

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・評価報告書

平成22年6月9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	11
4.1 機器レベルの点検・評価	11
4.1.1 設備点検	11
4.1.2 地震応答解析	24
4.1.3 総合評価	65
4.1.4 その他留意すべき事項	105
4.2 系統レベルの点検・評価	115
4.2.1 系統機能試験	115
4.2.2 系統健全性の評価	121
5. 品質保証	122
5.1 品質保証活動	122
5.2 力量管理	123
5.2.1 点検者の力量管理	123
5.3 社内品質安全部門および社外機関による確認	124
5.3.1 点検者の力量確認	124
5.3.2 点検実施状況の確認	125
6. 点検評価の実施体制	127
7. 評価のまとめ	128
8. 添付資料	131
9. 参考資料	133
10. 参考文献	134

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、系統を対象に点検、および評価を実施してきた。

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

2. 地震の概要

2.1 新潟県中越沖地震の概要

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



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

2.2 柏崎刈羽原子力発電所での観測結果

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

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

原子炉建屋基礎版上で観測された最大加速度および設計時の最大加速度応答

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

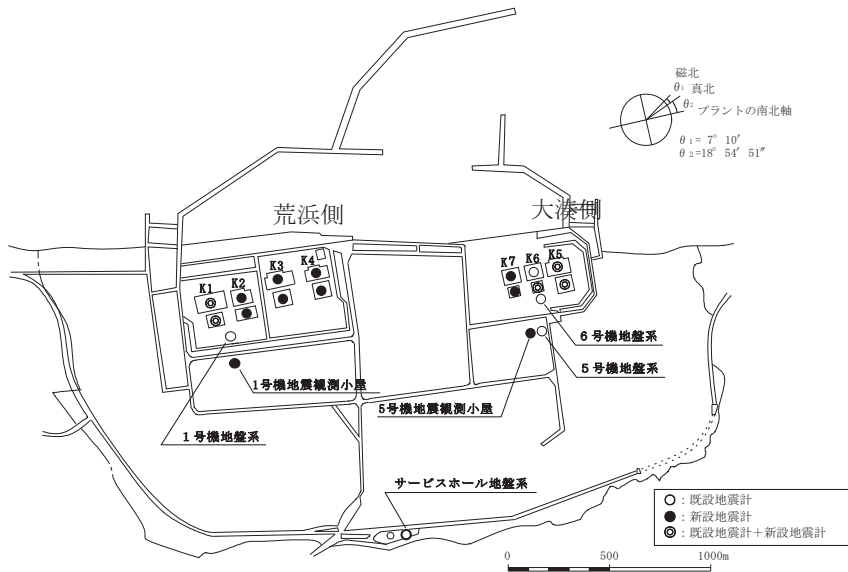


図-2.2.1 柏崎刈羽原子力発電所における地震観測点の配置

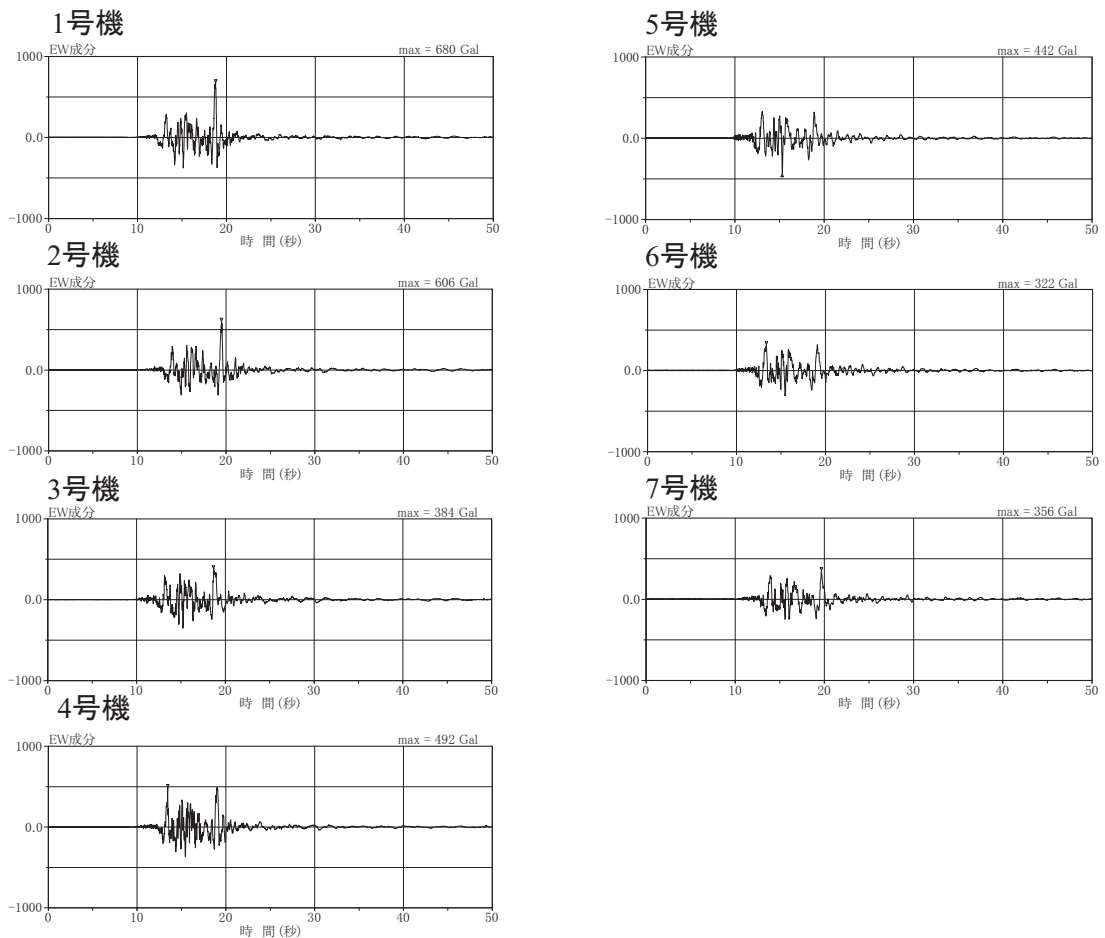


図-2.2.2 原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形（東西方向）

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

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

※1 スクラム設定値: 水平方向 120gal、上下方向 100 gal
 ※2 設計時の基準地震動 S₂ (1号機は EL CENTRO 等) による応答値
 ※3 上下方向については、()内の値を静的設計で用いている。

2.3 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 S₂ 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 S₂ による最大応答加速度 254gal に対し東西方向で 442gal であった。

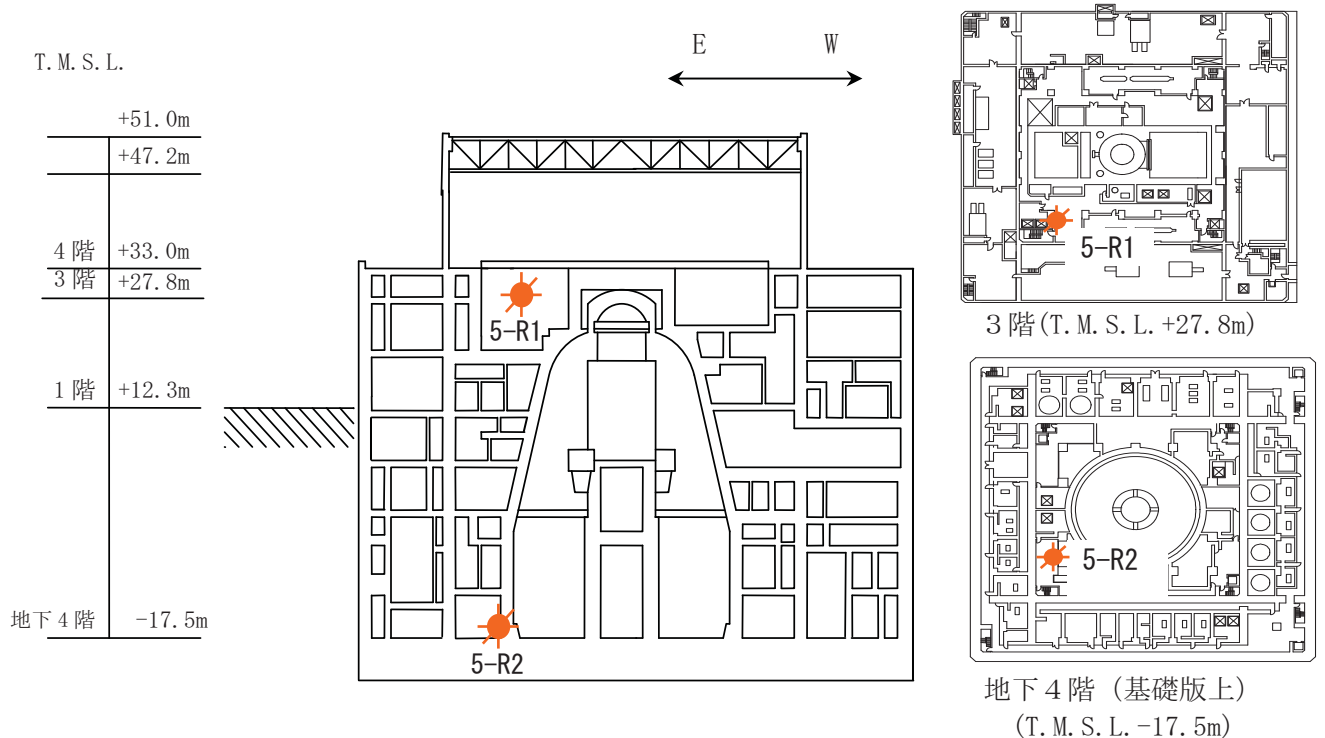


図-2.3.1 5号機原子炉建屋地震計配置図 (赤星部)

