	走行レール	組合せ	309	483	B
			原子炉建屋クレーン	ガーダ	引張	133	231	B
使用済燃料貯蔵ラック			70体ラック 基礎ボルト	引張	101	153	B	
制御棒・破損燃料貯蔵 ラック			サポート部 基礎ボルト	引張	55	153	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	0.000638	0.003	B	

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

小計 : 13/13

表-4.2.8 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 (ⅢAS)	評価 手法	備考		
				MPa	MPa				
附帯設備	非常用ディーゼル発電設備	ディーゼル機関	基礎ボルト	引張	18	254	A		
		空気だめ	胴板	膜	105	241	A		
		燃料ディタンク	スカート	座屈	0.12	1.0	A	発生値は評価基準値に対する比率で示す	
		発電機	軸受台取付ボルト	せん断	12	117	A		
	発電設備	高圧炉心スプレイスライシスディーゼル	ディーゼル機関	基礎ボルト	せん断	15	195	A	
			空気だめ	胴板	膜	101	241	A	
			燃料ディタンク	スカート	座屈	0.12	1.0	A	発生値は評価基準値に対する比率で示す
			発電機	軸受台取付ボルト	せん断	8	117	A	
	その他発電装置	125V系充電器	取付ボルト	せん断	4	133	A		
		125V系蓄電池	取付ボルト	せん断	5	133	A		
		バイタル交流電源設備	取付ボルト	せん断	5	133	A		
	機イ高 冷デイ高 水系イ炉 補スプ レ	高圧炉心スプレイスライシスディーゼル補機冷却水系熱交換器	基礎ボルト	引張	67	123	B	海水熱交換器建屋(-3.8m)	
			原動機取付ボルト	せん断	4	122	A	海水熱交換器建屋(-3.8m)	
	機イ高 冷デイ高 水系イ炉 補スプ レ	高圧炉心スプレイスライシスディーゼル補機冷却海水ポンプ	原動機取付ボルト	せん断	11	118	A	海水熱交換器建屋(+2.4m)	
			基礎ボルト	せん断	12	366	A	海水熱交換器建屋(-3.8m)	

注1) 評価手法 A: 簡易評価、B: 設計時と同等の評価、C: 詳細評価

小計: 15/15

表-4.2.8 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	202	281	B	
		支持構造物	組合せ	49	114	B	
	原子炉再循環系	配管	一次	203	274	B	時刻歴応答解析
		支持構造物	スナバ <sup>4)</sup> 反力	69 kN	75 kN	C	減衰定数に 8.0% を適用 <sup>注4)</sup> 評価基準値は構造強度評価値 <sup>注4)</sup> 設計容量 (定格容量×1.5) は、45kN
	給水系	配管	一次	80	209	B	
		支持構造物	組合せ	141	198	B	
	原子炉冷却材浄化系	配管	一次	72	182	B	
		支持構造物	組合せ	0.26	1.0 <sup>注5)</sup>	B	
	放射性ドレン移送系	配管	一次	80	150	B	
		支持構造物	組合せ	88	235	B	
	制御棒駆動系	配管	一次	122	159	B	
		支持構造物	組合せ	38	276	B	
	ほう酸水注入系	配管	一次	96	112	B	
		支持構造物	組合せ	0.23	1.0 <sup>注5)</sup>	B	
	残留熱除去系	配管	一次	100	231	B	
		支持構造物	組合せ	105	110	B	
	原子炉隔離時冷却系	配管	一次	76	274	B	
		支持構造物	スナバ 反力	18 kN	45kN	B	評価基準値は 設計容量 (定格容量×1.5)

注 1) 配管系:減衰定数を表-4.1.2.4 により見直し

注 2) 配管系:上下、水平の地震動の組合せは SRSS 法を適用

注 3) 評価手法 A:簡易評価、B:設計時と同等の評価、C:詳細評価

注 4) 添付資料 3-2 参照

注 5) 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  
 $(\text{圧縮応力}/\text{許容圧縮応力}) + (\text{曲げ応力}/\text{許容曲げ応力}) \leq 1$

小計: 9/9

表-4.2.8 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		
高圧炉心スプレイ系	配管	一次	157	221	B	
	支持構造物	組合せ	80	132	B	
低圧炉心スプレイ系	配管	一次	85	221	B	
	支持構造物	組合せ	0.81	1.0 <sup>注4)</sup>	B	
燃料プール冷却浄化系	配管	一次	45	188	B	
	支持構造物	組合せ	88	205	B	
非常用ガス処理系	配管	一次	48	215	B	
	支持構造物	組合せ	59 kN	69 kN	B	
可燃性ガス濃度制御系	配管	一次	45	211	B	
	支持構造物	組合せ	111	235	B	
不活性ガス系	配管	一次	144	201	B	
	支持構造物	レストレイント 反力	41 kN	45kN	B	評価基準値は 設計容量 (定格容量×1.5)
原子炉補機冷却水系	配管	一次	209	233	B	
	支持構造物	組合せ	0.84	1.0 <sup>注4)</sup>	B	
原子炉補機冷却海水系	配管	一次	231	241	B	
	支持構造物	組合せ	0.92	1.0 <sup>注4)</sup>	B	
高圧炉心スプレイトーセル 補機冷却水系	配管	一次	72	229	B	
	支持構造物	組合せ	97	141	B	
高圧炉心スプレイトーセル 補機冷却海水系	配管	一次	57	239	B	

注 1) 配管系:減衰定数を表-4.1.2.4 により見直し

注 2) 配管系:上下、水平の地震動の組合せは SRSS 法を適用

注 3) 評価手法 A:簡易評価、B:設計時と同等の評価、C:詳細評価

注 4) 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

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

小計：10/10



表-4.2.9 本震時の疲労評価結果（時刻歴応答解析による評価）

対象設備	地震荷重による 1次+2次応力 (MPa) ※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		
原子炉隔離時冷 却系配管	評価中							
高圧炉心スプレ イノズル (N16)								
高圧炉心スプレ イディーゼル補 機冷却水系配管								

※1：クラス3配管についてもクラス1配管と同様に疲労評価を実施した。

※2：「運転状態Ⅰ」とは、原子炉施設の通常運転時の状態をいう。

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

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

対象設備	地震荷重による 1次+2次応力 (MPa) ※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 ※2	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		
原子炉隔離時冷 却系配管	299※3	366	0.0504	168	60	0.0015	0.0519	1
高圧炉心スプレ イノズル (N16)	169※3	366	0.0038	104	60	0.0002	0.004	
高圧炉心スプレ イディーゼル補 機冷却水系配管	520※3	411	-	404	60	0.0226	0.0226	