図-2.3.1 の5-R2での計測波形

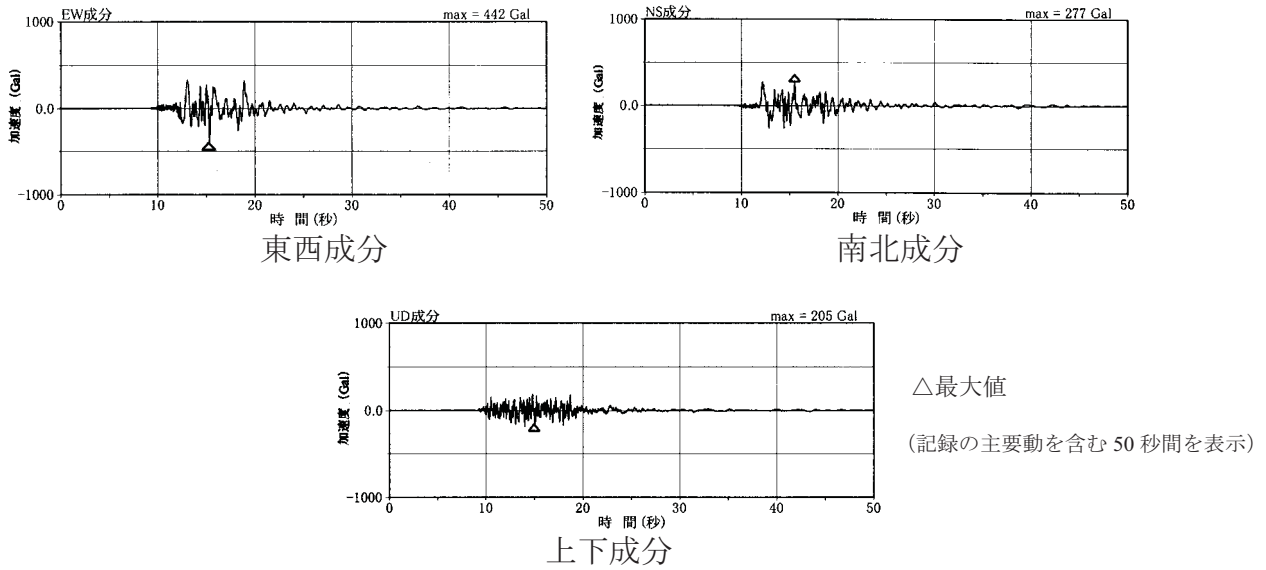


図-2.3.2 5号機 原子炉建屋基礎版上で観測された加速度時刻歴波形

— 観測記録 (図-2.3.1の5-R2での計測波形)
— 基準地震動 S_2 による応答

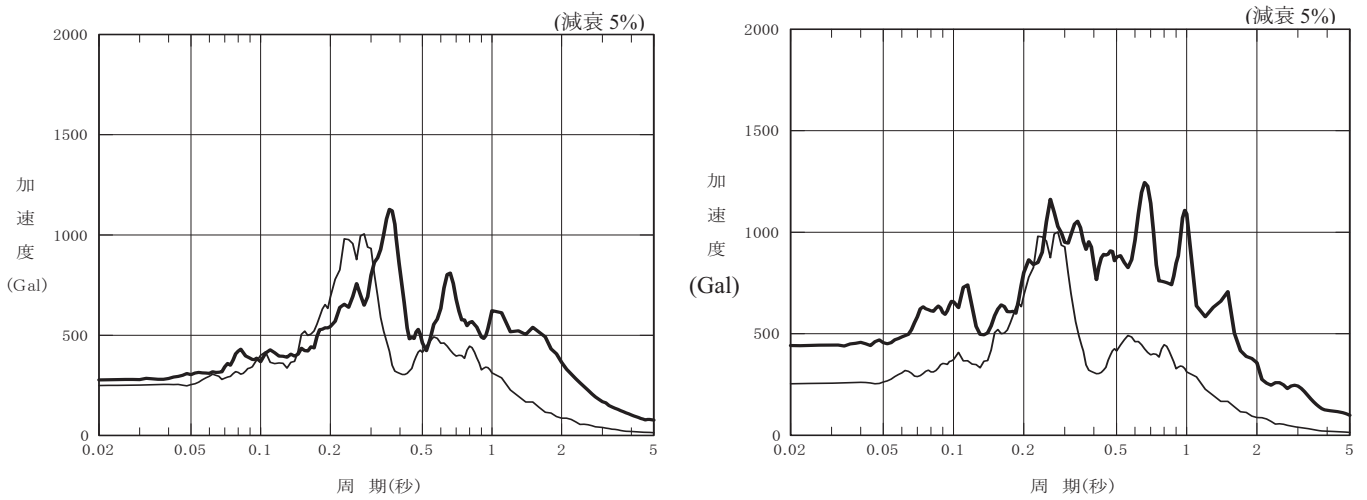


図-2.3.3 5号機 原子炉建屋基礎版上の加速度応答スペクトル

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

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

3.1.1 機器レベルの点検・評価

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

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

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

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

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

※ 原子炉安全上重要な設備：

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

3.1.2 系統レベルの点検・評価

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

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

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

機器レベルの点検・評価

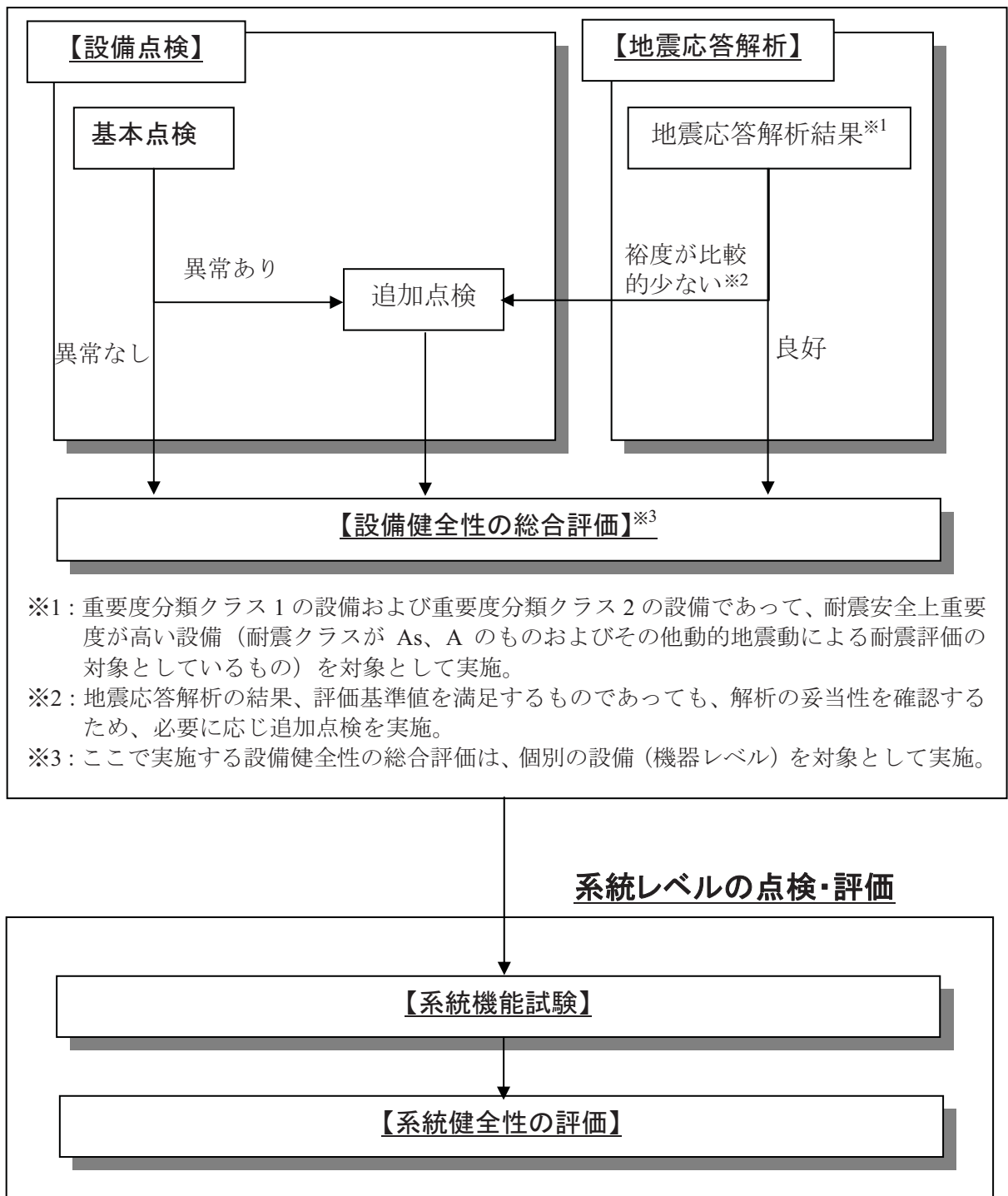


図-3.1.1 点検・評価の全体フロー

3.2 機器レベルの点検・評価結果の概要

柏崎刈羽原子力発電所は設計基準地震動を上回る地震動を観測したため、設備の健全性を確認する目的で、「点検・評価計画書」に基づき、機器レベルでの点検・評価として、設備点検及び地震応答解析による評価を実施し、

- ・ 設備点検では、点検対象総数 1,963 機器を抽出し、点検を行った結果、110 機器に異常（不適合）事象を確認した
- ・ 地震応答解析では、原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物を除き、構造強度評価（109/110 設備）および動的機能維持評価（45/45 設備）について、評価基準値を満足することを確認した
- ・ なお、原子力安全・保安院の指示に従い、原子炉補機冷却水系配管に対し、観測記録との差異を考慮した地震応答解析を実施した結果、算出値が評価基準値を上回ることを確認した
- ・ 原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物については、上記の原子炉補機冷却水系配管における検討結果を踏まえ、再解析を実施した結果、算出値が評価基準値を上回ることを確認した

設備点検で異常が確認された設備については、設備点検と地震応答解析の結果から、総合評価を実施し、地震に起因すると考えられる事象（33 機器）と、地震に起因しないと考えられる事象（77 機器）に分類した。地震に起因すると考えられる事象（33 機器）のうち、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部品のずれ等の地震力による部品等のずれ、擦れ事象等であった。また、設備点検で確認された異常（不適合）事象（110 機器）は、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た。

原子炉補機冷却水系配管については、地震応答解析の結果、算出値は評価基準値を満足していたが、原子力安全・保安院の指示に従い、観測記録との差異を考慮した地震応答解析を実施した結果、算出値が評価基準値を上回っていたことから、追加点検を行い、総合評価を実施した（添付資料-2-2 図 5-2 による）。

原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物については、地震応答解析を実施した結果、算出値が評価基準値を上回っていたことから、追加点検を行い、総

合評価を実施した。

これらの設備については、地震応答解析の結果に基づく追加点検の結果、異常は確認されなかったことから、解析の結果は裕度を有していたものと考えられる。以上を総合的に評価し、設備健全性を満足するものと評価した。

なお、点検と解析結果の差に対する検討を実施し、

- ・ 原子炉補機冷却水系配管については、観測記録との差異を考慮した地震応答解析の結果が、材料証明書値を下回ることを確認した
- ・ 原子炉冷却材再循環系配管については、観測記録との差異を考慮した地震応答解析の結果、算出値が材料証明書値を下回ることを確認した
- ・ 原子炉冷却材再循環系配管支持構造物については、既往の研究結果のデータに基づき求められた減衰定数（8%）を用いた地震応答解析を実施した結果、算出値が評価基準値を下回ることを確認した

3.3 系統レベルの点検・評価結果の概要

系統機能試験については原子炉格納容器漏えい率試験、制御棒駆動系機能試験、自動減圧系機能試験等、全 29 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。

従って、地震による系統機能への影響はなく、系統機能は正常に発揮されているものと評価した。

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、1,963 機器（このうち原子炉安全上重要な機器は 796 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^{※1}、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

4.1.1.2 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 ^注	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（「4.1.1.3 各機種の設備点検結果」参照）。

a. 動的機器

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

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

① 基本点検：目視点検、作動試験、漏えい試験 等

② 追加点検：分解点検 等

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

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

b. 静的機器

静的機器は、配管、熱交換器等の機器であり、内部に流体を保持する機能、送水機能等が要求されている。また、制御盤、電源盤、計器等の電気・計装設備に対しては検出、伝達、制御等の機能が要求されている。

地震力によるこれら機能の喪失要因としては、各部材の変形、割れ、断線等の損傷が想定される。これらの損傷の検出には、外観による目視点検や漏えい試験等が有効と考えられるため、基本点検として目視点検、漏えい試験を主体として計画した。なお、復水器等、プラント運転状態が負圧となる設備については、真空上昇操作を実施し、インリーク試験による漏えい確認を計画した。さらに、基本点検により異常が確認された場合には、非破壊試験、分解点検等、追加点検を計画した。

① 基本点検：目視点検、漏えい試験、ループ試験 等

② 追加点検：非破壊試験、分解点検 等

c. 支持構造物等

支持構造物は、各機種に共通であり、地震力による影響を受けやすいと考えられることから、機器本体とは別に損傷形態および点検方法について検討を行った。

耐震上考慮している支持構造物は、主に機器基礎部、支持脚、静的レストレイント、動的レストレイント等から構成され、これらには、機器の支持機能等が要求されている。

地震力による機能の喪失要因としては、支持構造物本体の変形やコンクリート定着部の損傷（基礎ボルトの損傷、コンクリートの割れ）等が想定され、これら損傷の検出には、当該部および周辺コンクリート部に対する目視点検等が有効と考えられるため、基本点検として目視点検等を計画し、さらに、基本点検により異常が確認された場合には、基礎ボルトの非破壊試験等、追加点検を計画した。

① 基本点検：目視点検、打診試験

② 追加点検：非破壊試験、低速走行試験 等

(3) 予め計画する追加点検

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

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

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

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 ^{※2} (解析範囲で1カ所) 硬さ測定 ^{※2} (解析範囲で1カ所)
		(c)基礎部	・機種ごとに代表 1 機器および原 子炉建屋フロアごとに代表 1 機器	詳細目視点検 基礎ボルトのトルク確認 (全数の 10%) 超音波探傷試験 (全数の 10%)
		(b)配管	・建屋間貫通部に施設される箇所	詳細目視点検 浸透探傷試験 超音波探傷試験 ^{※2}
	地震による相対変位の 影響が大きいと考えら れる部位	(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 ^{※3} 超音波探傷試験 ^{※2}
	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
		(h)復水器	・主復水器	
	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 ^{※4}	(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 ^{※2}
	【Ⅱ】 プラント停止中 に基本点検の実 施が困難な設備 における、停止 中の設備健全性 を確認する目的 で実施する追加 点検	駆動源が蒸気である等 の理由により、プラ ント停止中に作動試験 の実施および作動状態 の確認が困難な設備	(a)動的機器	・主タービン ・主発電機 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・タービン駆動原子炉給水ポンプ 等
(d)支持 構造物等 (メカニカル スナッチ)			・設計時の評価および地震応答解 析の結果において、他の箇所に 比べて地震の影響が比較的大き い箇所	低速走行試験
内包する流体が蒸気で ある等の理由により、 プラント停止中に運転 圧による漏えい確認が できない設備		(b)配管	・主蒸気系配管 ・抽気系配管 等	詳細目視点検
		(i)給水加熱 器等	・給水加熱器 ・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_ASにおける許容応力を基本とした。

※2 解析結果等を考慮し、代表を選定して実施

※3 作業性、被ばく線量等を考慮し、可能な範囲で実施

※4 地震応答解析において、詳細評価等を実施した箇所

(4) 原子力安全基盤機構の地震応答解析結果を踏まえた追加点検

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

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

※1 平成 22 年 1 月 29 日第 25 回 設備健全性評価サブワーキング資料「柏崎刈羽原子力発電所 5 号機新潟県中越沖地震に対する機器配管系の地震応答解析結果について（中間報告）」および、平成 22 年 2 月 19 日第 27 回 設備健全性評価サブワーキング資料「柏崎刈羽原子力発電所 5 号機新潟県中越沖地震に対する機器配管系の地震応答解析結果について」

表-4.1.3 追加点検の実施範囲と点検方法

点検対象機器	点検方法
蒸気乾燥器（耐震ブロック）	詳細目視点検
原子炉格納容器スタビライザ	詳細目視点検 ^{※1} 、浸透探傷試験 ^{※1}
シュラウドヘッド	詳細目視点検
局部出力領域モニタ検出器 （検出器集合体カバーチューブ）	詳細目視点検
低圧炉心スプレイ系ノズル	浸透探傷試験 ^{※1} 、耐圧試験 ^{※1}
原子炉補機冷却水系配管	詳細目視点検、浸透探傷試験 硬さ試験
原子炉冷却材再循環系配管	詳細目視点検、浸透探傷試験
原子炉補機冷却水系配管支持構造物（アンカー部）	詳細目視点検、浸透探傷試験
残留熱除去系配管支持構造物（アンカー部）	詳細目視点検、浸透探傷試験

※1 予め計画する追加点検として実施

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) 基本点検結果

a. 基本点検結果

基本点検は、対象機器 1,963 機器に対して、適切な点検を選定して実施した（表-4.1.4 参照）。基本点検の結果、異常（不適合）が確認されたものは 100 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 1、6、7 号機と、全般的に同様の傾向であった。

※その他、異常（不適合）が確認された、10 機器については、「(2) 予め計画する追加点検」参照

表-4.1.4 基本点検実施数

点検種別	対象機器数 (全 1,963 機器中)	左記のうち 原子炉安全上重要な機器 (全 796 機器中)	備考
目視点検	1,963 機器	796 機器	※
作動試験・機能試験	1,498 機器	605 機器	
漏えい確認	841 機器	330 機器	

※ 一部代替点検を実施

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（原子炉圧力容器内側基礎ボルト、原子炉圧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100 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（68 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（32 機器）（表-4.1.5 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、原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物について、算出値が評価基準値を上回ることから、これら設備に対し、追加点検を実施した（表-4.1.5 参照）。

なお、地震応答解析の結果に基づく追加点検結果については、「4.1.3.2 総合評価結果」に記載する。

表-4.1.5 追加点検実施数

項目	実施数	左記のうち 原子炉安全上重要な機器	備考
基本点検において異常が確認された設備	32 機器	11 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※	

※ 原子炉補機冷却水系配管（原子力安全・保安院の指示に従い、観測記録との差異を考慮した地震応答解析を実施した結果、算出値が評価基準値を上回った設備）を含めると 2 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判定基準を超える指示模様、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等の経年劣化事象等を確認した。

2) 駆動源が蒸気等の理由で作動試験が実施できない機器

作動試験が実施できない機器（主タービン等）について分解点検を実施した結果、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ー切板と回転子軸との接触痕等を確認した。

(b) 配管の追加点検

1) 地震応答解析結果、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※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「4.1.4.2 塑性変形に対する評価」に示す。

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

2) 建屋間貫通部に施設される箇所

異なる建屋間を貫通する配管で、貫通部からそれぞれ第一支持構造物までの配管および支持構造物すべてについて、保温材を取外した状態での目視点検（維持規格 VT-3^{*}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プについて、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。

(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)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
- ・ 所内変圧器(B)における、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。

(i) 湿分分離器の追加点検

湿分分離器において、内部構造物の取付け溶接部に浸透指示模様等を確認した。

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

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

4.1.2 地震応答解析

4.1.2.1 解析評価方針

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

なお、評価にあたり、下記の観点から解析対象設備を選定した。

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

具体的には、表-4.2.1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。

4.1.2.2 解析評価方法

(1) 地震応答解析の概要

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

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

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

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

a. 地震応答解析に用いる建屋応答加速度

(a) 原子炉建屋応答加速度

本地震が観測された階（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

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-4.2.2 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[※]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[※]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_AS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、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。また大型機器の内、設計時と同等の評価を実施した設備および原子炉圧力容器内の核計装装置等についても、本地震時の状態を評価に反映した。(下記①)

① 本地震時の状態を反映した解析及び設備

- 制御棒挿入

⇒制御棒駆動系配管の解析に制御棒挿入による機械的荷重を考慮しない

- 主蒸気逃がし安全弁の吹出しなし

⇒主蒸気系配管の解析に吹出しによる機械的荷重を考慮しない

- 原子炉圧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した。

- 原子炉冷却材再循環系配管、原子炉補機冷却水系配管、ほう酸水注入系配管、残留熱除去系配管支持構造物

⇒本地震時の温度を評価基準値に反映した。

- 原子炉冷却材再循環系配管、原子炉補機冷却水系配管

⇒本地震時の内圧を解析に反映した。

- 原子炉補機冷却水系配管支持構造物

⇒配管反力から熱による反力を除いた。

- 大型機器の内、設計時と同等の評価を実施した設備

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
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。

4.1.2.3 解析結果

(1) 解析の進捗状況

解析対象設備のすべてについて評価を終了した。

構造強度評価 ・ ・ ・ 110 設備

動的機能維持評価 ・ ・ ・ 45 設備

(2) 構造強度評価結果

a. 構造強度評価

構造強度の評価結果を表-4.2.8 に示す。機器・配管系の算出値は、原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物を除き、いずれも評価基準値以下であることを確認した。

原子炉補機冷却水系配管については、地震応答解析の結果、算出値は評価基準値を満足していたが、原子力安全・保安院の指示に基づき、原子炉建屋応答解析と観測記録との相違による影響を考慮した地震応答解析を実施した結果、算出値が常温での評価基準値を上回ることから、総合評価を実施した（添付資料-2-2 図 5-2 による）。

また、原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物については、上記の原子炉補機冷却水系配管における検討結果を踏まえ、再解析を実施した結果、算出値が評価基準値を上回ることから、総合評価を実施した。

なお、これら評価の結果については、「4.1.3.2 総合評価結果」に記載する。

b. 疲労評価

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

原子炉压力容器 - 原子炉格納容器間の地震時の相対変位も含め地震による 1 次+2 次応力が厳しくなると想定される設備として、原子炉隔離時冷却系配管、原子炉压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（海水熱交換器建屋～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、JEAG4601-1987 に示されるピーク応力法にもとづき、本震による等価繰返し回数と疲れ累積係数を算定した。また、あわせて設計時に用いた等価繰返し回数 60 回における疲労評価も実施した（図-4.2.7～図-4.2.9 参照）。

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

以上より、本地震による疲労への影響は僅かであることを確認した。

また、余震による疲労への影響を把握する目的で、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。その結果、余震による疲労への影響は無視できる程小さいことを確認した（添付資料-2-3）。

(3) 動的機能維持評価結果

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

4.1.2.4 まとめ

地震応答解析を実施した結果、原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物を除き、いずれも評価基準値以下であることを確認した。

また、原子炉補機冷却水系配管については、地震応答解析の結果、算出値は評価基準値を満足していたが、原子力安全・保安院の指示に基づき、原子炉建屋応答解析と観測記録との相違による影響を考慮した地震応答解析を実施した結果、算出値が評価基準値を上回ることから、総合評価を実施した（添付資料-2-2 図 5-2 による）。

原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物については、上記の原子炉補機冷却水系配管における検討結果を踏まえ、再解析を実施した結果、算出

値が評価基準値を上回ることから、総合評価を実施した。

地震による1次+2次応力が厳しくなる設備については、疲労評価を実施し、本地震による疲れ累積係数が、設計時の運転状態Ⅰ・Ⅱにおける疲れ累積係数に比べ十分小さいことを確認した。

また、原子炉建屋応答解析結果と観測記録との相違を考慮した地震応答解析の結果、算出値が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た検討を実施した結果、床の柔軟性の影響はほとんどないことを確認した（添付資料-2-2）。

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"> 原子炉圧力容器 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する系統^{*1}
	ii	使用済燃料を貯蔵するための設備	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料貯蔵設備
	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"> 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系
	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"> 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 サプレッションチェンバ
	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"> 原子炉格納容器 原子炉格納容器バウンダリに属する系統^{*2}
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"> 高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 残留熱除去系 自動減圧系 サプレッションチェンバ
	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"> 残留熱除去系 可燃性ガス濃度制御系 非常用ガス処理系 原子炉格納容器圧力抑制装置 サプレッションチェンバ
	iii	その他	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール水補給設備 ほう酸水注入系 炉内構造物

- ※ 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幅なし	床置き設備、 配管系の解析に適用
試験・研究等により妥当性が確認された評価手法，パラメータの取込	
①水平と上下方向の応答を二乗和平方根で組合せ（上下方向地震力は動的に扱う）（参考文献 1 参照）	配管系の解析に適用
②配管系，クレーン類の評価について検討された減衰定数の見直しを適用（表-4.2.3、4.2.4、参考文献 2、3、4 参照）	配管系、クレーン類(燃料取替機、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 α (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※	
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原子炉圧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
④原子炉冷却材再循環系配管，原子炉補機冷却水系配管、ほう酸水注入系配管、残留熱除去系配管支持構造物	本地震時の温度を評価基準値に反映
⑤原子炉冷却材再循環系配管， 原子炉補機冷却水系配管	本地震時の内圧を解析に反映
⑥原子炉補機冷却水系配管支持構造物	配管反力から熱による反力を除いた
⑦（大型機器の内、設計時と同等の評価を実施した設備） 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、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、 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 ^{※1}
ボルトおよびリベット構造物	2.0	2.0 ^{※1}
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0	1.0 ^{※1}
電気盤	4.0	1.0 ^{※1}
燃料集合体	7.0	1.0 ^{※1}
制御棒駆動装置	3.5	1.0 ^{※1}
配管系	0.5～3.0 ^{※1}	0.5～3.0 ^{※1}
燃料取替機	2.0 ^{※1}	1.5～2.0 ^{※1}
天井クレーン	2.0 ^{※1}	2.0 ^{※1}

※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-4.2.4 に示す。

表-4.2.4 配管系減衰定数

配管区分		減衰定数(%) ^{※2}	
		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	3.0 (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	2.0 (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	3.0 (—)	2.0 (—)
IV	配管区分I、IIおよびIIIに属さないもの	1.5 (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。

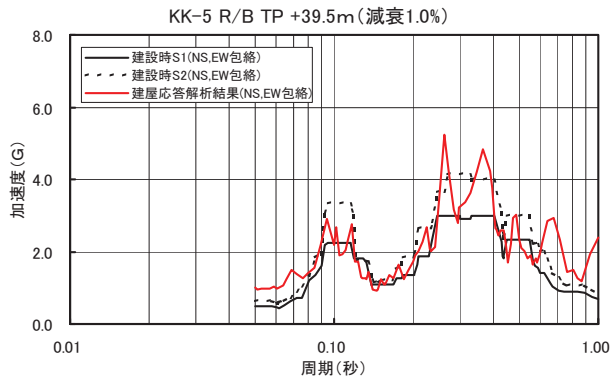


図-4.2.1 (1) 天井クレーン階 (TP+39.5m)

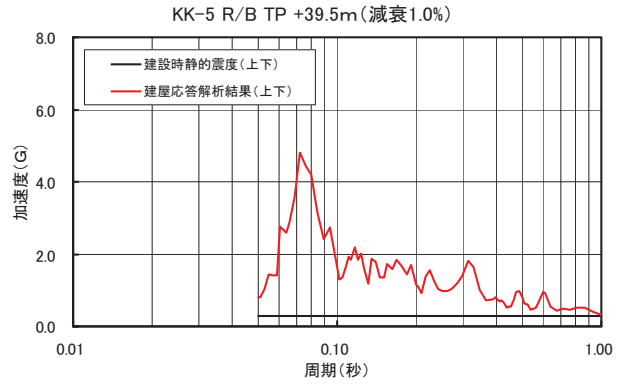


図-4.2.1 (2) 天井クレーン階 (TP+39.5m)

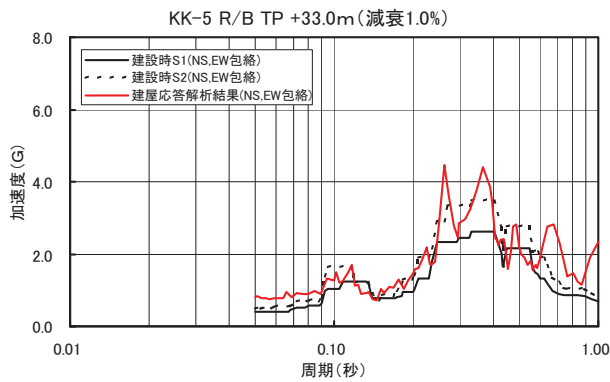


図-4.2.1 (3) 4階 (TP+33.0m)

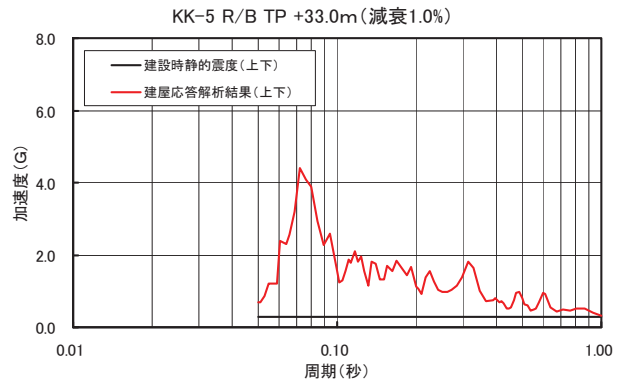


図-4.2.1 (4) 4階 (TP+33.0m)

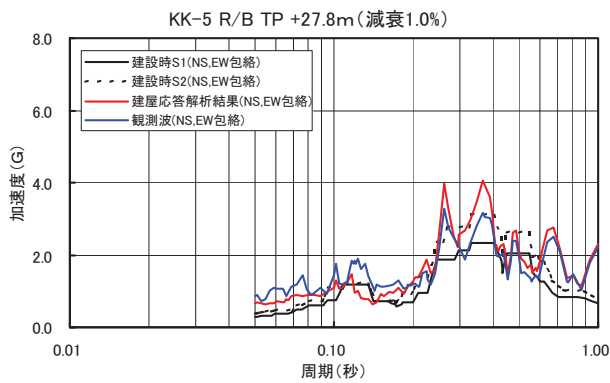


図-4.2.1(5) 3階 (TP+27.8 m)

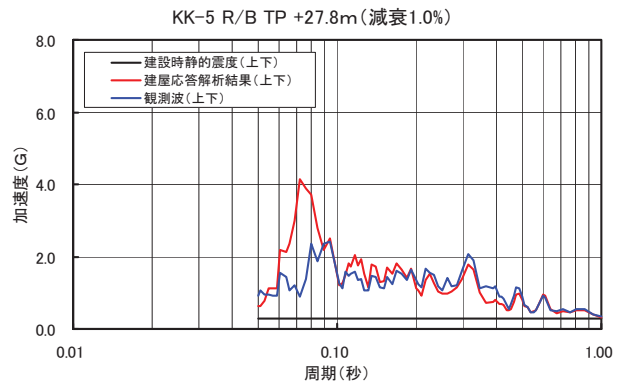


図-4.2.1(6) 3階 (TP+27.8 m)