※1：クラス3配管についてもクラス1配管と同様に疲労評価を実施した。

※2：「運転状態Ⅰ」とは、原子炉施設の通常運転時の状態をいう。

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

※3：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

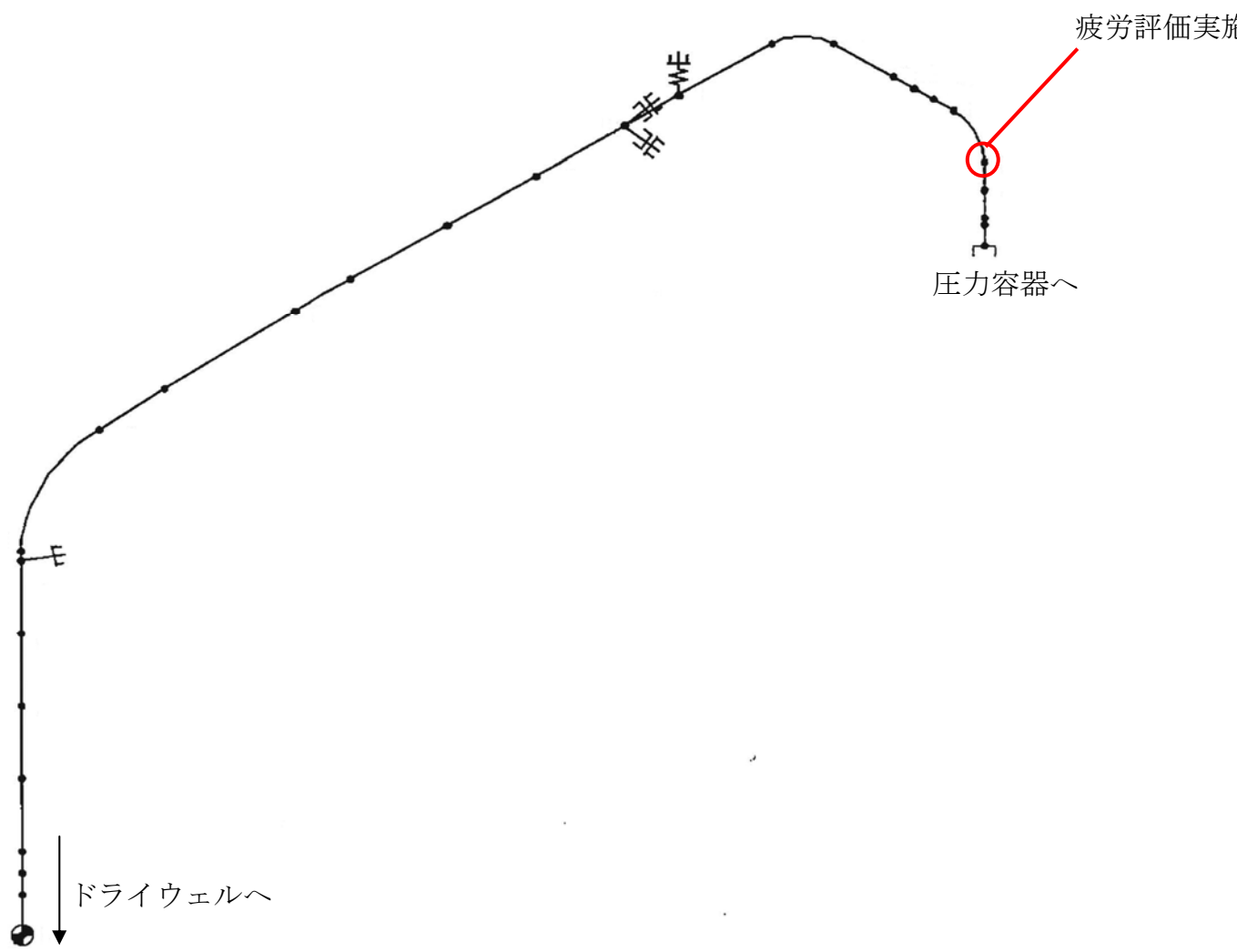


図-4.2.7 原子炉隔離時冷却系配管疲労評価実施箇所

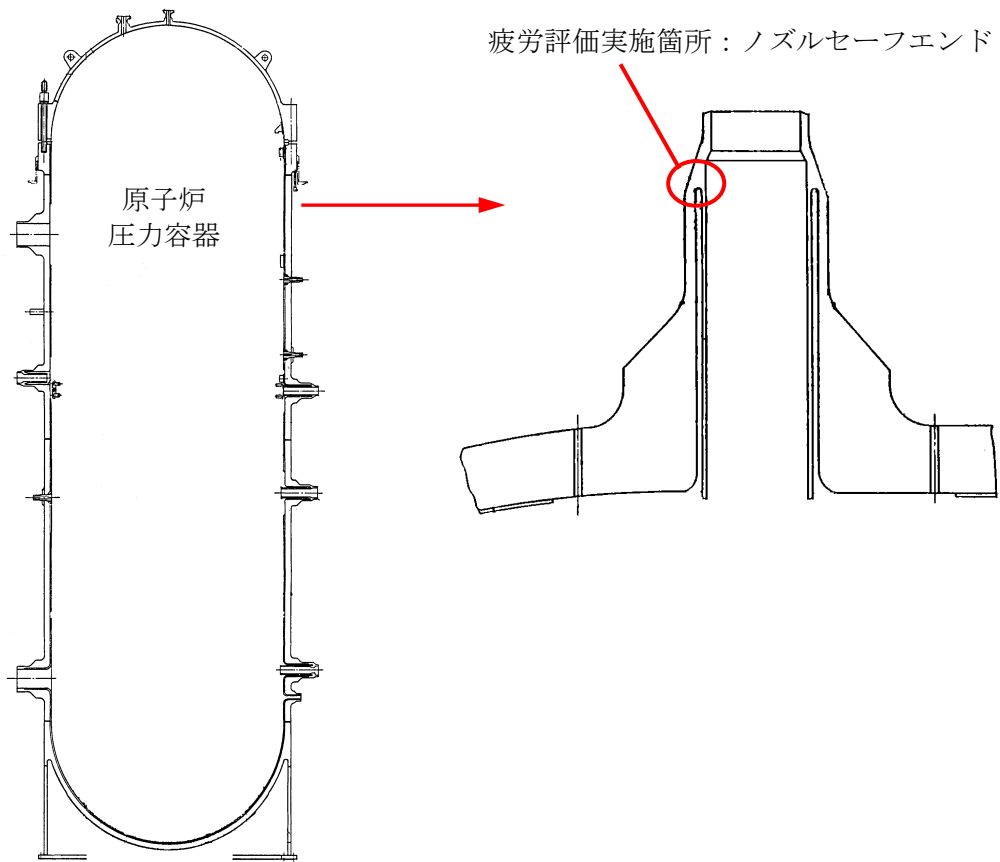


図-4.2.8 高圧炉心スプレイノズル疲労評価実施箇所

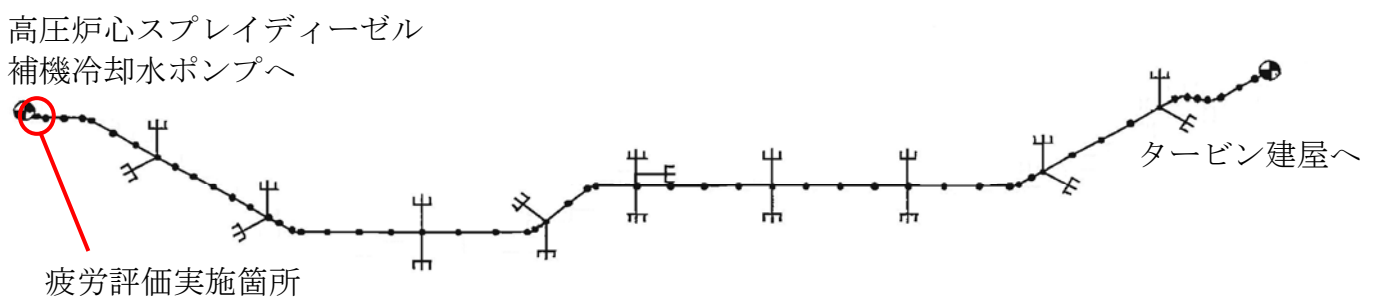


図-4.2.9 高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系配管疲労評価実施箇所

表-4.2.11 動的機能維持評価結果(1/5)

評価対象設備	水平加速度 (G)		上下加速度 (G)		備考
	応答 加速度	評価基準値	応答 加速度	評価基準値	
ほう酸水注入ポンプ	0.6	1.6	0.3	1.0	
残留熱除去系ポンプ	0.5	10.0	0.3	1.0	
原子炉隔離時冷却系ポンプ	0.5	1.4	0.3	1.0	
原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用蒸気タービン	0.5	2.4	0.3	1.0	
高圧炉心スプレイ系ポンプ	0.5	10.0	0.3	1.0	
低圧炉心スプレイ系ポンプ	0.5	10.0	0.3	1.0	
可燃性ガス濃度制御系 可搬式再結合装置ブロー	0.6	2.6	0.4	1.0	
非常用ガス処理系排風機	0.8	2.6	0.4	1.0	

注1)  $G = 9.80665(m/s^2)$

注2) 地震時機能確認済加速度は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に水平方向のみしか規定されていない。既往の試験等をもとに上下方向の機能確認済加速度を定めるとともに水平方向の機能確認済加速度についても見直された値を用いた(参考文献 6 参照)

小計：8/8

表-4.2.11 動的機能維持評価結果(2/5)

評価対象設備	水平加速度 (G)		上下加速度 (G)		備考
	応答 加速度	評価基準値	応答 加速度	評価基準値	
MCR 送風機	0.8	2.3	0.4	1.0	
MCR 排風機	0.8	2.6	0.4	1.0	
MCR 再循環送風機	0.8	2.3	0.4	1.0	
非常用ディーゼル発電設備	0.6	1.1	0.3	1.0	
高圧炉心スプレイ系 非常用ディーゼル発電設備	0.6	1.1	0.3	1.0	
原子炉補機冷却水ポンプ	0.8	1.4	0.5	1.0	
原子炉補機冷却海水ポンプ	0.8	10.0	0.5	1.0	
高圧炉心スプレイセル 補機冷却水ポンプ	0.8	1.4	0.5	1.0	
高圧炉心スプレイセル 補機冷却海水ポンプ	0.9	10.0	0.5	1.0	

注 1)  $G = 9.80665(m/s^2)$

注 2) 地震時機能確認済加速度は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に水平方向のみしか規定されていない。既往の試験等をもとに上下方向の機能確認済加速度を定めるとともに水平方向の機能確認済加速度についても見直された値を用いた(参考文献 6 参照)

小計：9/9

表-4.2.11 動的機能維持評価結果(3/5)

評価対象設備	水平加速度 (G)		上下加速度 (G)		備考
	応答 加速度	評価基準値	応答 加速度	評価基準値	
主蒸気系 (主蒸気外側隔離弁)	2.8	10.0	2.6	6.2	
主蒸気系 (主蒸気逃がし安全弁)	5.0	9.6	1.6	6.1	
原子炉再循環系 (RHR 停止時冷却試験可能逆止弁)	2.2	6.0	1.9	6.0	
給水系 (FDW 原子炉給水ライン外側隔離弁)	0.7	6.0	1.6	6.0	
原子炉冷却材浄化系 (CUW 吸込ライン外側隔離弁)	1.1	6.0	0.7	6.0	
放射性ドレン移送系 (D/W サンプライン隔離弁)	1.3	6.0	0.9	6.0	
ほう酸水注入系 (SLC 系注入ライン逆止弁)	0.8	6.0	2.8	6.0	
残留熱除去系 (RHR 熱交換器バイパス弁)	1.3	6.0	1.9	6.0	
原子炉隔離時冷却系 (RCIC 内側試験可能逆止弁)	1.1	6.0	0.8	6.0	
高压炉心スプレイ系 (HPCS S/C 側吸込隔離弁)	0.9	6.0	0.8	6.0	
低压炉心スプレイ系 (LPCS ポンプ吸込隔離弁)	0.9	6.0	0.5	6.0	
非常用ガス処理系 (SGTS トレイン出口隔離弁)	1.1	6.0	0.5	6.0	
可燃性ガス濃度制御系 (FCS 入口隔離弁)	1.1	6.0	0.8	6.0	
不活性ガス系 (AC 格納容器負圧防止用隔離弁)	1.1	6.0	0.3	6.0	
原子炉補機冷却水系 (RCW 常用冷却水供給側分離弁)	2.5	6.0	0.4	6.0	
原子炉補機冷却海水系 (RSW RCW 熱交換器 RSW 出口弁)	2.1	6.0	0.9	6.0	
高压炉心スプレイイェル補機冷却海水系 (HPSW HPCW 熱交換器 HPSW 出口弁)	0.9	6.0	0.5	6.0	

弁

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)。

小計：17/17

表-4.2.11 動的機能維持評価結果(4/5)

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 (中性子源領域モニタ用)	0.57	3.0	0.34	2.0	
	温度検出器 (主蒸気管トンネル室漏えい 検出(換気出口温度)用)	0.53	10	0.25	10	
	加速度検出器 (水平方向地震加速度検出器 (TP27800)用)	0.71	3.0	0.34	1.5	
	水位変換器 (スクラム排出容器(A)/(B) 水位用)	0.55	3.0	0.28	3.0	
	警報設定器 (スクラム排出容器(A)/(B) 水位用)	0.57	4.0	0.34	2.0	
	レベルスイッチ (スクラム排出容器(A)/(B) 水位用)	0.55	3.0	0.28	1.5	
	位置スイッチ (主蒸気止め弁(No. 1~No. 4) 原子炉保護インターロック用)	0.83	6.0	0.43	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)	0.89	3.0	0.45	3.0	タービン 建屋
電気 設備	継電器 (発電機逆電力継電器用)	0.55	3.0	0.28	1.2	
	真空遮断器 (6.9kVメタルラットスイッチギヤ 5C、5D、5H用)	0.55	1.5	0.28	1.5	

注1)  $G = 9.80665 (m/s^2)$

注2) 評価基準値は、既往の試験等をもとに定めた。

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

小計: 10/10

表-4.1.2.11 動的機能維持評価結果(5/5)

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)	12.6	40.0

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)。

## 4.3 総合評価

### 4.3.1 総合評価の方法

「4.1.1 設備点検」および「4.1.2 地震応答解析」の結果を踏まえ、構造強度が要求される静的機器と動的機能が要求される動的機器について、それぞれ設備健全性の総合評価を行う（図-4.3.1 および図-4.3.2 参照）。

#### (1) 設備点検で異常が確認されなかった場合

##### a. 構造強度評価

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

なお、当該設備の補修または取替を実施する場合はこの限りでない。

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



**b. 動的機能維持評価**

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

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

**(2) 設備点検で異常が確認された場合**

**a. 構造強度評価**

設備点検結果が良好ではない設備については、設備の損傷による機能への影響を評価することを含め損傷原因の究明を行うとともに補修、補強、取替、もしくは、損傷が設備健全性に与える影響について検討等の対策の要否判断を講じる。

**b. 動的機能維持評価**

設備点検（作動試験、分解点検等）において異常が認められた場合には、損傷による機能への影響を評価することを含め、原因の究明を実施するとともに、損傷箇所があれば補修、補強または取替等の要否判断を実施する。

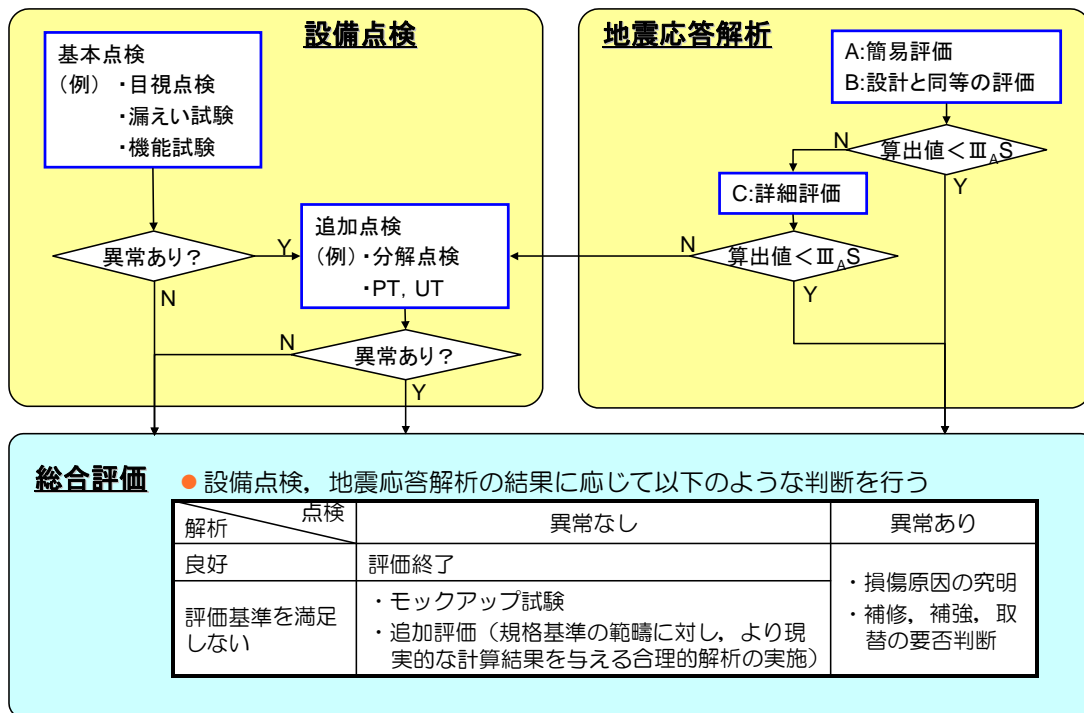


図-4.3.1 点検・解析評価の流れ (構造強度評価)