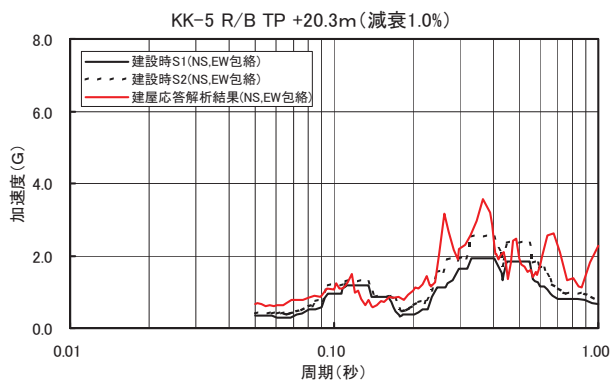


図-4.2.1(7) 2階 (TP+20.3 m)

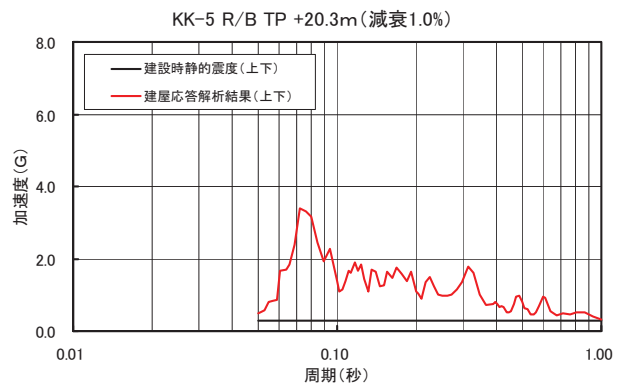


図-4.2.1(8) 2階 (TP+20.3 m)

原子炉建屋水平方向床応答スペクトル
(NS/EW 包絡 減衰 1.0%)

原子炉建屋上下方向床応答スペクトル
(減衰 1.0%)

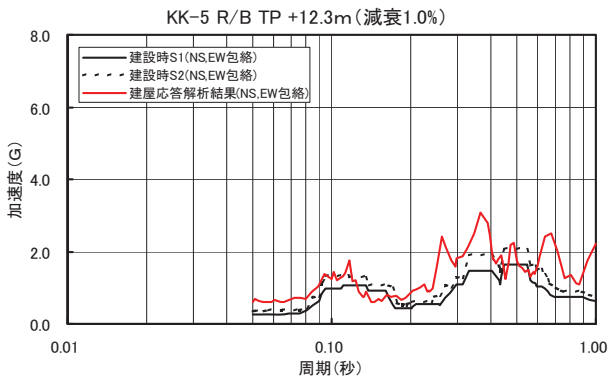


図-4.2.1(9) 1階 (TP+12.3m)

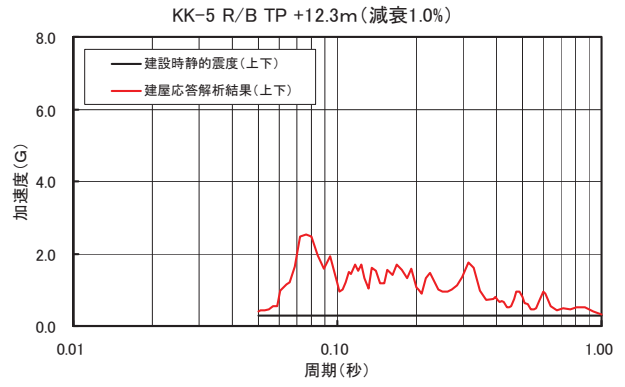


図-4.2.1(10) 1階 (TP+12.3m)

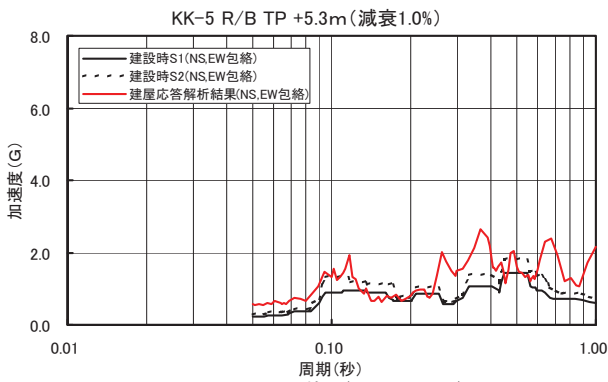


図-4.2.1(11) 地下1階 (TP+5.3m)

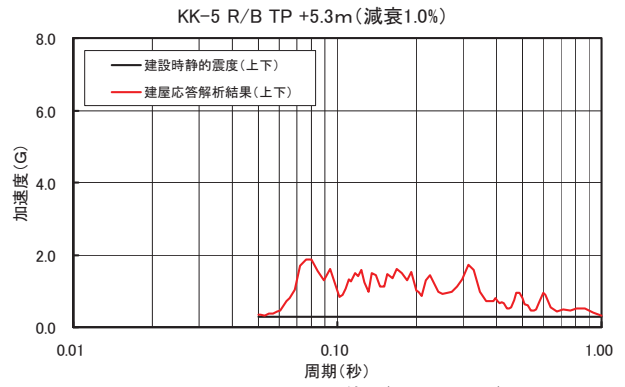


図-4.2.1(12) 地下1階 (TP+5.3m)

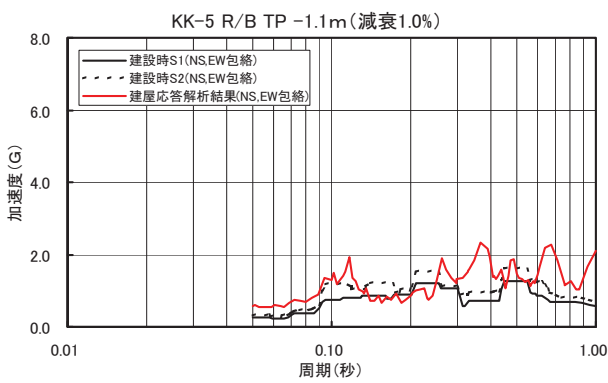


図-4.2.1(13) 地下2階 (TP-1.1m)

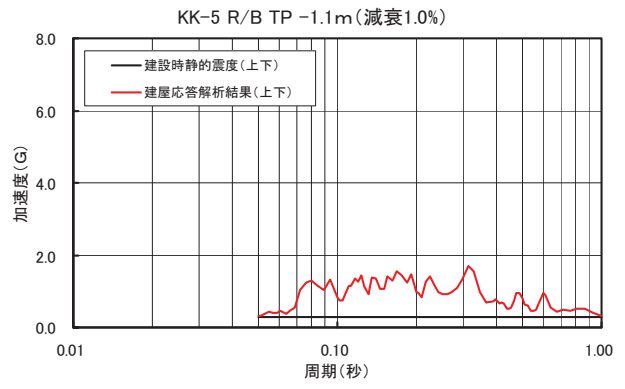


図-4.2.1(14) 地下2階 (TP-1.1m)

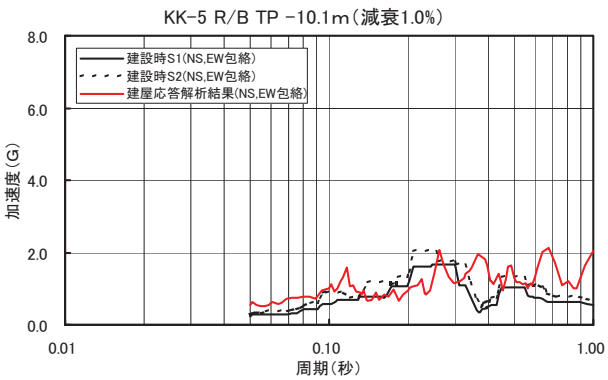


図-4.2.1(15) 地下3階 (TP-10.1m)

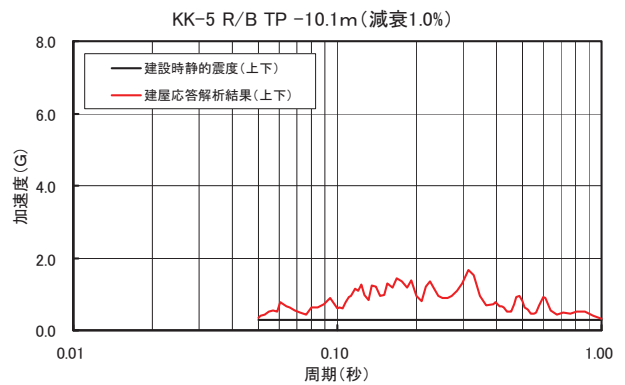


図-4.2.1(16) 地下3階 (TP-10.1m)

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%)

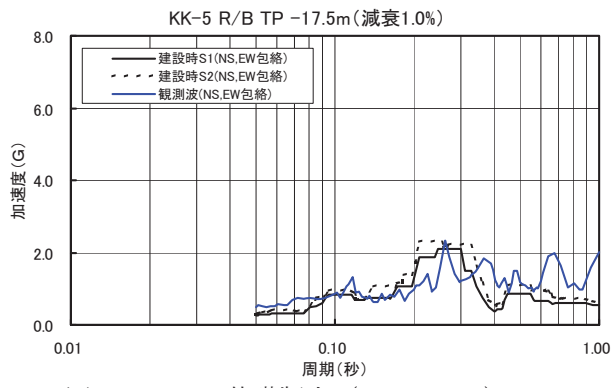


図-4.2.1(17) 基礎版上 (TP-17.5m)

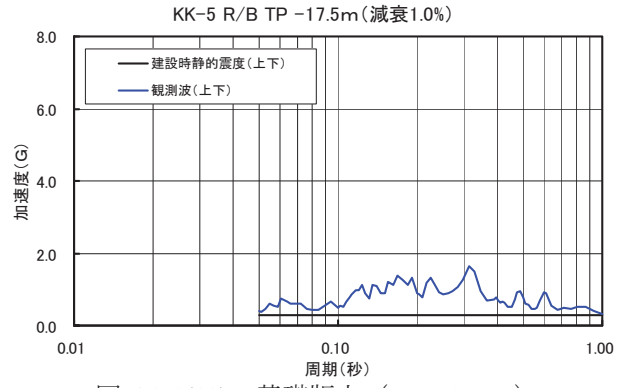


図-4.2.1(18) 基礎版上 (TP-17.5m)

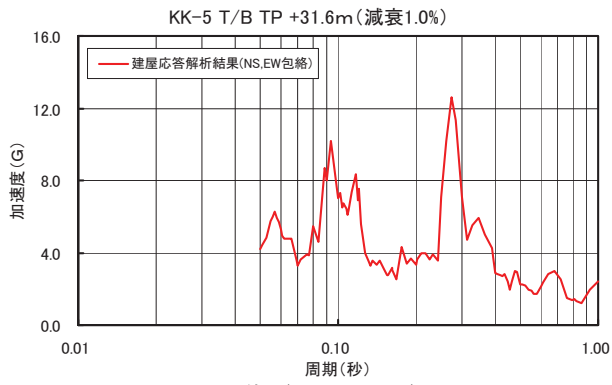


図-4.2.2(1) 3階 (TP +31.6m)

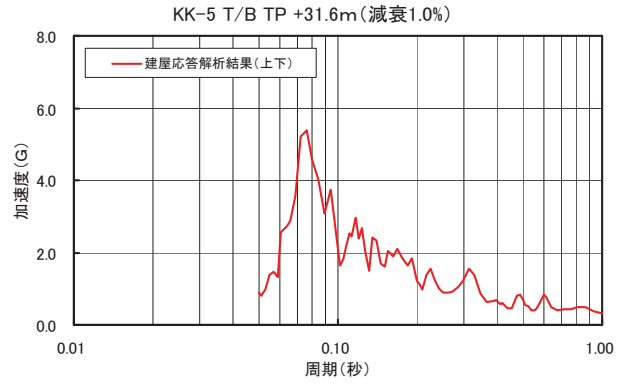


図-4.2.2(2) 3階 (TP +31.6m)

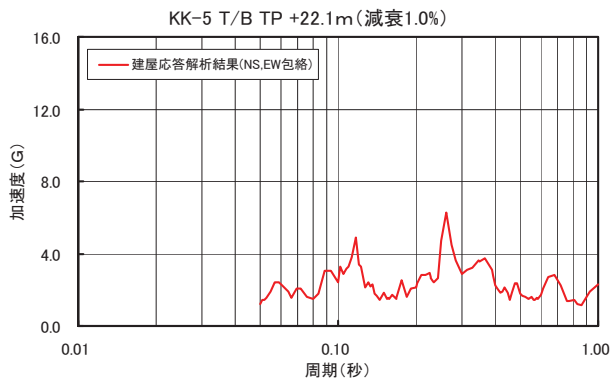


図-4.2.2(3) 2階 (TP +22.1m)

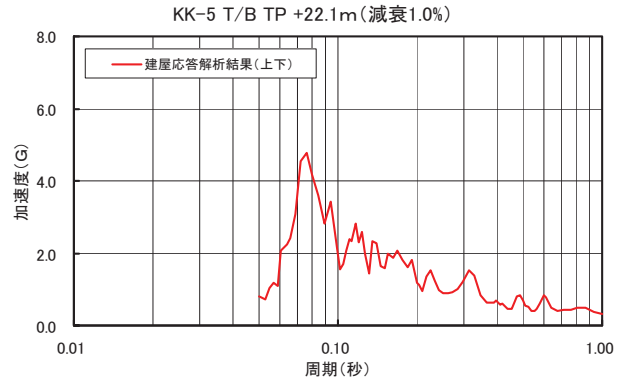


図-4.2.2(4) 2階 (TP +22.1m)