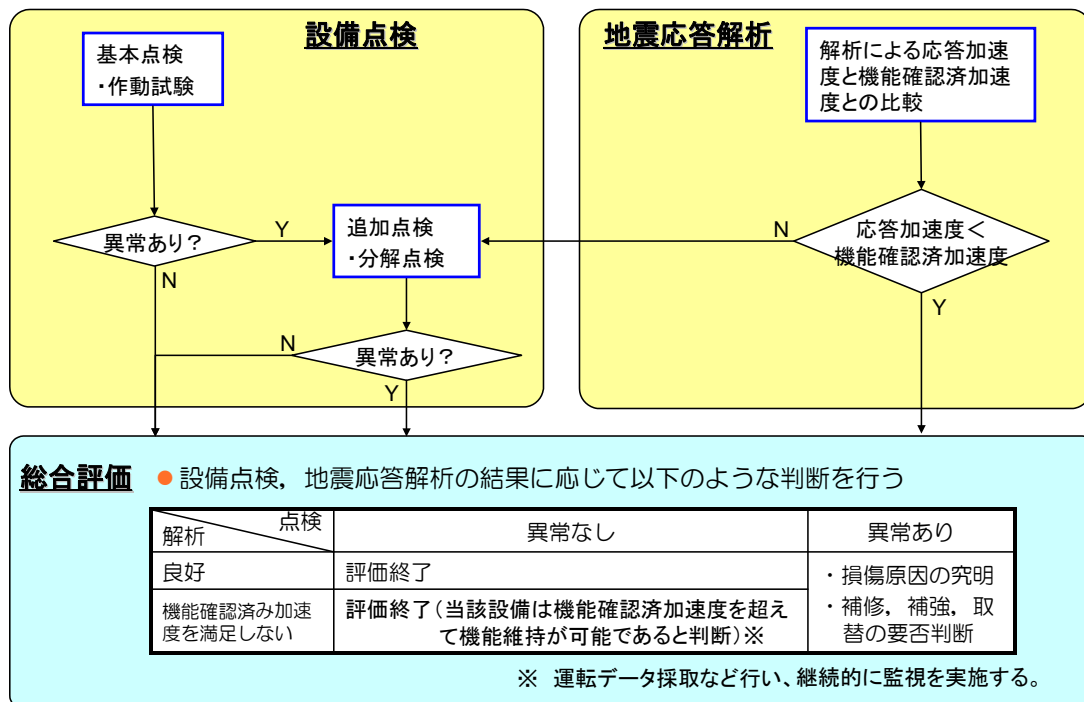


図-4.3.2 点検・解析評価の流れ (動的機能維持評価)

#### 4.3.2 総合評価結果

地震応答解析（構造強度評価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）。

なお、支持構造物（メカニカルスナッパ）については、地震応答解析の結果、評価基準値を満足することを確認していたが、詳細評価を行った設備であることから、予め計画する追加点検を実施した。支持構造物（メカニカルスナッパ）については、低速走行試験、分解点検を実施した。その結果、作動状態は良好であり、地震を起因とした変形、き裂等の異常も確認されなかった（添付資料 3-2）。

現時点において、設備点検で異常が確認された機器については、損傷原因の究明を行い、地震による影響か否かを検討した。ここで、地震に起因しない事象に対しては、通常の保全プログラムによる対応が可能と考えられることから、基本的に原形復旧をもって対応した。また、地震影響が否定できない事象については、地震による影響を評価の上、健全性評価を実施するとともに、その結果を踏まえた対応策を検討した（表-4.3.1 参照）。

##### (1) 損傷原因の究明（地震による影響の評価）

設備点検により確認された事象について、設備の状況や地震応答解析結果等を踏まえ、地震に起因して発生したもののか否かについて検討を行った。観察された事象の多くは、原因が明らかであったが、ジェットポンプウエッジのズレの事象、制御棒駆動機構のカップリング不良事象および燃料集合体の燃料支持金具からの外れ事象等については、地震の影響であるかを詳細に検討し、地震の影響でないことを確認した（添付資料 3-3-1～3 参照）。

その結果、損傷原因について以下の通り分類した。

a. 地震に起因すると考えられる事象※ (33 機器)

- ① 地震力による部品等のずれ、こすれ、損傷等の事象 (25 機器)  
(主タービン、発電機、主変圧器等)
- ② 地盤沈下による変形、損傷事象 (2 機器)  
(不活性ガス系配管の変形)
- ③ グラウトの微細なひび (6 機器)  
(不活性ガス系液化窒素貯槽基礎架台等)

※ 地震による影響が否定できない事象を含む。

b. 地震に起因しないと考えられる事象 (76 機器)

- ① 通常の保全活動にて確認される劣化事象 (48 機器) (パッキンの劣化、絶縁抵抗値の低下、計器類の性能低下等)
- ② 異物の噛み込み等偶発的な事象 ((5 機器) 弁のシートパス等)
- ③ 固着等一時的に発生した事象 (12 機器)
- ④ 施工不良等に起因する事象 (11 機器) (溶接不良、ボルト締め付け不良等)

(2) 健全性評価 (追加評価を含む) および対応策検討

損傷原因の究明の結果、地震に起因すると考えられる事象について、以下に示すとおり健全性評価を実施し、対応策を検討した (添付資料 3-4-1～3 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、構造強度または機器の機能に影響を及ぼすものと判断した（11 機器）。

(a) **地震力による部品等のずれ、こすれ、損傷等の事象（9 機器）**

- ① 主タービン（高圧および低圧タービン(A)、(B)、(C)）の内部構造物の接触・損傷等
- ② 変圧器（主変圧器、所内変圧器(A)、(B)）の内部構造物のずれ等
- ③ 焼却装置の耐火レンガの転倒および、耐火ボードの損傷
- ④ 補助ボイラ(A)の給電部と電極部をつなぐボルトの折損

(b) **地盤沈下による変形、損傷事象（2 機器）**

- ① 配管および支持構造物（不活性ガス系主配管）の変形

これらの事象は、いずれも耐震重要度が低い設備に確認され、原子炉安全上重要な設備への波及的影響も考え難い事象であったことから、損傷部品の交換、補修、手入れ等により、原形復旧を行った。

b. 地震の影響による事象で健全性が確認できたもの

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

(a) 地震力による部品等のずれ、こすれ、損傷の事象 (16 機器)

- ① 主発電機本体の内部構造物等に確認された接触痕
- ② 循環水ポンプ(A)、(B)、(C)フランジ部からの内部流体の滲み
- ③ トレンチ内配管 (原子炉補機冷却系主配管等) の接触痕
- ④ 2号高起動変圧器 内部構造物のずれ
- ⑤ 主変圧器放圧弁動作による漏油
- ⑥ 復水器(A)、(B)、(C)の整流板の浮上がりおよび変形
- ⑦ 制御盤内扉ストッパーの変形等
- ⑧ 低起動変圧器(5SA)、(5SB)「本体ゴムセル異常」警報の発生

(b) グラウト部の微小なひび (6 機器)

- ① サービス建屋換気空調系 (送風機 (A/B)) 等のグラウトのひび

これらの事象については、機器の構造強度や機能に影響を与えるものではないものの、一部を除いて念のため点検手入れ、補修、取替を実施することで、原形に復旧することとした。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(1/16)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原主(設置業者)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	地震影響の有無	健全性評価(追加評価)への影響	
			損傷原因の検討			構造強度・機能維持			対応策			
						判定						
<b>(1)立形ポンプ</b>												
1	a-1	復水器	復水器ポンプ	N71-G001	A	-	基本点検(自損点検)の結果、ポンプベース部および吐出フランジからの油みを確認した。追加点検(分解点検)の結果、ポンプ部品等の損傷は認められなかった。	地震応答解析結果	有	油みは一時的に発生したものであるが、ポンプ部品等の損傷は確認されていないことから、構造強度・機能維持に影響はないと判断した。	良	通常の保守作業として手入れを実施。給排水系水漏れに合わせて作動試験、漏えい確認を実施する予定。
2	a-1	復水器	復水器ポンプ	N71-G001	B	-	基本点検(自損点検)の結果、ポンプベース部および吐出フランジからの油みを確認した。追加点検(分解点検)の結果、ポンプ部品等の損傷は認められなかった。	地震応答解析結果	有	油みは一時的に発生したものであるが、ポンプ部品等の損傷は確認されていないことから、構造強度・機能維持に影響はないと判断した。	良	通常の保守作業として手入れを実施。給排水系水漏れに合わせて作動試験、漏えい確認を実施する予定。
3	a-1	復水器	復水器ポンプ	N71-G001	C	-	基本点検(自損点検)の結果、ポンプベース部および吐出フランジからの油みを確認した。追加点検(分解点検)の結果、ポンプ部品等の損傷は認められなかった。	地震応答解析結果	有	油みは一時的に発生したものであるが、ポンプ部品等の損傷は確認されていないことから、構造強度・機能維持に影響はないと判断した。	良	通常の保守作業として手入れを実施。給排水系水漏れに合わせて作動試験、漏えい確認を実施する予定。
4	b-1	復水器	復水器ポンプ	N25-G001	B	-	基本点検(自損点検)の結果、メカニカルシールの油みを確認した。追加点検(分解点検)の結果、メカニカルシールのシール面に傷等の損傷は確認されなかった。	地震応答解析結果	無	メカニカルシールの分解点検を行った結果、シール面に損傷は確認されなかった。当該シールは、地震発生時は潤滑状態であり、地震発生時にメカニカルシールからの漏えいしなかった。その後、当該ポンプの停止後、メカニカルシールの油みを確認した。当該シールは、地震発生時に潤滑状態であり、地震発生時にメカニカルシールのシール面に傷等の損傷は確認されなかった。	-	念のためメカニカルシールの交換を行い、今後運転転を實施する予定。
5	b-1	復水器	復水器ポンプ	K11-C102	D	-	基本点検(自損点検)の結果、グランドリーク水が床面に漏れ出ているを確認した。	地震応答解析結果	無	当該ポンプは自動停止を繰り返して運用される設備である。地震後の運転状況において、グランドリーク水の発生が確認された。その後、グランドリーク水の発生が確認された。当該ポンプは、地震発生時に潤滑状態であり、地震発生時にメカニカルシールからの漏えいしなかった。その後、当該ポンプの停止後、メカニカルシールの油みを確認した。当該シールは、地震発生時に潤滑状態であり、地震発生時にメカニカルシールのシール面に傷等の損傷は確認されなかった。	-	グランドリークの水漏れを調査し、異常がないことを確認した。
<b>(2)横形ポンプ</b>												
6	b-4	原水作動機	原水作動機ポンプ	E51-G001	-	O	本点検(自損点検)の結果、メカニカルシールの油みを確認した。	地震応答解析結果	良	原水作動機ポンプは自動停止を繰り返して運用される設備である。地震後の運転状況において、メカニカルシールの油みを確認された。当該ポンプは、地震発生時に潤滑状態であり、地震発生時にメカニカルシールのシール面に傷等の損傷は確認されなかった。	-	メカニカルシールの交換を実施し、異常がないことを確認した。
7	b-1	原水作動機	原水作動機ポンプ	K12-G001	A	-	基本点検(自損点検)の結果、メカニカルシールの油みを確認した。	地震応答解析結果	無	当該ポンプは自動停止を繰り返して運用される設備である。地震後の運転状況において、メカニカルシールの油みを確認された。当該ポンプは、地震発生時に潤滑状態であり、地震発生時にメカニカルシールのシール面に傷等の損傷は確認されなかった。	-	メカニカルシールの交換を実施し、作動試験、漏えい確認を行い異常がないことを確認した。
8	b-1	原水作動機	原水作動機ポンプ	K21-G001	B	-	基本点検(自損点検)の結果、メカニカルシールの油みを確認した。	地震応答解析結果	無	当該ポンプは自動停止を繰り返して運用される設備である。地震後の運転状況において、メカニカルシールの油みを確認された。当該ポンプは、地震発生時に潤滑状態であり、地震発生時にメカニカルシールのシール面に傷等の損傷は確認されなかった。	-	メカニカルシールの交換を実施し、作動試験、漏えい確認を行い異常がないことを確認した。
9	b-1	原水作動機	原水作動機ポンプ	K21-G001	-	-	基本点検(自損点検)の結果、メカニカルシールの油みを確認した。	地震応答解析結果	無	当該ポンプは自動停止を繰り返して運用される設備である。地震後の運転状況において、メカニカルシールの油みを確認された。当該ポンプは、地震発生時に潤滑状態であり、地震発生時にメカニカルシールのシール面に傷等の損傷は確認されなかった。	-	メカニカルシールの交換を実施し、作動試験、漏えい確認を行い異常がないことを確認した。
10	b-1	原水作動機	原水作動機ポンプ	K21-G001	A	-	基本点検(自損点検)の結果、メカニカルシールの油みを確認した。	地震応答解析結果	無	当該ポンプは自動停止を繰り返して運用される設備である。地震後の運転状況において、メカニカルシールの油みを確認された。当該ポンプは、地震発生時に潤滑状態であり、地震発生時にメカニカルシールのシール面に傷等の損傷は確認されなかった。	-	メカニカルシールの交換を実施し、作動試験、漏えい確認を行い異常がないことを確認した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(2/16)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原主(設置業者)の設備	設備点検結果	地震被害 解析結果	総合評価		備考	
									損傷原因の検討	健全性評価面(追加評価)		
									地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	対応策	
11	b-1	標準型4道階層波板線業補助装置 洗濯機液系	洗濯機液系ろ過機	K14-0013	A	-	基本点検(目視点検)の結果、ろ過機メカニカルシールからのリークを確認した。	-	損傷部分には異音・異臭等確認されていない。 当該ポンプは起動停止を繰り返して運用される設備である。地震後の運転状態において、リークが確認されないにもかかわらず、その後の長い停止運転の中でリークが発生したものである。よって地震の影響ではなく、経年劣化によるリークと判断した。なお、同じ運用をしている他のポンプにも同様のメカニカルシールの点検を実施しているが、シール面に異常が確認されていない。	-	-	ろ過機メカニカルシールの交換を実施し、作動試験・濡えい確認を行い異常ないことを確認した。
12	b-1				B	-	基本点検(目視点検)の結果、ろ過機メカニカルシールからのリークを確認した。	-	当該ポンプは起動停止を繰り返して運用される設備である。地震後の運転状態において、リークが確認されないにもかかわらず、その後の長い停止運転の中でリークが発生したものである。よって地震の影響ではなく、経年劣化によるリークと判断した。なお、同じ運用をしている他のポンプにも同様のメカニカルシールの点検を実施しているが、シール面に異常が確認されていない。	-	-	ろ過機メカニカルシールの交換を実施し、作動試験・濡えい確認を行い異常ないことを確認した。
<b>(3)住働動ポンプ</b>												
13	b-1	補助ポンプに設置するボイラー水処理装置 濃液注入装置	住働動用副循環ポンプ	PR2-C008	-	-	基本点検(作動試験)の結果、ポンプノストローク100%まで上昇させ駆動状態を確認したが、通常ポンプ吐出圧力に振れが認められるはずが、増加点検(分解点検)の結果、ポンプホールバルブに異常が確認された。	-	分解点検の結果、ポンプの吐出側ホールバルブの閉塞が確認された。このため膨張液量が確保されず吐出圧力が上昇したと判断した。地震の影響で閉塞するようならなかったことから、事前停止による閉塞と判断した。	-	-	-
14	b-2	ほう階水注入系	ほう階水注入系ポンプ	CA1-Q001	A	O	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、コネクティングポートホッパー部に中央部からポンプ側へ向かって外側の遠遊指突機構が認められた。	良	分解析点検の結果、コネクティングポートホッパー部に突刺が確認された。突刺の先端はポンプの吐出側からポンプ側へ向かって発生したものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	通常の出入れで対応可能なNo.1およびNo.2コネクティングポートポートは再使用し、No.3コネクティングポートについては交換を実施し、作動試験を実施し異常のないことを確認した。
	b-1				B	O	予め計画する追加点検(分解析点検)の結果、ベアリングケーシングの反力ベアリング間の間隙許容値の逸脱が確認された。	良	分解析点検の結果、訂正作業が確認されなかった。ベアリングケーシングの反力ベアリングの加工手入れ等による材料よれによるものと考えられることから、地震の影響ではないと判断した。	-	-	ベアリングケーシングの交換を実施し、作動試験にて異常のないことを確認した。
15	b-1				B	O	基本点検(濡えい確認)の結果、シリンダーグランド部に許容範囲を超える濡えい(確認された)が確認された。追加点検(分解析点検)の結果、ポンプ部品の潤滑は確認された。	良	分解析点検の結果、ポンプ部品の潤滑は確認されたが、潤滑油の性状(粘度)は正常範囲内であることが確認された。よって追加点検による潤滑油の性状によるものではないと判断した。	-	-	当該グランドパッキンの交換を実施した。



表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(3/16)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原主(運営)が設置した設備	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)	
										対応策	判定	
										構造強度・機能維持への影響		
<b>(5) 電動機</b>												
16	b-1	原子炉冷却材再循環ポンプ電源装置	原子炉冷却材再循環ポンプMGセパ	CE1-G002	A	-	予が計画する追加点検(分相点検)の結果、動機絶縁抵抗値が許容値以上であることを確認した。	-	注: 振動の発生がマグレ・基座間に異常がみられないこと、過去にも同様の異常を確認していることから終年点検の要因であり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	動機絶縁ケーブルの修正加工を実施した。
17	b-1	制御機駆動系	制御機駆動系ポンプ電動機	G12-G001	A	-	基本点検(自損点検)の結果、電動機負荷電流が定常電流値以上であることを確認した。リニア油の油質を点検した。排油口の蓋のバッキングが劣化していることを確認した。	-	制御機・反負荷制御受の排油口用ハッキンの交換を実施し、異常ないことを確認した。	-	-	制御機・反負荷制御受の排油口用ハッキンの交換を実施し、異常ないことを確認した。
18	b-1				B	-	基本点検(自損点検)の結果、電動機負荷電流が定常電流値以上であることを確認した。	-	制御機・反負荷制御受の排油口の蓋に異常等はなく、バッキングが劣化し、油れはみ出し、磨れしたもので、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	制御機・反負荷制御受の排油口用ハッキンの交換を実施し、異常ないことを確認した。
19	b-3	原子炉補給冷却海水ポンプ	原子炉補給冷却海水ポンプ電動機	PA1-G001	A	O	基本点検(作動試験)の結果、電動機負荷電流が定常電流値以上であることを確認した。	良	電動機・ポンプと引込ケーブル上の異常および異常・異常・振動・漏えい等は確認されなかったことから、電動機を継続して監視した結果、最終的に定常電流を下回る量となつた。引込ケーブルの劣化によるポンプ流量の劣化(圧力損失)が電動機電流に影響を与えているものと考えられた。ポンプ運転運転により原生物の付着が避けられ、圧力損失が低下した結果、電動機電流は低下したものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-
20	b-3				D	O	基本点検(作動試験)の結果、電動機負荷電流が定常電流値以上であることを確認した。異常は確認されなかった。	良	電動機・ポンプと引込ケーブル上の異常および異常・異常・振動・漏えい等は確認されなかったことから、電動機を継続して監視した結果、最終的に定常電流を下回る量となつた。引込ケーブルの劣化によるポンプ流量の劣化(圧力損失)が電動機電流に影響を与えているものと考えられた。ポンプ運転運転により原生物の付着が避けられ、圧力損失が低下した結果、電動機電流は低下したものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-
	b-1						基本点検(自損点検)の結果、電動機絶縁抵抗値が定常電流値以上であることを確認した。温度検出ケーブルの位置に異常を確認した。	良	温度検出ケーブル上の異常は異常がなかったことから、通常動作時に電動機の絶縁抵抗値が低下したものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	温度検出ケーブルの引直しを実施し復旧した。
21	b-3	蒸留機系系ポンプ	蒸留機系系ポンプ電動機	E11-G001	B	O	基本点検(機能試験)の結果、蒸留機系系用スベールシータの絶縁抵抗の低下を確認した。	良	目視点検において、スベールシータに異常等はなく、絶縁抵抗が回復したことから、蒸気の影響を受けて絶縁抵抗値が低下したものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-
22	b-3				C	O	基本点検(機能試験)の結果、蒸留機系系用スベールシータの絶縁抵抗の低下を確認した。	良	目視点検において、スベールシータに異常等はなく、絶縁抵抗が回復したことから、蒸気の影響を受けて絶縁抵抗値が低下したものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-
23	b-3	蒸留機系系スプレー系	蒸留機系系スプレー系電動機	E22-G001	-	O	基本点検(自損点検)の結果、電動機絶縁抵抗値が定常電流値以上であることを確認した。追加点検(潤滑油分析)の結果、異常ないことを確認した。	良	点検時に潤滑油への汚濁等の原因がみられないことを確認した。潤滑油の汚濁等の影響を受けて絶縁抵抗値が低下したことが原因であり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	運転状態(定例試験)に異常の無いことを確認した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(4/16)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原状・異常発生原因	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	判定	対応策		
24	b-1	循環給水系	循環ポンプ電動機	N21-G001	B	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、図添付写真および添付図面に添付のグラフが判別を要した。	設備点検結果	-	地震発生後、循環ポンプ(電動機)は異常を呈しておらず、当該電動機に外観上の異常はなかったことから、異常発生が原因で、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	溶接修理を実施し、正常に復旧した。
25	b-4		電動機駆動原子炉給水ポンプ電動機	N38-G011	A	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、電動機駆動原子炉給水ポンプの駆動軸が、心線の露出を確認した。	設備点検結果	-	運転後、原子炉の運転は異常がなかったことから、点検時における繰り返し振動による疲労によるものではないと判断した。	無	-	-	再検査を施し、正常に復旧した。
(6)ファン													
26	a-3	換気設備 サービースペース 空気調換	S/B送風機	U41-G701	A	基本点検(目視点検)の結果、基礎部(グラウト部)にひび割れを確認した。	設備点検結果	-	判断・判断等がないことから経年的な現象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	良	-	構造強度に影響がない微細なひびであることから、補修等は実施しない。
27	a-3		M/B送風機	U41-G701	B	基本点検(目視点検)の結果、基礎部(グラウト部)にひび割れを確認した。	設備点検結果	-	判断・判断等がないことから経年的な現象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	良	-	構造強度に影響がない微細なひびであることから、補修等は実施しない。
28	a-3	換気設備 サービースペース 調換	M/B送風機	U41-G701	A	基本点検(目視点検)の結果、基礎部(グラウト部)にひび割れを確認した。	設備点検結果	-	判断・判断等がないことから経年的な現象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	良	-	構造強度に影響がない微細なひびであることから、補修等は実施しない。
29	a-3		R/A送風機	U41-G102	B	基本点検(目視点検)の結果、基礎部(グラウト部)にひび割れを確認した。	設備点検結果	-	判断・判断等がないことから経年的な現象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	良	-	構造強度に影響がない微細なひびであることから、補修等は実施しない。
30	b-1	原子炉排気機 調換	R/A排気機	U41-G102	A	基本点検(目視点検)の結果、カフリング側および、カフリング側の軸受ケースに油の滲れを確認した。	設備点検結果	-	軸受側から微量な油の滲れを確認しており、地震後も油の滲れが認められなかったことから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	シール側の蓋布を布を行い、油の滲れがないことを確認した。
31	b-1	原子炉排気機 調換	MCR送風機	U41-G501	B	基本点検(目視点検)の結果、ファンハウスの追加点検(分解点検)の結果、ファンハウスの材料が認められた。	設備点検結果	良	分解点検の結果、ファンハウスの材料が認められたことから、地震発生による材料劣化によるものではないと判断した。	無	-	-	ファンハウスの交換を行い、運転前に異常のないことを確認した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(5/16)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原工費算定 な設備	設備点検結果	地震応答 解析結果	総合評価			備考
									設備原因の検討	地震影響の 有無	対称数	
<b>(9) 井</b>												
32	b-2	圧力伝導装置系 の地の安全装置	真空破壊弁	T31-F025	K	O	基本点検(自動点検)の結果、中央制御室からの試験動作時に真空破壊弁が作動しないことが確認された。現場における井の自動操作は、正常に動作することを確認した。自動点検時、真空破壊弁の動作不良が確認されたこと。当該真空破壊弁の動作不良によるものとは判断した。自動点検用真空破壊弁の追加点検(分解点検)の結果、異常は確認されなかった。	-	無	-	-	分解点検においてOリング及び下部ベローズの交換を実施し、中央操作室からの操作により真空破壊弁が正常に作動することを確認した。
33	b-3	不凍性ガス系	主要弁	T31-F002	-	O	基本点検(自動点検)の結果、ドライバルブへの入口側動作時にT31-AO-F002の真空破壊弁が一時動作しない異常を確認した。	良	無	-	-	不凍性のあつた真空破壊弁については、急のため新品交換を行い、動作試験、漏えい確認を実施し異常の無いことを確認した。
34	b-3	不凍性ガス系	主要弁	T31-F003	-	O	基本点検(自動点検)の結果、圧力制御室への入口側動作時にT31-AO-F003の真空破壊弁が一時動作しない異常を確認した。	良	無	-	-	不凍性のあつた真空破壊弁については、急のため新品交換を行い、動作試験、漏えい確認を実施し異常の無いことを確認した。
35	b-1	原子炉冷却材 弁系	主要弁	GU1-F004	-	O	基本点検(自動点検)の結果、モアトリフトス、イナチおよび、トックスツップ弁は油漏れが確認された。	良	無	-	-	モアトリフトス、イナチ等交換後、正常に作動することを確認を行い、異常の無いことを確認した。
36	b-1	主蒸気系	主要弁	B21-F003	B	O	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、弁体パレット上部面および、弁蓋シート面に微細な油膜を確認した。	良	無	-	-	弁蓋パレット面については弊設備を閉じていた為、燃料棒吊り上げ機構を除去し肉盛り溶接を行った後、閉り合わせ、当分の間動作を監視し異常の無いことを確認した。
37	b-1	安全弁	所内過水蒸気バックアップ 熱交換器入口安全 弁	P01-F051	-	-	基本点検(自動点検)の結果、通電作動しない異常を確認された。	-	無	-	-	分解点検後、動作試験、漏えい確認を行い異常の無いことを確認した。
38	b-1	減圧装置	所内過水蒸気バックアップ 熱交換器入口減圧 弁	P01-F008	-	-	基本点検(自動点検)の結果、異常は確認されなかった。	-	無	-	-	調整は他の交換を行い、動作試験および漏えい確認を実施し、異常の無いことを確認した。
39	b-3	補助ボイラに附属 減圧装置	蒸気源加熱器入口 減圧弁	K13-F205	B	-	基本点検(自動点検)の結果、蒸気入口圧力が正常に動作しない異常を確認された。	-	無	-	-	制御不良は一過性の現象であり、その後の動作状態に異常の無いことを確認した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(6/16)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原状回復を要する設備	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)	
										対応策	判定	
										構造強度・機能維持への影響		
<b>(11)非常用ディーゼル発電機</b>												
40	b-1	非常用ディーゼル発電設備	非常用ディーゼル発電機	R63-C001	A	O	予め計画する追加点検(分報点検)の結果、非常用ディーゼル発電機のエンジンカバーにおいて、取り回しにくいハンキンの剥れや割れは地震の振動により発生したものであり、エンジンカバーのハンキンの剥れや割れは地震の振動により発生したものでありと判断した。	良好	無	-	-	ゴムハンキンの交換を実施し、異常ないことを確認した。
41	b-4	蒸気炉心スライダ発電設備	ディーゼル機関	R64-C001	H	O	基本点検(目視点検)の結果、燃料噴射ポンプサポート(燃料ホド)にナットの締めおぼれ、ナットの締めおぼれが認められた。	良好	無	-	-	ナットの取付及びナットの締めおぼれを修正する予定。
42	b-1	非常用ディーゼル発電設備	ディーゼル機関	R63-C001	A	O	基本点検(目視点検)の結果、燃料噴射ポンプサポート(燃料ホド)にナットの締めおぼれ、ナットの締めおぼれが認められた。	良好	無	-	-	燃料噴射ポンプサポート(燃料ホド)のハンキンの交換を行い、異常ないことを確認した。
43	b-1	非常用ディーゼル発電設備	排気タービン連結機	R63-C014	B-1	O	基本点検(目視点検)の結果、通気管排気配管に、排気ガスの漏れやハンキンの割れが認められた。予め計画する追加点検(分報点検)の結果、排気配管のフランジハンキンの締めおぼれが認められた。	良好	無	-	-	通気管のハンキンの交換を行い、漏れのないことを確認した。
44	b-1	非常用ディーゼル発電設備	排気タービン連結機	B-2	O	O	基本点検(目視点検)の結果、通気管排気配管に、排気ガスの漏れやハンキンの割れが認められた。予め計画する追加点検(分報点検)の結果、排気配管のフランジハンキンの締めおぼれが認められた。	良好	無	-	-	通気管のハンキンの交換を行い、漏れのないことを確認した。
45	b-2	空気圧縮機	空気圧縮機	R63-C005	A-1	-	予め計画する追加点検(分報点検)の結果、ピストンバルブに油が認められた。	良好	無	-	-	ピストンバルブの交換を行い、潤滑油の不足がないことを確認した。
<b>(12)制御棒</b>												
46	b-1	制御棒	制御棒	-	-	O	基本点検(目視点検)の結果、ハンギングのロッドの一部に腐りおぼれが認められた。	良好	無	-	-	腐りおぼれを除去し、ハンギングの交換を行い、健全性が保たれることにより、健全性が保たれることによりと判断した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(7/16)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原主(保守業者)な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考
									設備原因の検討	健全性評価(追加評価)		
										地震影響の有無	判定	
<b>(13) 制御機駆動機構</b>												
47	b-3	制御機駆動装置	制御機駆動機構	N31-0008 (34-00)	-	○	基本点検(作動確認)の結果、一般的に結合不良状態が確認された。(庫内点検なし)	良	無	-	-	通常の保全作業として手入れを実施した。フリクション試験、スクラム試験は燃料設備後に実施予定。
							追加点検(分解点検)の結果、アンカカップリングロッドに若干の揺動の痕らしきものを確認した。	良	無	-	-	通常の保全作業として手入れ及びカップリングスベットの交換を実施した。フリクション試験、スクラム試験は燃料設備後に実施予定。
48	b-2	制御機駆動装置	制御機駆動機構	B11-0008 (42-59)	-	○	基本点検(作動確認)の結果、結合不良状態が確認された。	良	無	-	-	通常の保全作業として手入れ及びカップリングスベットの交換を実施した。フリクション試験、スクラム試験は燃料設備後に実施予定。
							追加点検(分解点検)の結果、インデックスチューブ外表面に硬化層(腐蝕産物)が認められた。	良	無	-	-	念のため、インデックスチューブの交換を実施。フリクション試験、スクラム試験は燃料設備後に実施予定。
<b>(14) 主タービン</b>												
49	a-1	蒸気タービン	蒸気タービン	N31-0001	-	-	基本点検(目視点検)の結果、軸受の油切れ、ロータとの接触による損傷および接触痕等が確認された。また、追加点検(分解点検)の結果、駆動軸と静置軸の接触、本機の潤滑油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。	-	有	軸受の油切れの損傷、中間軸受台キーの変形、オイルシールリングの割れ、中間軸受台基礎部の修繕を実施。中間軸受台基礎部の修繕を実施。	要	修理・手入れを実施中。軸受油切りの補充の手入れ、交換を実施。中間軸受台基礎部の修繕を実施。
							追加点検(目視点検)の結果、潤滑油の潤滑不足が確認された。また、追加点検(分解点検)の結果、駆動軸と静置軸の接触、本機の潤滑油を直接受け持つ中間軸受台キーの割れ等が確認された。	-	有	軸受の接触面は経年劣化のため、修理・手入れを実施中。中間軸受台基礎部の修繕を実施。	要	通常の保全作業として軸受ホイットメタルの損傷を実施中。
50	a-1	蒸気タービン	蒸気タービン	N31-0002	A	-	基本点検(目視点検)の結果、軸受の油切れ、ロータとの接触による損傷および接触痕等が確認された。また、追加点検(分解点検)の結果、駆動軸と静置軸の接触、中間軸受台基礎部の修繕が確認された。	-	有	軸受の油切れの損傷、中間軸受台キーの変形、オイルシールリングの割れ、中間軸受台基礎部の修繕を実施。中間軸受台基礎部の修繕を実施。	要	通常の保全作業として軸受ホイットメタルの損傷を実施中。
							追加点検(目視点検)の結果、潤滑油の潤滑不足が確認された。また、追加点検(分解点検)の結果、駆動軸と静置軸の接触、本機の潤滑油を直接受け持つ中間軸受台キーの割れ等が確認された。	-	有	軸受の接触面は経年劣化のため、修理・手入れを実施中。中間軸受台基礎部の修繕を実施。	要	通常の保全作業として軸受ホイットメタルの損傷を実施中。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(8/16)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原工費要否 な設備	設備点検結果	地震応答 解析結果	総合評価				備考	
									故障原因の検討	地震影響の有無	健全性評価(追加評価)	対応策		
51	a-1	蒸気タービン	低圧タービン	NU1-C002	B	-	基本点検(目視点検)の結果、軸受の油切りにロータの損傷および換気扇等を確認した。 予め計画する追加点検(分解点検)の結果、翼(動翼と静翼)、軸受、車室固定キーに損傷等が確認された。	-	地震により、スクリュー軸受およびロータの損傷の恐れがロータに伝わり、ロータが破れ、ロータの油切りとロータとの接触、翼面(動翼と静翼)および車室の損傷等が発生したものと考えられ、地震の影響によるものと判断した。	有	軸受の油切りにロータの損傷により、ロータの油切りとロータとの接触、翼面(動翼と静翼)および車室の損傷等が発生したものと判断した。	否	要	軸受油切りの重売の入手入れ交換を実施中。
52	a-1				C	-	基本点検(目視点検)の結果、軸受の油切りにロータの損傷による損傷および換気扇等を確認した。 予め計画する追加点検(分解点検)の結果、翼(動翼と静翼)、軸受、車室固定キーに損傷等が確認された。	-	地震により、スクリュー軸受およびロータの損傷の恐れがロータに伝わり、ロータが破れ、ロータの油切りとロータとの接触、翼面(動翼と静翼)および車室の損傷等が発生したものと考えられ、地震の影響によるものと判断した。	有	軸受の油切りにロータの損傷により、ロータの油切りとロータとの接触、翼面(動翼と静翼)および車室の損傷等が発生したものと判断した。	否	要	軸受油切りの重売の入手入れ交換を実施中。
<b>(15)発電機</b>														
53	a-1	発電機	主発電機本体	NU1-E001	-	-	点検する追加点検(分解点検)の結果、以下に異常を確認した。 回転子軸と軸受油切り油切りの損傷を確認した。	-	本事業は地震の影響によるものと判断した。	有	主要部品の劣化や損傷は発生しておらず、地震発生に影響ないと判断した。	良	不要	回転子軸と軸受油切りの重売の入手入れ等による補修を実施した。
54	b-1	燃料取扱装置	燃料取込装置	US1-E001	-	-	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、以下に異常を確認した。 燃料取込装置の燃料取込管の接続を確認した。 燃料取込管の接続を確認した。	-	本事業は地震の影響によるものと判断した。	有	主要部品の劣化や損傷は発生しておらず、地震発生に影響ないと判断した。	良	不要	燃料取込管の修理・入手入れを実施予定
<b>(18)クレーン</b>														
55	b-4	原工費要否なし 可変電流機 電機装置	可変電流機	CS1-C003	A	-	基本点検(目視点検)の結果、可変電流機(F)の下ノコ加工部分の溶接部に油の浸入を確認された。 予め計画する追加点検(分解点検)の結果、可変電流機(F)の可変電流機に異常を確認した。	-	地震により、可変電流機(F)の可変電流機に異常を確認した。 予め計画する追加点検(分解点検)の結果、可変電流機(F)の可変電流機に異常を確認した。	有	可変電流機(F)の可変電流機に異常を確認した。 予め計画する追加点検(分解点検)の結果、可変電流機(F)の可変電流機に異常を確認した。	-	-	受電機計の交換を実施し、動作状態に異常ないことを確認した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(9/16)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原工費算入設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
									損傷原因	地震影響の有無	健全性評価(追加評価)			
										構造強度・機能維持への影響	判定	対応策		
<b>(22) 炉内構造物</b>														
56	b-4		ジェットポンプ			○	基本点検(目視点検)の結果、ジェットポンプ(JP)インレットサイヤーの運転中の振動が許容範囲内であることを確認した。ウエッジのズレの追加点検及び補修の結果、ウエッジのズレの補修が完了していること、および補修後の状態を確認した。	良好	分類点検の結果、異常およびウエッジによる車削試験から、本機は地震によるダメージは発生し、配管交換した後に一人取組工事の際の施工不良に起因するものであり、地震の影響ではないと判断した。	無	-	-	ずみがあるためウエッジ(ウエッジ)について、正規位置への復旧を要した。	
<b>(23) 配管(支持構造物含む)</b>														
57	a-2	不活性ガス系	主配管2			-	基本点検(目視点検)の結果、配管の曲がりや追加点検(透過探傷試験)の結果、異常は確認されなかった。	-	地震の影響で確認されたことから、屋外液状窒素設備工台と取り合いレノランに相対位置が生じて、配管が変形したものと判断した。	有	配管の曲がりが見られることから、機軸に影響ありと判断した。	否	配管の曲がりが見られることから、機軸に影響ありと判断した。	配管交換を行い、不平等下によるスレシテを調整し補修した。その他透過探傷試験、液透探傷試験、運転圧入による健全性を確認した。
58	a-2	不活性ガス系	主配管3			-	基本点検(目視点検)の結果、配管の曲がりや追加点検(透過探傷試験)の結果、異常は確認されなかった。	-	地震の影響で確認されたことから、屋外液状窒素設備工台と取り合いレノランに相対位置が生じて、配管が変形したものと判断した。	有	支持構造物の曲がりが見られることから、機軸に影響ありと判断した。	否	支持構造物の曲がりが見られることから、機軸に影響ありと判断した。	配管交換を行い、不平等下によるスレシテを調整し補修した。その他透過探傷試験、液透探傷試験、運転圧入による健全性を確認した。
59	a-1	原子炉冷却系(原子炉冷却系(原子炉冷却系))	主配管1	700A-RGW-1028		-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉冷却系配管の曲がりや追加点検(透過探傷試験)の結果、異常は確認されなかった。	-	地震の影響で確認されたことから、屋外液状窒素設備工台と取り合いレノランに相対位置が生じて、配管が変形したものと判断した。	有	目視点検の結果、配管とレノランとの接続部が変形していることから、機軸に影響ありと判断した。	良	目視点検の結果、配管とレノランとの接続部が変形していることから、機軸に影響ありと判断した。	現在評価途中。
	b-1			700A-RGW-1072		-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉冷却系配管の曲がりや追加点検(透過探傷試験)の結果、異常は確認されなかった。	-	地震の影響で確認されたことから、屋外液状窒素設備工台と取り合いレノランに相対位置が生じて、配管が変形したものと判断した。	有	配管および支持構造物に損傷はないものと考えられることから、機軸に影響ありと判断した。	良	配管および支持構造物に損傷はないものと考えられることから、機軸に影響ありと判断した。	現在評価途中。
				SNO-RW-1252	A	○	基本点検(目視点検)の結果、オイルスタンパハリ面の落下を確認した。	-	目視点検の結果、オイルスタンパハリ面の落下を確認した。	無	-	-	-	オイルスタンパハリは、前工事で対象に無い取組を実施済み。
				SNO-RW-1254	-	○	基本点検(目視点検)の結果、オイルスタンパハリ面の落下を確認した。	-	目視点検の結果、オイルスタンパハリ面の落下を確認した。	無	-	-	-	オイルスタンパハリは、前工事で対象に無い取組を実施済み。
60	b-1		主配管5	SNO-RW-1248	A	-	基本点検(目視点検)の結果、オイルスタンパハリ面の落下を確認した。	-	目視点検の結果、オイルスタンパハリ面の落下を確認した。	無	-	-	-	オイルスタンパハリは、前工事で対象に無い取組を実施済み。
61	b-1	残熱除去系	主配管1	SNO-RHR-315	A	-	基本点検(目視点検)の結果、オイルスタンパハリ面の落下を確認した。	-	目視点検の結果、オイルスタンパハリ面の落下を確認した。	無	-	-	-	オイルスタンパハリは、前工事で対象に無い取組を実施済み。