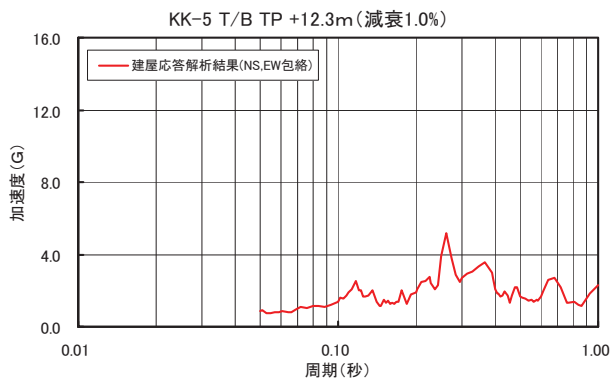


図-4.2.2(5) 1階 (TP +12.3m)

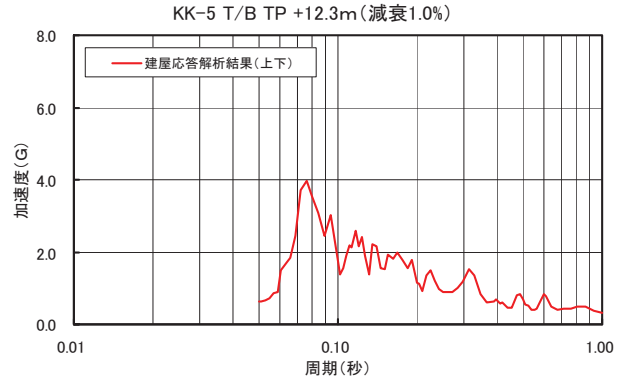


図-4.2.2(6) 1階 (TP +12.3m)

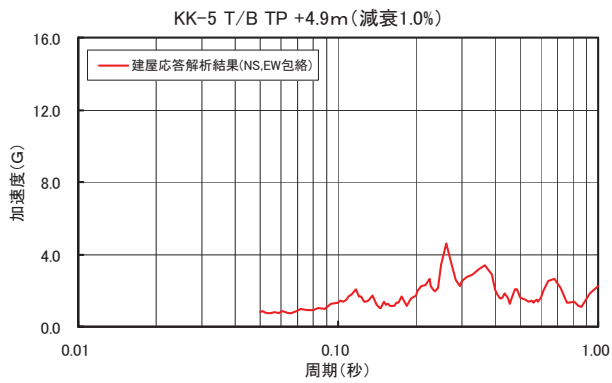


図-4.2.2(7) 地下1階 (TP +4.9m)

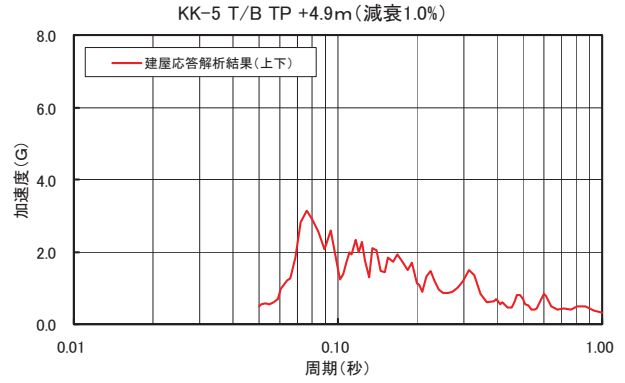


図-4.2.2(8) 地下1階 (TP +4.9m)

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

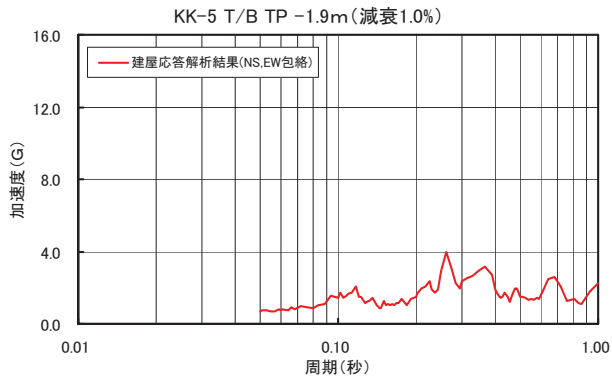


图-4.2.2(9) 地下中2階 (TP -1.9m)

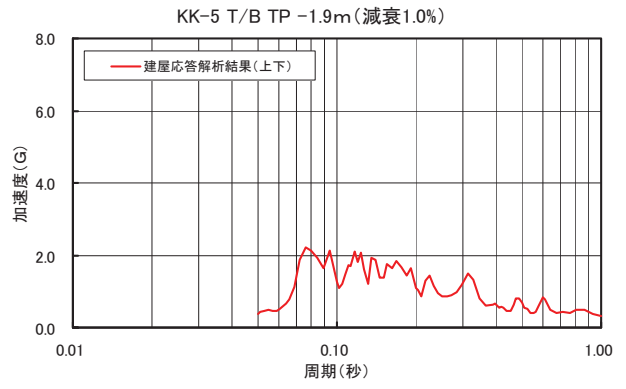


图-4.2.2(10) 地下中2階 (TP-1.9m)

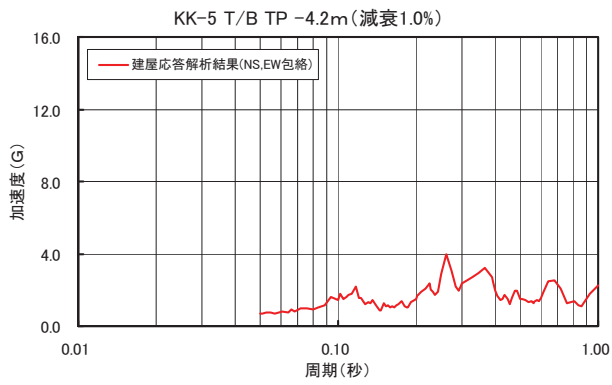


图-4.2.2(11) 地下2階 (TP-4.2m)

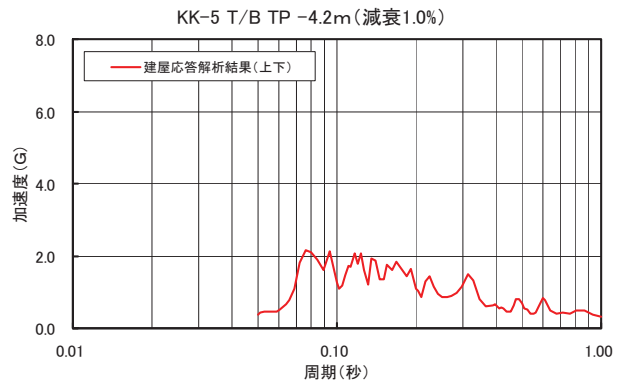


图-4.2.2(12) 地下2階 (TP-4.2m)

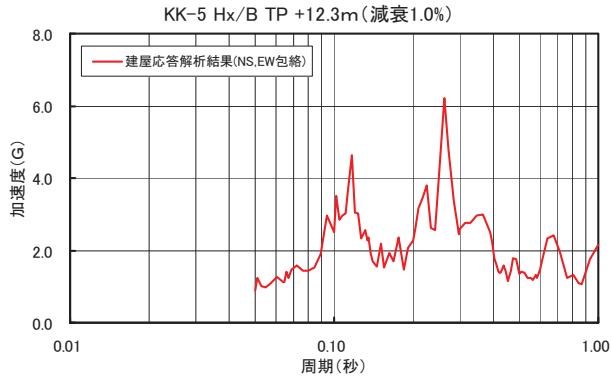


図-4.2.3(1) 1階 (TP+12.3 m)

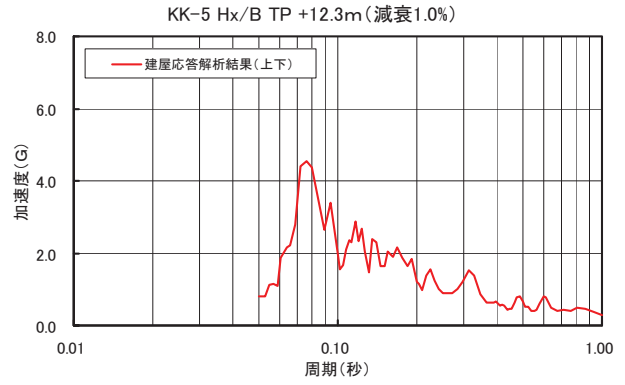


図-4.2.3(2) 1階 (TP+12.3 m)

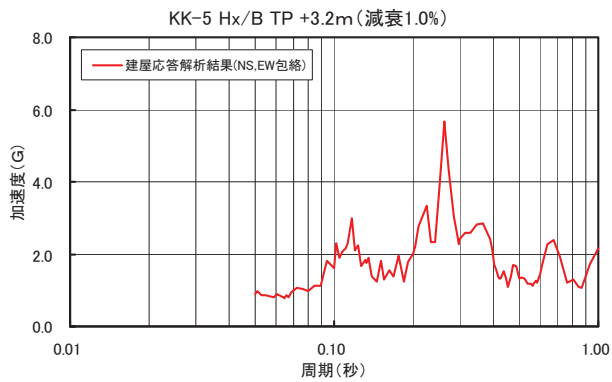


図-4.2.3(3) 地下1階 (TP+3.2 m)

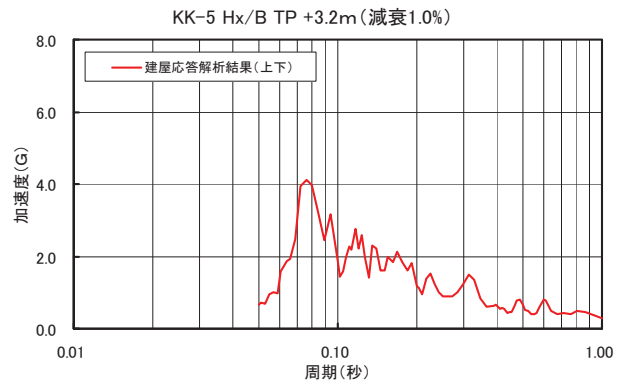


図-4.2.3(4) 地下1階 (TP+3.2 m)

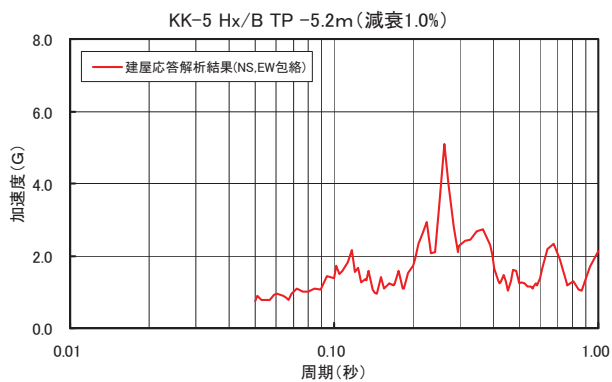


図-4.2.3(5) 地下2階 (TP-5.2 m)

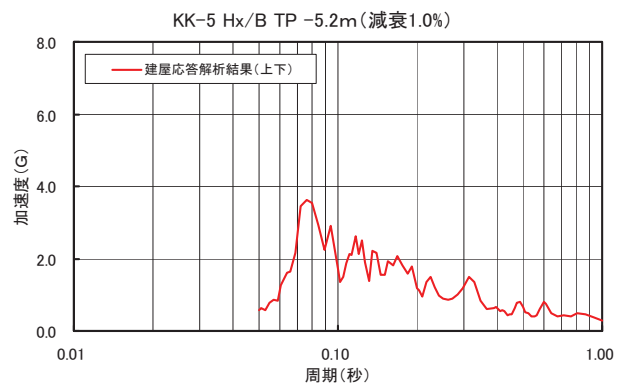


図-4.2.3(6) 地下2階 (TP-5.2 m)