表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(10/16)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原工費要する設備	設備点検結果	地震被害 解析結果	総合評価				備考
									損傷原因の検討	地震影響の有無	構造的劣化・機能維持への影響	判定	
62	b-1	主配管系	主配管3	SN0-MS-786 SN0-MS-789	-	-	基本点検(目視点検)の結果、サリコシツノのコード位置がずれ、配管部を再調査し、サポートワークオーバーとなるオイルナットを確認した。	-	地盤変動に伴い、見られる事象であるにも、ロットナット(ナット)が、確認対象物に変わらないうまく、また、油漏れ等もない。また、周辺に配管及び支持構造物においても異常等認められていない。よって、経年使用に伴う位置ずれであり地震による影響ではないものと判断した。	無	-	-	コード位置の調整を行う。
63	b-1	蒸気タービン	クロスアラウンド管	SH-ES-980	-	-	基本点検(目視点検)の結果、スプリングハンダの位置がずれ、サポートワークオーバーとなるスプリングハンガーを確認した。	-	地盤変動に伴い、見られる事象であるにも、ロットナット(ナット)が、確認対象物に変わらないうまく、また、油漏れ等もない。また、周辺に配管及び支持構造物においても異常等認められていない。よって、経年使用に伴う位置ずれであり地震による影響ではないものと判断した。	無	-	-	コード位置の調整を行う。
64	a-1	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系	主配管	790A-O0-089	-	-	基本点検(目視点検)の結果、レストレイントハンダの位置がずれ、サポートワークオーバーとなるスプリングハンガーを確認した。	-	目視点検の結果、配管とレストレイントとの移動痕を確認した。移動痕は、約10mm程度の長さであり、周辺の配管に移動している箇所には確認されていない。また、移動痕はレストレイントの位置に位置していることから、地震の影響によりレストレイントに移動したと判断した。	有	良	-	配管および支持構造物に損傷はないと判断した。 従って、地震被害の発生、近隣場所については異常はない。
65	b-1	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 他電圧機器	主配管	LCW-Q26	-	-	基本点検(目視点検)の結果、配管サポートの損傷を確認した。	-	4号機の同じ位置において、ポンプ起動時の空響によるサポートの破損が確認されている。また、当該配管とサポートの間に、10mm程度の隙間がある。また、地震の影響によるものと判断した。	無	-	-	損傷箇所の修理及び穴塞ぎ工事を実施予定。
66	b-1	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 汚染液系	主配管	-	-	-	基本点検(目視点検)の結果、スプリングハンダの位置がずれ、サポートワークオーバーとなるスプリングハンガーを確認した。	-	数少ない漏れ箇所による腐食の発生が確認されており、本系に使用している特殊な材質が腐食が著しいため、配管の交換による補修が必要であると判断した。	無	-	-	配管取替後、漏えい確認を実施予定。
67	a-1	高圧炉心スプレ イデール増強 燃料棒支持装置 (高圧炉心スプレ 燃料棒支持装置 燃料棒支持装置 燃料棒支持装置)	主配管1	200A-HPGW-2 200A-HPGW-3	-	-	基本点検(目視点検)の結果、レストレイントハンダの位置がずれ、サポートワークオーバーとなるスプリングハンガーを確認した。	-	目視点検の結果、配管とレストレイントとの移動痕を確認した。移動痕は、約10mm程度の長さであり、周辺の配管に移動している箇所には確認されていない。また、移動痕はレストレイントの位置に位置していることから、地震の影響によりレストレイントに移動したと判断した。	有	良	-	現在評価後計中。
							基本点検(目視点検)の結果、レストレイントハンダの位置がずれ、サポートワークオーバーとなるスプリングハンガーを確認した。	-	目視点検の結果、配管とレストレイントとの移動痕を確認した。移動痕は、約10mm程度の長さであり、周辺の配管に移動している箇所には確認されていない。また、移動痕はレストレイントの位置に位置していることから、地震の影響によりレストレイントに移動したと判断した。	有	良	-	現在評価後計中。
							基本点検(目視点検)の結果、レストレイントハンダの位置がずれ、サポートワークオーバーとなるスプリングハンガーを確認した。	-	目視点検の結果、配管とレストレイントとの移動痕を確認した。移動痕は、約10mm程度の長さであり、周辺の配管に移動している箇所には確認されていない。また、移動痕はレストレイントの位置に位置していることから、地震の影響によりレストレイントに移動したと判断した。	有	良	-	現在評価後計中。
							基本点検(目視点検)の結果、レストレイントハンダの位置がずれ、サポートワークオーバーとなるスプリングハンガーを確認した。	-	目視点検の結果、配管とレストレイントとの移動痕を確認した。移動痕は、約10mm程度の長さであり、周辺の配管に移動している箇所には確認されていない。また、移動痕はレストレイントの位置に位置していることから、地震の影響によりレストレイントに移動したと判断した。	有	良	-	現在評価後計中。
							基本点検(目視点検)の結果、レストレイントハンダの位置がずれ、サポートワークオーバーとなるスプリングハンガーを確認した。	-	目視点検の結果、配管とレストレイントとの移動痕を確認した。移動痕は、約10mm程度の長さであり、周辺の配管に移動している箇所には確認されていない。また、移動痕はレストレイントの位置に位置していることから、地震の影響によりレストレイントに移動したと判断した。	有	良	-	現在評価後計中。





表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(12/16)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原主(営業)による設備	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)		
									構造強度・機能維持への影響	判定	対応策		
<b>(28) 変圧器</b>													
73	a-1	2号高起動変圧器(第1,2,5号機共)	2号高起動変圧器	SI2	-	-	予め計画する追加高圧線(分界点線)の結果、内側構造物全体と巻線部の損傷が地震の影響と想定されるスリが確認された。	-	有	絶縁物の配列を十分に検討し、巻線にスリは無いこと、巻線間距離に変化は無く絶縁性能等に影響無いと判断した。	良	不要	スリを巻線に圧入した状態に復旧した。絶縁物のスリ防止対策として、絶縁部の円筒を交換した。
74	a-1	主変圧器	主変圧器	SI1	-	-	予め計画する追加高圧線(分界点線)の結果、放圧装置が動作したことによる油漏れを確認した。	-	有	放圧装置本体を履蓋する為の動作であり、巻線の損傷ではないことから、絶縁性能等には影響ないと判断した。	良	不要	地面による影響であるが、履蓋覆材には影響が無いと判断した。放圧装置の交換を実施し、正常の状態に復旧した。
75	a-1	所内変圧器	所内変圧器	R1HTR5	A	-	予め計画する追加高圧線(分界点線)の結果、内側構造物全体について地震の影響と想定されるスリが確認された。また、巻線コアの部分的なスリが確認された。	-	有	巻線コアは履蓋部において巻線の損傷や可塑性ガスの発生の可能性は認められる。巻線本体の性質に影響があるため、巻線本体の性質に影響があると判断した。	否	要	巻線部を新規した。
76	a-1	低起動変圧器	低起動変圧器	R1LTR5	B	-	予め計画する追加高圧線(分界点線)の結果、内側構造物全体について地震の影響と想定されるスリが確認された。また、巻線コアの部分的なスリが確認された。	-	有	巻線コアは履蓋部において巻線の損傷や可塑性ガスの発生の可能性は認められる。巻線本体の性質に影響があるため、巻線本体の性質に影響があると判断した。	否	要	巻線部を新規した。また、巻線の損傷に合わせて鉄心各部ブロックを全て交換する措置とした。
77	a-1	低起動変圧器	低起動変圧器	SI2-LSTR5	A	-	地震時に本体コアに異常な変位が生じたが、基本巻線(自損巻線)の結果、外側巻線および本体油室の損傷は発生しなかった。また、巻線コアの部分的なスリが確認された。	-	有	巻線コアは履蓋部において巻線の損傷や可塑性ガスの発生の可能性は認められる。巻線本体の性質に影響があると判断した。	良	不要	地面による影響であるが、履蓋覆材には影響が無いと判断した。
78	a-1	低起動変圧器	低起動変圧器	SI2-LSTR5	B	-	地震時に本体コアに異常な変位が生じたが、基本巻線(自損巻線)の結果、外側巻線および本体油室の損傷は発生しなかった。また、絶縁油の分析において異常なことを確認した。	-	有	巻線コアは履蓋部において巻線の損傷や可塑性ガスの発生の可能性は認められる。巻線本体の性質に影響があると判断した。	良	不要	地面による影響であるが、履蓋覆材には影響が無いと判断した。
79	b-1	変圧器	補助ボイラ用変圧器	PR2-004	A	-	基本巻線(自損巻線)の結果、巻線本体油室の損傷は発生しなかった。また、巻線コアの部分的なスリが確認された。	-	無	巻線コアは履蓋部において巻線の損傷や可塑性ガスの発生の可能性は認められる。巻線本体の性質に影響があると判断した。	-	-	シリカゲルの交換を実施し、異常のないことを確認した。
79	b-1	変圧器	補助ボイラ用変圧器	PR2-004	A	-	基本巻線(自損巻線)の結果、ガス排出線機器周りの腐食および油の浸入を確認した。	-	無	外観上の腐食はなかったことから、ガス排出線機器周りの腐食、浸食し、油が浸入したものと考えられ、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	エポキシ樹脂によるコーキング処理を実施した後、油漏れに備えたいことを確認した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(13/16)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原状・異常な設備	設備点検結果	地震被害解析結果	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)	
										対応策		
										判定		
										構造強度・機能維持への影響		
<b>(29)蓄電池</b>												
80	b-1	蓄電池および充電器	12V蓄電池 HPCS	-	-	O	基本点検(目視点検)の結果、蓄電池の架台アース線端子に腐みを確認された。	良	無	-	-	アース線の腐み付けを実施し、正常に稼働が回復したことを確認した。
							基本点検(目視点検)の結果、蓄電池の外観点検においてNo.2セルの電解液中に浮遊物を発見した。	良	無	-	-	当該のハリは電気的接続性が強く、蓄電池内部で電解液等に浸る可能性はないことから、ハリの注入が蓄電池の性能寿命に影響を及ぼすおそれはないと判断した。また、当該の浮遊物を回収し、当該の蓄電池を含む全60台の取替を実施した。
81	b-1	蓄電池	230V蓄電池	-	-	-	基本点検(目視点検)の結果、蓄電池の架台アース線端子に腐みを確認された。	-	無	-	-	アース線の腐み付けを実施し、正常に稼働が回復したことを確認した。
<b>(31)計器、継電器、調整器、検出器、変換器</b>												
82	b-3	原子炉システム用(中性子東流)(中性子東計装動作不能)	平均出力領域モニタ	CS1-TIS-604	C	O	当該モニタの自己診断機能による稼働異常の発生が確認された。基本点検(機能試験)の結果、装置の自己診断機能から入力信号基板のバリエーションエラー一を修正した。	良	無	-	-	当該モニタの初期化を実施し、警報がクリアするともに警報状態が正常であることを確認した。
83	b-3	発電機電圧調整器(警報)	発電機電圧調整器(警報)	R1-TIS-011	D	O	当該モニタの自己診断機能による稼働異常の発生が確認された。基本点検(機能試験)の結果、装置の自己診断機能から入力信号基板のバリエーションエラー一を修正した。	良	無	-	-	当該モニタの初期化を実施し、警報がクリアするともに警報状態が正常であることを確認した。
84	b-1	所内変圧器(警報)	所内変圧器温度監視器(警報)	R1-TIS-011	A	-	基本点検(機能試験)の結果、指示計の精度差が確認された。	-	無	-	-	当該継電器の交換を実施し、正常に稼働した。
85	b-1	発電機電圧調整器(警報)	発電機電圧調整器(警報)	H1-P67-1-44G	T	-	基本点検(機能試験)の結果、特性が規定基準を超過していた。	-	無	-	-	調整を実施し、正常に動作することを確認した。
86	b-1	燃料調整器(出力領域計測装置)	出力領域計測装置(出力)	CS1-LPM	-	O	基本点検(機能試験)の結果、3本のサークル値について、差違を修正した。	良	無	-	-	コネクタ部の再点検を実施する。
87	b-1	燃料調整器(中間領域計測装置)	中間領域計測装置(出力)	CS1-NE-602	-	O	基本点検(機能試験)の結果、中間領域モニタ(C)の出力値の指示にバリエーションの増減を確認した。	良	無	-	-	コネクタ部の点検・清掃により、指示値が安定したことを確認した。
88	b-1	燃料調整器(中性子高領域計測装置)	中性子高領域計測装置(出力)	CS1-NE-001	-	O	基本点検(機能試験)の結果、中性子高領域モニタの計数率指示に、1chのみからつぎを確認した。	良	無	-	-	コネクタ部の点検・清掃により、指示値が安定したことを確認した。
							基本点検(機能試験)の結果、中性子高領域モニタの計数率指示に、1chのみからつぎを確認した。	良	無	-	-	コネクタ部の点検・清掃により、指示値が安定したことを確認した。
89	b-4	放射線管理計測装置	エリアモニタリング設備(原子炉監視原子炉)	DA1-RE-015	-	-	基本点検(機能試験)の結果、エリア放射線モニタの150の指示が一時的に低下していたことを確認した。	良	無	-	-	検察位置の調整を行い、指示低下現象が改善されたことを確認した。