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

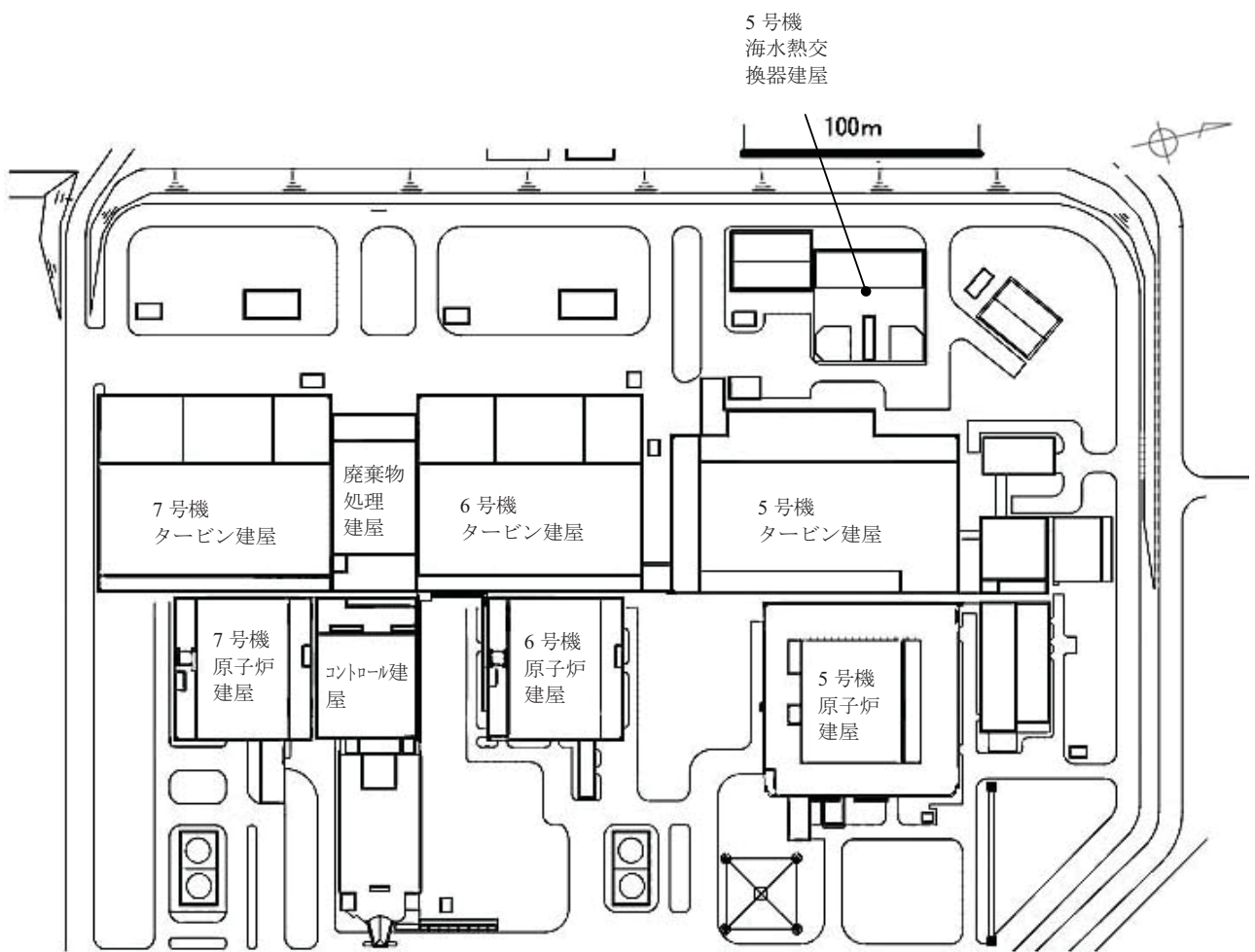


図-4.2.4 5号機各建屋配置図

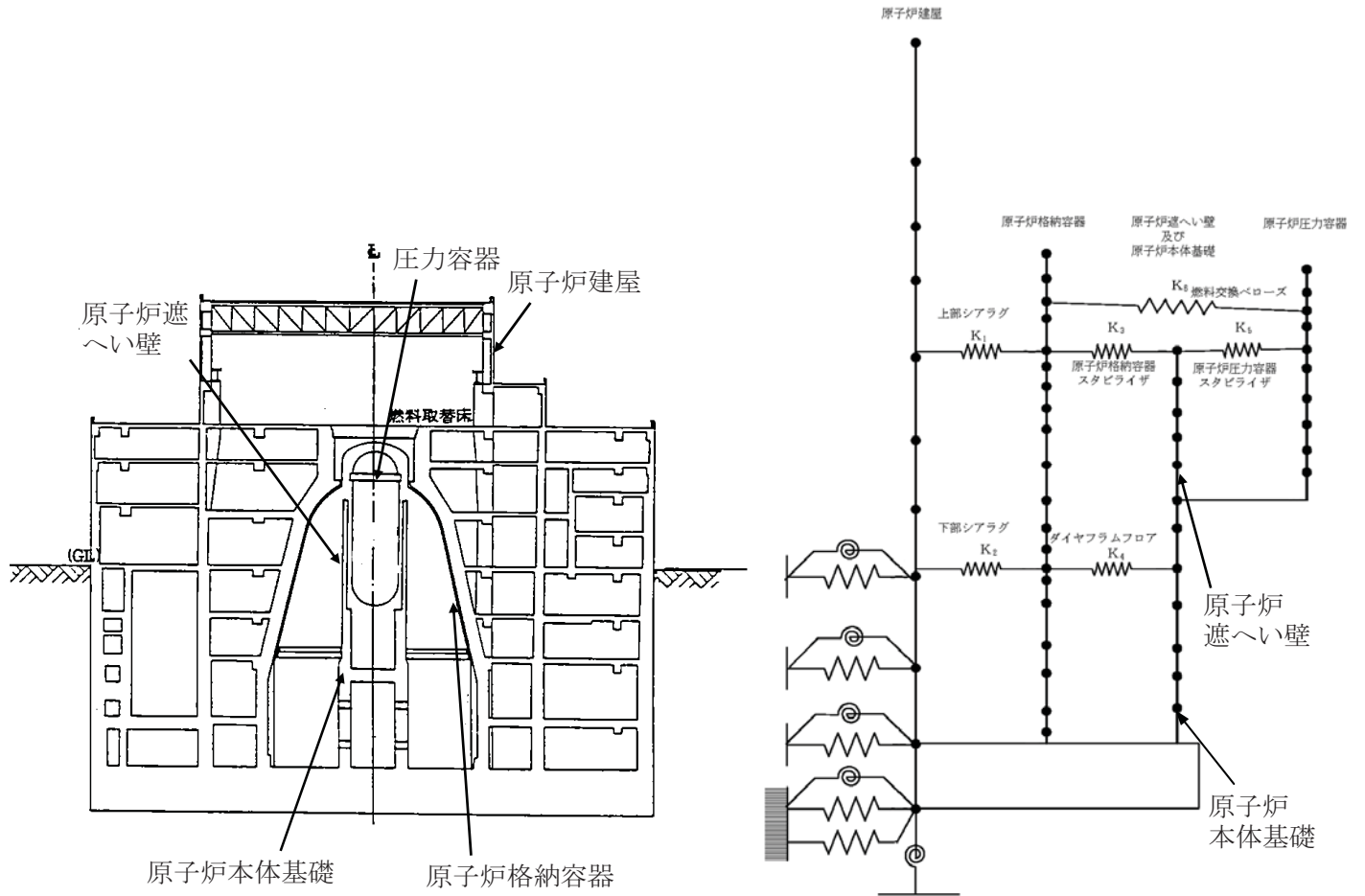


図-4.2.5(1) 原子炉格納容器 - 原子炉压力容器解析モデル

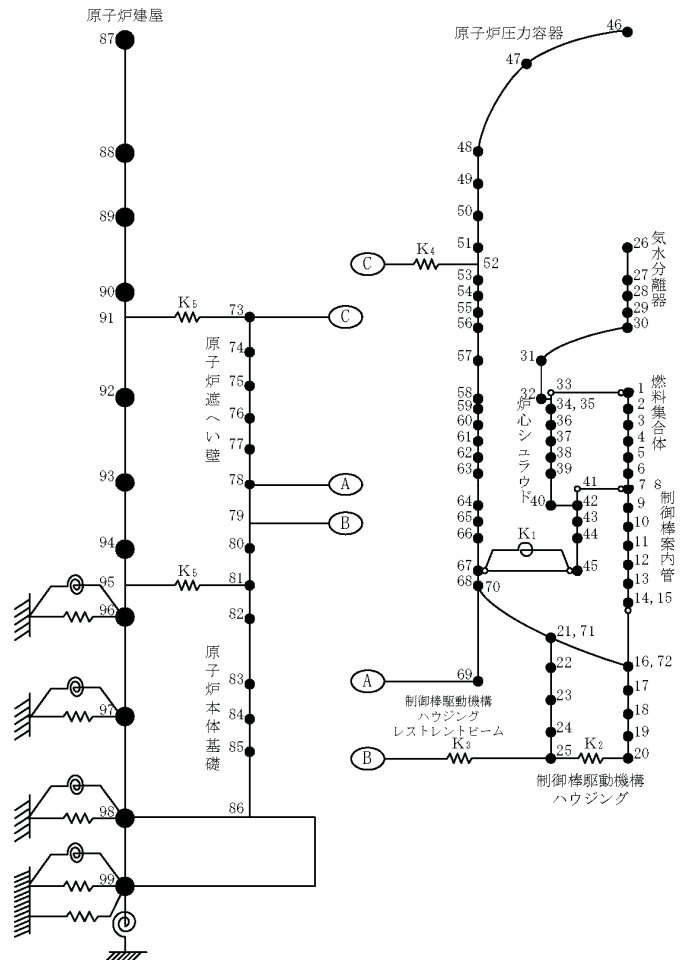
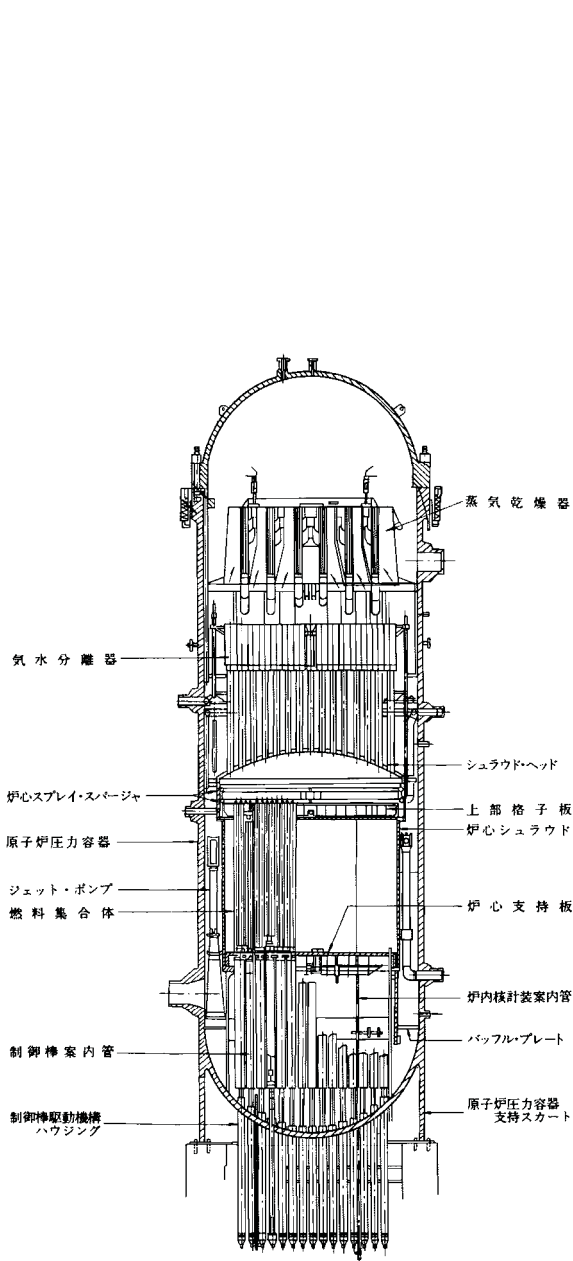


図-4.2.5 (2) 炉内構造物解析モデル (水平方向)

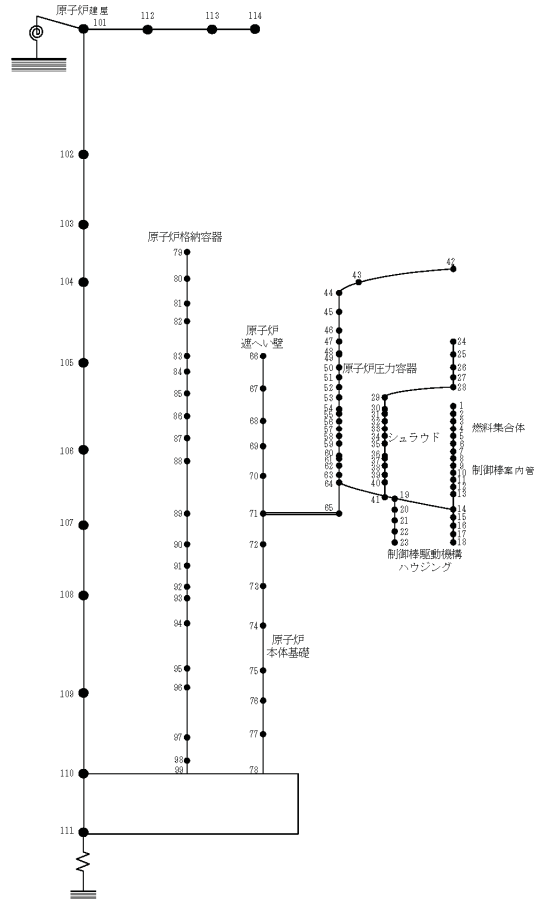
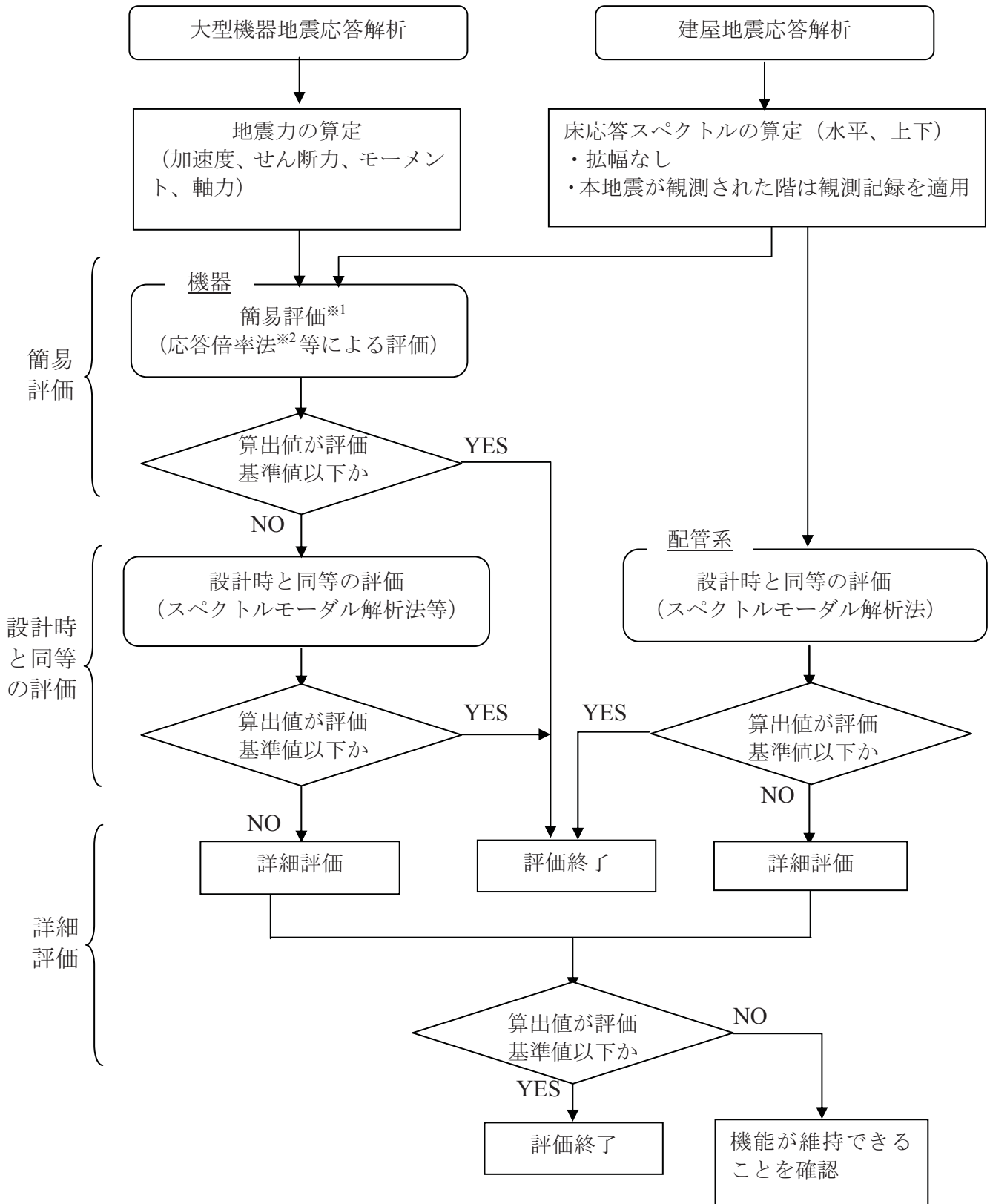