表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(15/16)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉設備 の設置 位置	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)		
<b>(39) 計装ラック</b>													
100	a-3	原子炉システム用 タンク系加圧弁急 速閉閉鎖装置 (蒸気加圧弁急速 閉)	原子炉加圧弁急 速閉閉鎖装置	H22-F850	-	O	基本点検(目視点検)の結果、基礎部(グラウト 部)にひび割れを認められた。	-	有	グラウトは構造強度に影響を及ぼさ ない材料(設計上はグラウトは考慮 されていない)であり、基本点検にて確 認されたひび割れは制御室に至るような形 状を有しないこと及び基礎部(グラウト)の 劣化が認められないことにより、健全性の 低下は認められなかったことから、健全性 に影響はないと判断した。	良	-	モルタルのひび割れをエポキシ系の接着剤による補修を実施し た。
<b>(40) 制御盤・電源盤</b>													
101	a-1	変圧器	補助ボイラ(4A)電気 盤	H21-P472	4A	-	制御盤(電源盤)の結果、電源ストンパナー の劣化を認められた。	-	有	電源ストンパナー劣化の劣化のみであ り、機能試験の結果に異常はなかつ たことから、他の機能には問題ない ものと判断した。	良	不要	電源の修理を実施し、正常に稼働した。
102	b-1	蓄電池及び発電 機	電源(25)充電装置	R42-F008B	B	O	基本点検(機能試験)の結果、地盤振動電圧の異 常(小断)の動作不良が確認された。	良	無	地盤振動電圧の異常は、地盤の振動によるものと 判断した。	-	-	基本点検の結果を参照し、正常動作を確認できたことから、機能 使用した。なお、地盤振動電圧の動作は管理棟内であり、充 電機の機能に影響しないことを確認した。
103	b-1	ハイタル交流電源 設備	ハイタル交流電源装 置5A	R46	A	O	基本点検(機能試験)の結果、電流計の読みの 管理異常を認められた。	良	無	電流計に外観上の異常はなく、同一室内に取付行 われている他の電流計に異常はなかったこと、過去に 機能試験を実施した結果、異常を認めないこと、過去に 定期的な点検による劣化の発生が確認されたこと、地盤 の振動によるものと判断した。	-	-	予め設定した取替計画に基づき交換したハイタル交流電源装 置の取替に伴い、当該取替についても交換した。
104	b-1	ハイタル交流電源	ハイタル交流電源装 置5B	R46	B	O	基本点検(機能試験)の結果、電流計の読みの 管理異常を認められた。	良	無	電流計に外観上の異常はなく、同一室内に取付行 われている他の電流計に異常はなかったこと、過去に 機能試験を実施した結果、異常を認めないこと、過去に 定期的な点検による劣化の発生が確認されたこと、地盤 の振動によるものと判断した。	-	-	予め設定した取替計画に基づき交換したハイタル交流電源装 置の取替に伴い、当該取替についても交換した。
105	b-1	中性点接地装置 (高起動要圧器)	2号高起動要圧器 中性点接地装置	-	-	-	基本点検(目視点検)の結果、接地端子固定用 ボルトの折損を認められた。	-	無	接地端子固定用ボルトの折損は、地盤の振動によるものと 判断した。	-	-	接地端子の交換修理を実施し、異常のないことを確認した。
<b>(42) 燃料体</b>													
106	b-4	原子炉本体	炉心	-	-	-	基本点検(目視点検)の結果、炉心直接を要 する燃料の燃料取出作業中、燃料取扱機が停 止した。燃料取扱機が停止した状況は、燃料 取扱機が燃料取出作業中に燃料取扱機が燃料 取出作業中であることを確認した。	-	無	燃料取扱機が燃料取出作業中に燃料取扱機が停 止した状況は、燃料取扱機が燃料取出作業中に 燃料取扱機が燃料取出作業中であることを確認 した。また、燃料取扱機が燃料取出作業中に 燃料取扱機が燃料取出作業中であることを 確認した。また、燃料取扱機が燃料取出 作業中に燃料取扱機が燃料取出作業中 であることを確認した。	-	-	-
<b>(45) ボイラ</b>													
107	a-1	補助ボイラ(4A)	炉	P02-D001	A	-	基本点検(目視点検)の結果、補助ボイラ(4A) の相のボルトが折損しているのを確認した。	-	有	ボルトの折損は、地盤の振動によるものと 判断した。	否	要	ボルトの交換を実施し、異常のないことを確認した。
108	b-1	補助ボイラ(4B)	炉	P02-D001	B	-	基本点検(目視点検)の結果、ボイラ(4B)の ボルトが折損しているのを確認した。	-	無	ボルトの折損は、地盤の振動によるものと 判断した。	-	-	ボルトの交換を実施し、異常のないことを確認した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(16/16)

No.	分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原工費 と 設置 費	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)	対応策		
										損傷原因	判定	要		
<b>(47) 機組設置</b>														
109	a-1	後継物取組設備 関係稼働処理 系 制御体系	発却炉		K26-001	-	基本点検(自損点検)の結果、二次機係室内手 積み耐火レンガ19枚のうち4枚が既損持玉ひ 割み耐火レンガの一部に割れを確認した。また、排 ガスクーラと搬送との取合いフランジ割にて、 ケーブルボックスの一部が内割に垂れ下がっている ことを確認した。	-	本事業は地震の影響により、発却炉に損傷が生じて耐 火レンガの一部が欠けたことによる損傷およびフランジ 割のズレが生じたものと判断した。	有	耐火レンガの既損/新かまどへの割 れが生じていることから構造強度・ 機能維持への影響ありと判断した。	否	要	耐火レンガの積み直しおよび耐火レンガの交換を行う。また、 新かまどへの耐火レンガの積み直しを行う。 対策実施後、運転確認を実施し健全性を確認した。
							基本点検(自損点検)の結果、本体がカハマーマ グネットを取り付けられていることを確認 した。	-	本事業は地震の影響により、発却炉に損傷が生じてマ グネットが脱落している本体がカハマーマが外れたものと 判断した。	有	本体がカハマーマの割れが脱落した事象 であり、発却炉本体の構造強度・機 能維持への影響はないと判断した。	良	-	本体がカハマーマの交換を実施し、取付け状態に問題ないことを 確認した。
							基本点検(自損点検)の結果、本体がカハマーマ グネットを取り付けられていることを確認 した。	-	本事業は地震の影響により、本体基座部マウスと本体 部がカハマーマに損傷が生じたものと 判断した。	有	レベル調整用ライナーの損傷(外 能)・構造強度・機能維持への影 響はないと判断した。	良	-	レベル調整用ライナーの交換を実施し、レベル調整を実施し た。

## 4.4 その他留意すべき事項

### 4.4.1 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、5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、5号機の同配管系については、前回の定期検査（第12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12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を満足していることを確認した。また、詳細測定判定基準厚さを下回る箇所が1箇所確認されたが、当該部は周方向溶接部近傍の開先加工による薄肉部であるとともに、軸方向溶接を実施している箇所であるため溶接時に配管外表面に機械加工（溶接時の余盛りの切除）を施している箇所であることを確認した。この影響により当該部近傍の板厚が局所的に薄くなっているため、この機械加工の影響を考慮した詳細測定判定基準厚さを用いて評価したところ、判定基準を満足していることを確認した。それ以外の全ての測定ポイントにおいては、詳細測定判定基準厚さを満足していることを確認した。これらの結果から、顕著な減肉が進行していると判断される箇所は確認されなかった。

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

※1 NISA 文書「原子力発電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. 5号機のIGSCCの地震による影響

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

5号機においては、第12回定期検査（平成18年11月～）の際（本地震発生前）に実施した超音波探傷試験において、原子炉冷却材再循環系配管の1継手に欠陥が確認されている。