図-4.2.5 (3) 炉内構造物解析モデル (上下方向)



※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 _A 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	54	499	B	
		再循環水出口ノズル(N1)	ノズルセーフエンド	膜	64	164	B	評価基準値は常温での値
		主蒸気ノズル(N3)	ノズルセーフエンド	膜	87	245	B	評価基準値は常温での値
		給水ノズル(N4)	ノズルセーフエンド	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)	ノズルセーフエンド	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 _A 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	スタトパイプ	膜+曲げ	45	106	B	評価基準値は常温での値
原子炉本体	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 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 _A 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 バーチューブ	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 チューブ	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 _A 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
	低圧炉心スプレイス	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 _A 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 _A 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 計測装置用	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 (III _A S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
附帯設備	非常用ディーゼル発電設備	ディーゼル機関	基礎ボルト	引張	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 高圧炉心スプレイ系ディーゼル	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 冷デ 却イ 水ゼ 系ル 補ス レ	高圧炉心スプレイ系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)
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル補機冷却水ポンプ	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 冷デ 却イ 海ゼ 水系ル 補ス レ	高圧炉心スプレイ系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)
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル補機冷却海水系ストレナ	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 _A S)	評価 手法	備考
				MPa	MPa		
配管	主蒸気系	配管	一次	202 (233 [※])	281	B	主蒸気逃がし安全弁吹き出しによる機械的荷重は考慮せず。 ※観測記録との差異を考慮した値 ^{注6)}
		支持構造物	組合せ	49 (59 [※])	114	B	※観測記録との差異を考慮した値 ^{注6)}
	原子炉冷却材再循環系	配管	一次	452 ^{注7)}	308	B	3方向同時時刻歴応答解析 本地震時の内圧を解析に反映 評価基準値は常温での値
		支持構造物	スナップ 反力	94 kN ^{注7)}	75 kN	C	3方向同時時刻歴応答解析 評価基準値は構造強度評価値 ^{注4)} 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 ^{注5)}	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	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	38	276	B	
	ほう酸水注入系	配管	一次	96 (112 [※])	175	B	※観測記録との差異を考慮した値 ^{注6)} 評価基準値は常温での値 ^{注6)}
		支持構造物	組合せ	0.23 (0.31 [※])	1.0 ^{注5)}	B	※観測記録との差異を考慮した値 ^{注6)}
	残留熱除去系	配管	一次	100	231	B	
		支持構造物	組合せ	105 (106 [※])	129	B	※観測記録との差異を考慮した値 ^{注6)} 評価基準値は常温での値 ^{注6)}
原子炉隔離時冷却系	配管	一次	76	274	B		
	支持構造物	スナップ 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 3-2-2 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
(圧縮応力/許容圧縮応力) + (曲げ応力/許容曲げ応力) ≤ 1

注 6) 添付資料 2-2 参照

注 7) RCW 系配管評価見直しに伴う評価見直しを実施 添付資料 3-2-2 参照

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 _A 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 ^{注4)}	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	231 ^{注6)} (278 ^{注6)} ※)	245	B	3方向同時時刻歴解析 本地震時の内圧を解析に反映 ※観測記録との差異を考慮した値 ^{注6)} 評価基準値は常温での値
	支持構造物	組合せ	0.72 (0.994※)	1.0 ^{注4)}	B	3方向同時時刻歴解析 熱による配管反力を除いた値 ※観測記録との差異を考慮した値 ^{注7)}
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 ^{注4)}	B	
高圧炉心スプレイトイゼール 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イゼール 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
 $(\text{圧縮応力}/\text{許容圧縮応力}) + (\text{曲げ応力}/\text{許容曲げ応力}) \leq 1$

注 5) 海水熱交換器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)

注 6) 原子力安全・保安院の指示に従い、観測記録との差異を考慮した地震応答解析を実施した結果、算出値が
 評価基準値を上回ることを確認したため、総合評価を実施した(添付資料 3-2-1 参照)

注 7) 添付資料 3-2-1 参照

小計 : 10/10

表-4.2.9 本震時の疲労評価結果（ピーク応力法による評価）

対象設備	地震荷重による 1次+2次応力 (MPa)		疲労評価					U+US	評価 基準値
	算出値	許容値 3Sm	運転状態 I, II ^{※2}	新潟県中越沖地震時					
				疲れ累積 係数:U	繰返しビ ーク応力強 さ(MPa)	等価繰返 し回数	疲れ累積係 数:US		
原子炉隔離時冷 却系配管	387	366	0.0389	261	16	0.0016	0.0405	1	
高圧炉心スプレ イノズル (N16)	169	366	0.0038	104	14	0.0001	0.0039		
高圧炉心スプレ イディーゼル補 機冷却水系配管	547 ^{※1}	411	- ^{※3}	453 ^{※1}	15	0.0081	0.0081		

※1：クラス3配管についてもクラス1配管と同様に疲労評価を実施した。

※2：「運転状態I」とは、原子炉施設の通常運転時の状態をいう。

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

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

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

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

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

対象設備	地震荷重による 1次+2次応力(MPa)		疲労評価					U+US	評価 基準値
	算出値	許容値 3Sm	運転状態 I, II ^{※3}	新潟県中越沖地震時					
				疲れ累積 係数:U	繰返し ビーク応 力強さ (MPa)	等価繰返 し回数	疲れ累積係 数:US		
原子炉隔離時冷 却系配管	327 ^{※1}	366	0.0389	184 ^{※1}	60	0.0019	0.0408	1	
高圧炉心スプレ イノズル (N16)	247 ^{※1}	366	0.0038	153 ^{※1}	60	0.0010	0.0048		
高圧炉心スプレ イディーゼル補 機冷却水系配管	606 ^{※1※2}	411	- ^{※4}	533 ^{※1※2}	60	0.0499	0.0499		

※1：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、繰返し応力強さ

※2：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。

※3：「運転状態I」とは、原子炉施設の通常運転時の状態をいう。

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

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

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

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

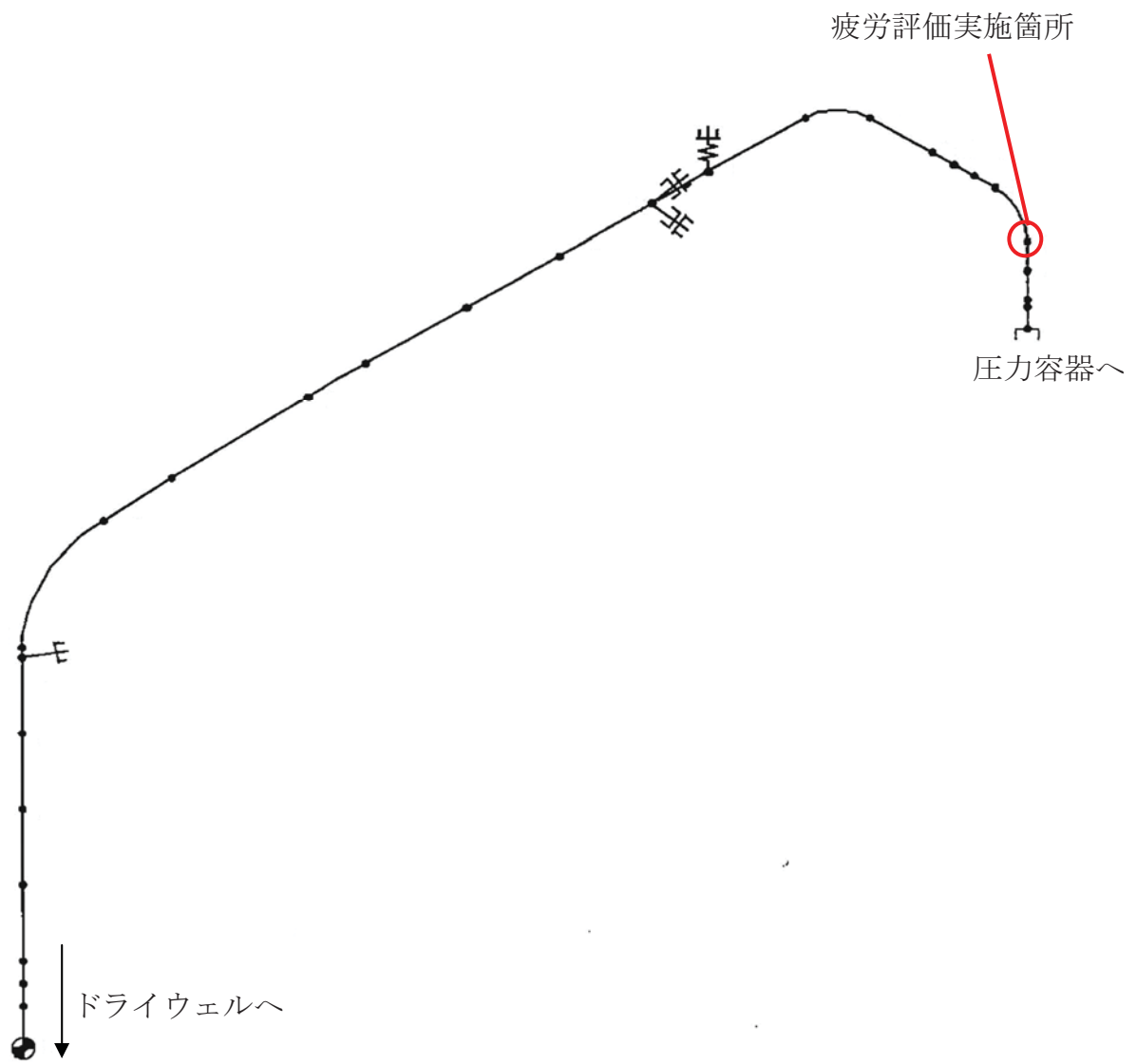


図-4.2.7 原子炉隔離時冷却系配管疲労評価実施箇所

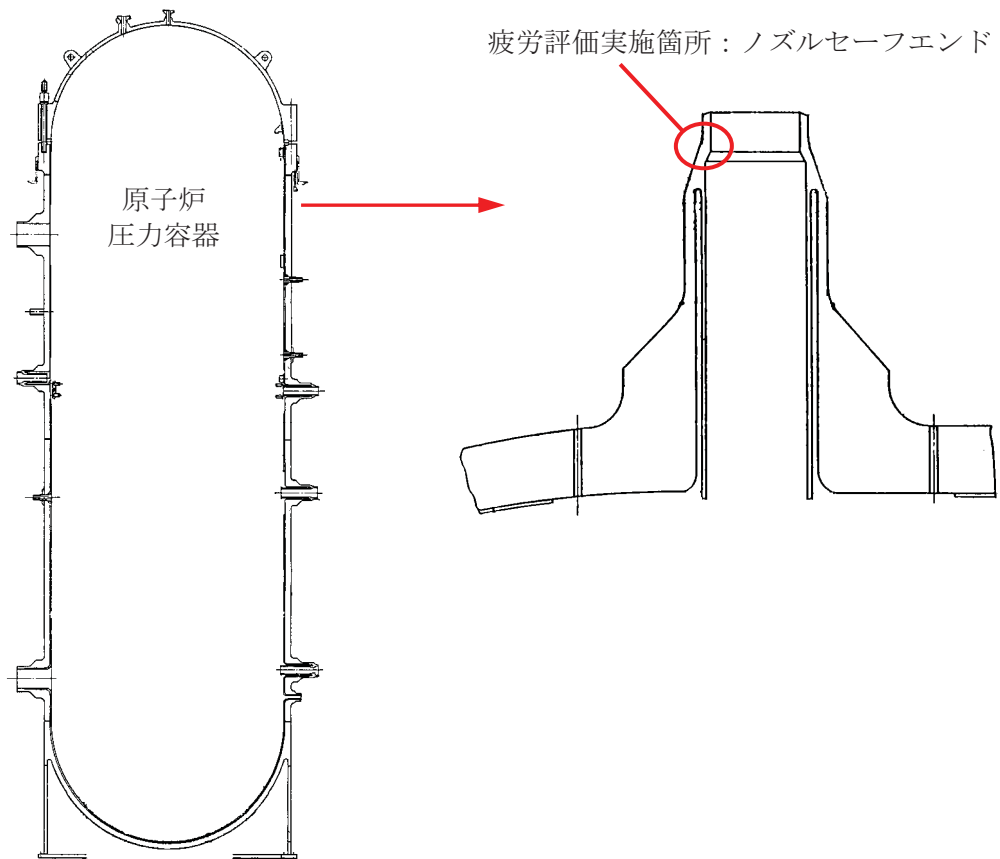


図-4.2.8 高圧炉心スプレイノズル疲労評価実施箇所

高圧炉心スプレイディーゼル
補機冷却水ポンプへ

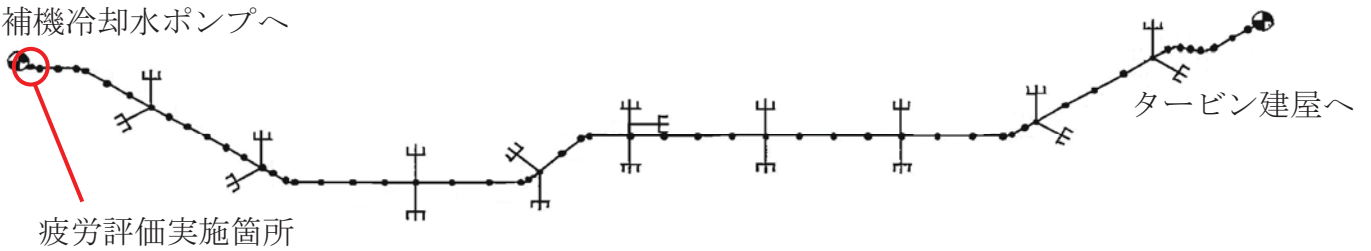


図-4.2.9 高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系配管疲労評価実施箇所

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 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	
弁	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		