今回の設備健全性評価にあたり、当該配管について目視点検および超音波探傷試験を実施し、本地震による欠陥への影響および評価を実施した。

その結果、目視点検において変形等の異常は確認されず、本地震前後の超音波探傷試験記録の比較において、欠陥深さ等に顕著な変化がないことを確認した。

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

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

### b. 他号機におけるIGSCCの地震による影響

柏崎刈羽原子力発電所3号機において確認されている原子炉冷却材再循環系配管のIGSCCについては、本地震の影響を確認するために超音波探傷試験による欠陥の深さおよび長さの測定を実施するとともに、

知見拡充の観点からひび部の断面観察によるひびの状況確認を実施している。

断面観察の結果、次のとおりひびの形態が確認された。

- ① ひびの形態はいずれの位置においてもIGSCCの特徴を有していた。
- ② ひびの先端部の形態においても、母材部は粒界に沿って、溶接金属内は結晶組織に沿って進展しておりIGSCCの特徴を有していた。
- ③ ひび先端の性状の明確な変化（鈍化）は確認されなかった。

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

※1 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格（JSME S NA1-2002）に規定されるクラス1配管の欠陥評価手法（EB-4000）に基づく評価

#### 4.4.2 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、5号機設備には地震に起因する塑性ひずみは生じていないと考えられるが、今後の知見拡充を目的として、実験にて塑性ひずみとの相関が確認されている硬さ測定を、原子炉安全上重要な設備を中心に予め計画する追加点検として代表系統で実施した。この結果、硬さ測定で検出されるような塑性ひずみ※は確認できなかった。（添付資料-4-3 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。

#### 4.4.3 5号機以外で確認された不適合事象に関する点検の状況

5号機以外で確認された主な不適合事象のうち、「点検・評価計画書」

対象設備に関するもので5号機へ水平展開を図るべき事象は、1件であった。水平展開の実施状況は、以下のとおりである。

(1) 3号機所内変圧器の火災

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

基礎間の不等沈下対策については、5号機の電源母線ダクト基礎を杭基礎にするとともに、変圧器基礎との一体化を実施した。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) 6号機原子炉建屋天井クレーンユニバーサルジョイントクロスピン破損

6号機原子炉建屋クレーンの目視点検を行ったところ、走行伝動用継手（ユニバーサルジョイント）に破損を確認した。地震発生時、6号機原子炉建屋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。

5号機原子炉建屋天井クレーンは、駆動伝達部の構造が6号機とは異なりユニバーサルジョイントを使用していない。また、5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。

## 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。

## 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2,064人、非破壊試験（目視点検を除く）要員延べ480人について、力量が要件を満たしていることを確認した。

#### (1) 目視点検要員の力量確認

目視点検に従事する者については、以下の項目を確認した。

- ① 日本非破壊検査協会規格NDIS 3413「非破壊試験技術者の視力及び色覚の試験方法」にて準用される日本工業規格JIS Z2305「非破壊試験—技術者の資格及び認証」にて非破壊試験員に要求される近方視力の確認が行われていること。
- ② 類似する設備または機器点検の経験年数が3年以上であること。経験年数が3年未満の場合は、目視点検に関する教育を行い、結果を報告されていること。
- ③ 「各機器について想定される損傷および損傷に対する点検方法」を確認した者が従事していること。

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

#### (2) 非破壊試験（目視点検を除く）要員の力量確認

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

者が所属する社内認定制度のNDTレベル2以上もしくはNDI2種相当以上の資格を有する者がこれにあたっていることを確認した。

### 5.3 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

- ① 地震の影響の有無判断を実施する目視点検員の力量について、設備所管グループが上記(5.2.1(1)目視点検要員の力量確認)により適切な力量管理を行っていることを品質安全部門および社外機関が抜き取りにより確認した。

##### (2) 非破壊試験(目視点検を除く)要員

- ① 地震の影響の有無判断を実施する非破壊試験員の力量について、設備所管グループが上記(5.2.1(2)非破壊試験(目視点検を除く)要員の力量確認)により適切な力量管理を行っていることを品質安全部門および社外機関が抜き取りにより確認した。

#### 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 施工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

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、設備所管グループと異なる独立した立場で現場確認を行った。

(3) 点検記録確認

- ① 点検記録が要領書および現場の点検・評価に基づいて作成されていることを確認した。
- ② 点検記録の保管については、「文書及び記録管理基本マニュアル」に従っていることを確認した。

## 6. 点検評価の実施体制

点検・評価の主要な体制を図-6.1 に、第三者による点検・評価の確認体制を図-6.2 に示す。

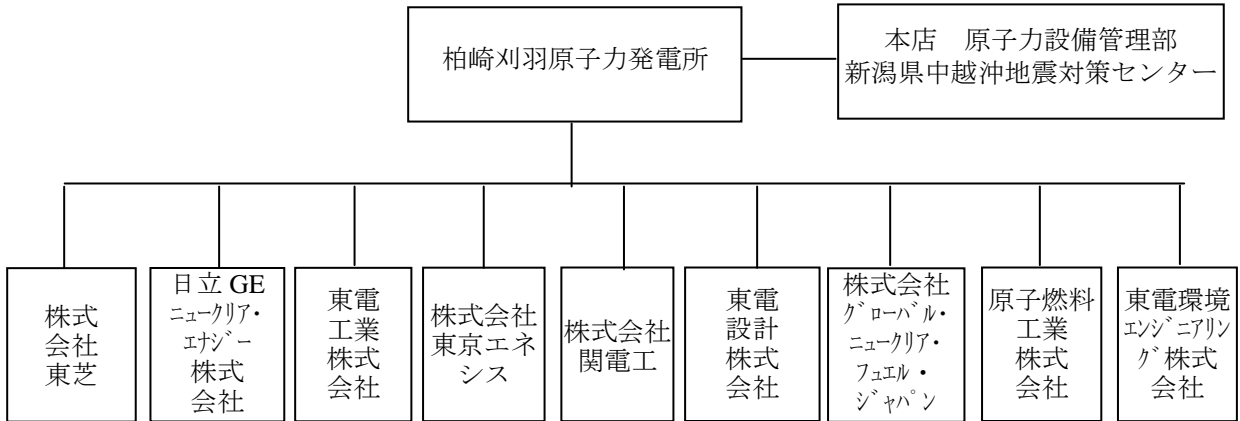


図-6.1 点検・評価体制

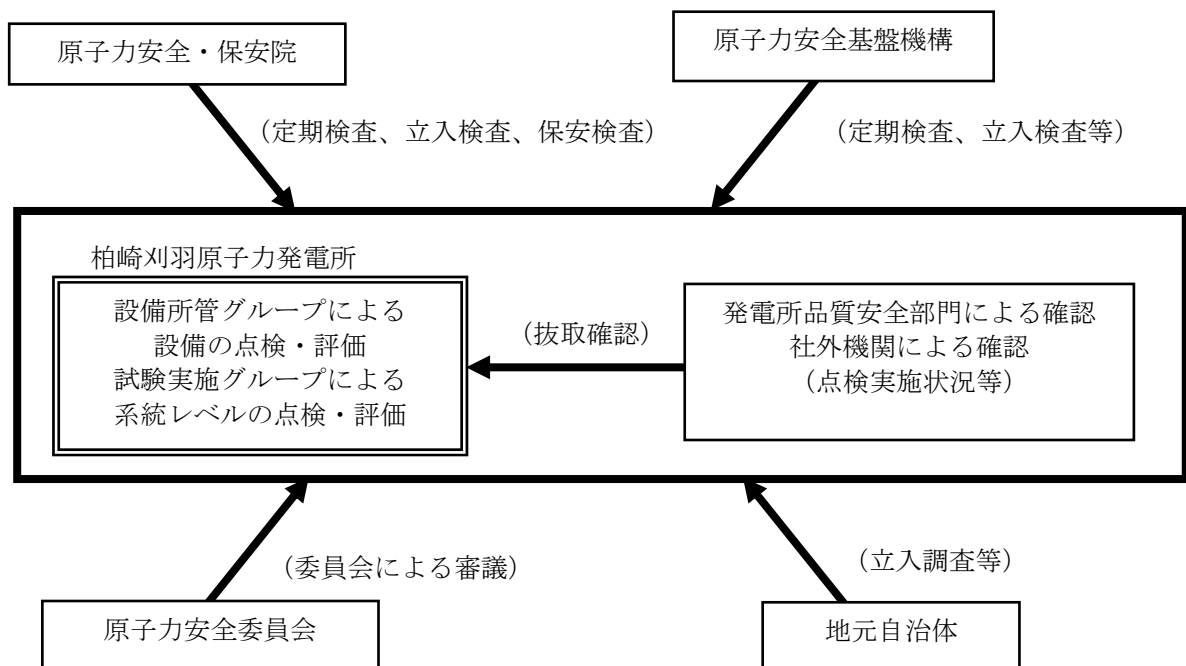


図-6.2 第三者による点検・評価の確認体制

## 7. 評価のまとめ

柏崎刈羽原子力発電所5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、機器レベルの点検・評価を実施してきた。

現時点での機器レベルの点検・評価の結果、地震の影響による異常<sup>※1</sup>を33機器に確認した。また、76機器に通常の点検時にみられる経年的な劣化事象等を確認したが、地震の影響によるものでないと判断した。地震応答解析の結果からは、いずれの設備も許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S等の評価基準値を超えているものはなく、比較的裕度が少ない設備においても、適切な追加点検を計画し、実施することで、その健全性を確認している。

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

地震の影響による異常を確認した33機器のうち、11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) 部品等のずれ、こすれ、損傷等の事象 (9 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
- ② 変圧器（主変圧器、所内変圧器(A/B)）の内部構造物のずれ等
- ③ 焼却装置の耐火レンガの転倒および、耐火ボードの損傷
- ④ 補助ボイラ(A)の給電部と電極部をつなぐボルトの折損

### (2) 地盤沈下による変形、損傷事象 (2 機器)

- ① 配管および支持構造物（不活性ガス系 主配管 2・3）の変形

これらの損傷については、部品の取替、補修、手入れ等により原形復旧する。

5号機は、地震発生時において定期検査末期であり、ほとんどの設備が定期検査に伴う点検を完了し、通常運転時と同様な状態であった。地震発生時の状態は、すでに設備点検が完了している6、7号機と同じ状態であり、主タービン、発電機の内部部品の接触事象や復水器の整流板の変形等の損傷に代表されるように、確認された損傷形態も6、7号機と同じような傾向であった。

一方、5号機の特徴的な事象としては、共用設備における損傷が確認されていることである。5号機は、柏崎刈羽原子力発電所では先行して建設されたプラントで、1号機と同様に共用設備を有しており、多くは屋外に設置されていることから、それら設備の不等沈下による地盤の変位等に伴う損傷が確認されている。

## 8. 今後の予定

### 8.1 機器レベルの設備点検

今回の報告までに実施していない点検項目については条件が整い次第、実施する。また、得られた知見等については他号機の点検にも反映を実施していく。

### 8.2 系統健全性の確認

機器レベルの健全性が確認された機器については、点検・評価計画書に基づき、系統レベルでの点検・評価を実施し、系統健全性を順次評価していく。

## 9. 添付資料

添付資料-1-1	各機種の点検方法
添付資料-1-2	各機種の子検結果
添付資料-1-3	設備点検により異常が確認された設備一覧表
添付資料-1-4	目視点検が困難な箇所に対する点検結果
添付資料-1-5	追加点検結果一覧表
添付資料-2-1	配管支持装置（スナツバ）の評価基準値
添付資料-2-2	5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	5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	原子炉冷却材再循環系配管のスナツバの総合評価結果について
添付資料-3-3-1	ジェットポンプウエッジのズレ事象について
添付資料-3-3-2	制御棒駆動機構のカップリング不良事象について
添付資料-3-3-3	燃料集合体の燃料支持金具からの外れ事象について
添付資料-3-4-1	主タービンの総合評価結果について
添付資料-3-4-2	主変圧器等の総合評価結果について
添付資料-3-4-3	不活性ガス系配管の総合評価結果について
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）

10. 参考資料

参考資料-1

柏崎刈羽原子力発電所 5 号機欠陥を有する配管の解析評価の結果について（原子炉再循環系配管の評価）

## 11. 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 新型制御棒の概要(改良炉心)、(株)日立、HLR-036、改訂2、平成13年8月
- 8 Investigation on Ultimate Strength Evaluation of Snubber in Piping System of Japanese NPP、 Eiichi Yamazaki & Nobuyuki Kojima、 SMiRT19、 2007