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-4.2.11 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)。

4.1.3 総合評価

4.1.3.1 総合評価の方法

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

(1) 設備点検で異常が確認されなかった場合

a. 構造強度評価

① 設備点検結果が良好で、かつ、地震応答解析において評価基準値[※]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。

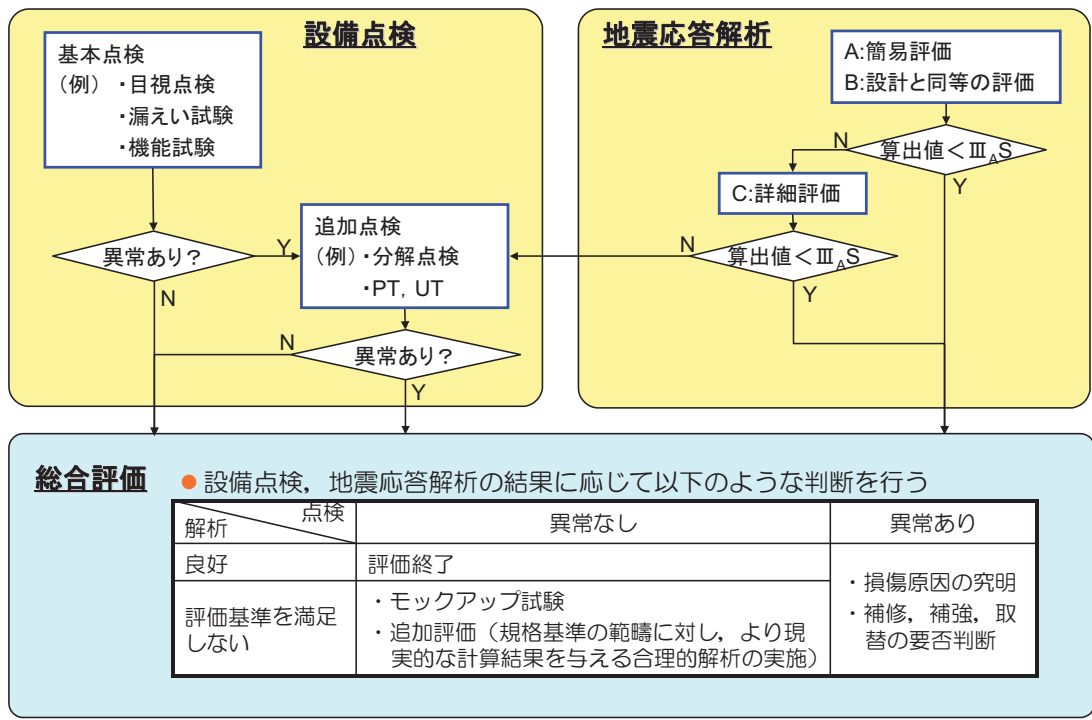


図-4.3.1 点検・解析評価の流れ (構造強度評価)

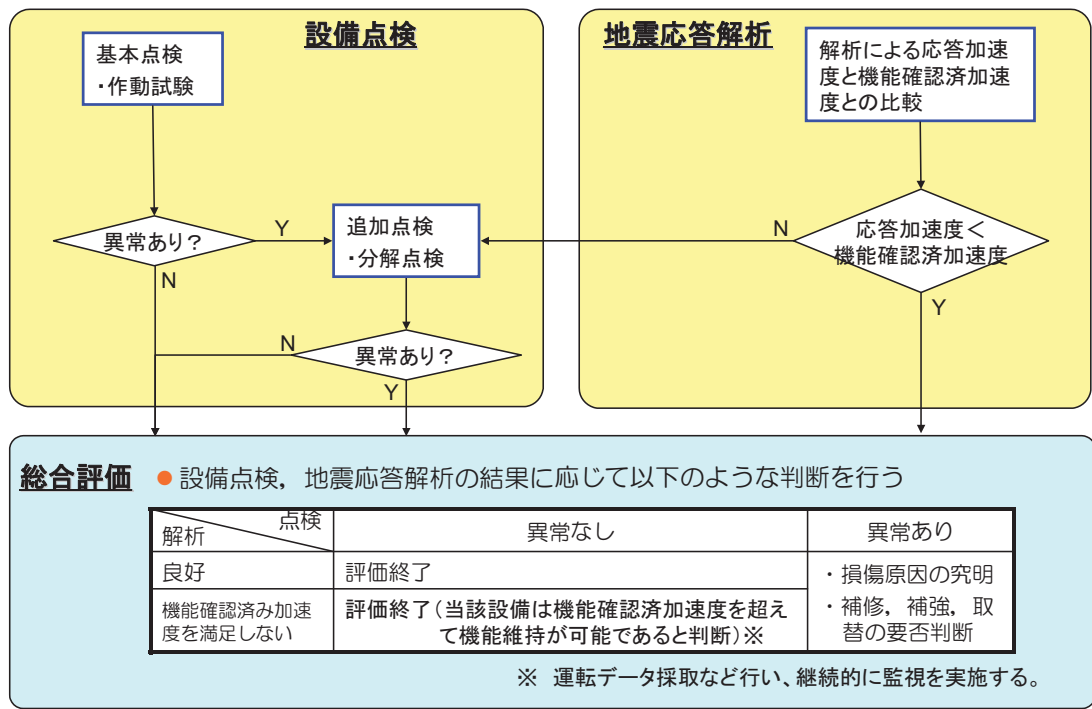


図-4.3.2 点検・解析評価の流れ (動的機能維持評価)

4.1.3.2 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、原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物を除く、すべての原子炉安全上重要な設備について、算出値が評価基準値を満足したことから、設備点検において異常が確認された設備（原子炉安全上重要な設備以外も含む）について、総合評価を実施した（添付資料-3-1 参照）。

これらの設備については、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）。

なお、原子力安全・保安院の指示に従い、原子炉補機冷却水系配管に対し、観測記録との差異を考慮した地震応答解析を実施した結果、算出値が評価基準値を上回ることから、追加点検を実施し、設備健全性の総合評価を実施した（添付資料-2-2 図 5-2 による。添付資料-3-2-1 参照）。

原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物については、再解析の結果、算出値が評価基準値を上回ることから、追加点検を実施し、設備健全性の総合評価を実施した（添付資料-3-2-2 参照）。

(1) 設備点検において異常が確認された設備

a. 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）。

(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 (77 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、計器類の性能低下等)
- ② 異物の噛み込み等偶発的な事象 (6 機器) (弁のシートパス等)
- ③ 固着等一時的に発生した事象 (13 機器)
- ④ 施工不良等に起因する事象 (10 機器) (溶接不良、ボルト締め付け不良等)

b. 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ると考えられる事象

以下の事象については健全性評価の結果、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)。

1) 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)) の内部構造物等のずれ
- 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) 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。

1) 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 純水タンク(No3.No.4)滑動防止用ボルトの伸び
- 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

2) 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。

(2) 観測記録との差異を考慮した地震応答解析の結果、算出値が評価基準値を上回る設備

a. 原子炉冷補機冷却水系配管

(a) 追加点検結果

地震により配管に想定される損傷である変形及び割れを確認する観点から、詳細目視点検及び浸透探傷試験を実施した結果、変形、割れ等の異常は確認されなかった。

また、地震により疲労強度に影響を与える塑性ひずみが発生していないことを確認するため、参考として硬さ測定を実施した結果、異常は確認されなかった。

(b) 総合評価結果

地震応答解析の結果に基づき実施した追加点検の結果、当該配管に異常は確認されなかった。地震応答解析は、一般的に解析手法、減衰定数、応力係数、評価基準値等に裕度を有しており、当該配管において、追加点検で異常が確認されなかったことから、解析の結果はこれらの裕度を有していたものと考えられる。以上を総合的に評価し、当該配管は、設備健全性を満足するものと評価した。

なお、点検と解析結果の差に対する検討として、地震応答解析が有する裕度の一因として当該設備の物性値に着目し、本算出値と、材料証明書の値を比較した結果、算出値は材料証明書の値を下回ることを確認した。

(3) 地震応答解析の結果、算出値が評価基準値を上回る設備

a. 原子炉冷却材再循環系配管

(a) 追加点検結果

地震により配管に想定される損傷である変形及び割れを確認する観点から、詳細目視点検及び浸透探傷試験を実施した結果、変形、割れ等の異常は確認されなかった。

また、地震により疲労強度に影響を与える塑性ひずみが発生していないことを確認するため、参考として硬さ測定を実施した結果、

異常は確認されなかった。

(b) 総合評価結果

地震応答解析の結果に基づき実施した追加点検の結果、当該配管に異常は確認されなかった。地震応答解析は、一般的に解析手法、減衰定数、応力係数、評価基準値等に裕度を有しており、当該配管において、追加点検で異常が確認されなかったことから、解析の結果はこれらの裕度を有していたものと考えられる。以上を総合的に評価し、当該配管は、設備健全性を満足するものと評価した。

なお、点検と解析結果の差に対する検討として、地震応答解析が有する裕度の一因として当該設備の物性値及び観測記録との差異に着目し、観測記録との差異を考慮した地震応答解析を実施した結果、算出値が材料証明書の値を下回ることを確認した。

b. 原子炉冷却材再循環系配管支持構造物

(a) 追加点検結果

地震により支持構造物（メカニカルスナッパ）に想定される損傷である内部部品の変形を確認する観点から、低速走行試験及び分解点検を実施した結果、内部部品に変形等の異常は確認されなかった。

なお、当該スナッパは耐震強化工事に伴い容量の大きいスナッパへの取替を実施している。

(b) 総合評価結果

地震応答解析の結果に基づき実施した追加点検の結果、当該配管支持構造物に異常は確認されなかった。地震応答解析は、一般的に解析手法、減衰定数、応力係数、評価基準値等に裕度を有しており、当該配管において、追加点検で異常が確認されなかったことから、解析の結果はこれらの裕度を有していたものと考えられる。以上を総合的に評価し、当該配管支持構造物は、設備健全性を満足するものと評価した。

なお、点検と解析結果の差に対する検討として、地震応答解析が有する裕度の一因として当該設備の減衰定数に着目し、既往の研究

結果に基づき求められた減衰定数（8%）を用いた地震応答解析を実施した結果、算出値は評価基準値を下回ることを確認した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(1/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
									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
(1)立形ポンプ														
1	a-1			N71-C001	A	-	基本点検(目視点検)の結果、ポンプベース部および吐出フランジ部からのにじみを確認した。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。	-	分解点検の結果、各部に変形や損傷が確認されており、にじみも継続していない。よって、地震の揺れにより一時的に内部流体が滲んだものと推定した。なお基礎ポルトはゆるみ等、異常は確認されていない。	有	にじみは一時的に発生したものであり、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	-	通常の保全作業として手入れを実施した。作動試験・漏えい確認を実施し、異常のないことを確認した。
2	a-1	復水器	循環水ポンプ	N71-C001	B	-	基本点検(目視点検)の結果、ポンプベース部および吐出フランジ部からのにじみを確認した。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。	-	分解点検の結果、各部に変形や損傷が確認されており、にじみも継続していない。よって、地震の揺れにより一時的に内部流体が滲んだものと推定した。なお基礎ポルトはゆるみ等、異常は確認されていない。	有	にじみは一時的に発生したものであり、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	-	通常の保全作業として手入れを実施した。作動試験・漏えい確認を実施し、異常のないことを確認した。
3	a-1			N71-C001	C	-	基本点検(目視点検)の結果、ポンプベース部および吐出フランジ部からのにじみを確認した。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。	-	分解点検の結果、各部に変形や損傷が確認されており、にじみも継続していない。よって、地震の揺れにより一時的に内部流体が滲んだものと推定した。なお基礎ポルトはゆるみ等、異常は確認されていない。	有	にじみは一時的に発生したものであり、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	-	通常の保全作業として手入れを実施した。作動試験・漏えい確認を実施し、異常のないことを確認した。
4	b-1	復水器	復水浄化ポンプ	N25-C001	B	-	基本点検(目視点検)の結果、メカニカルシールの漏えいを確認した。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腐食等の損傷は確認されなかった。	-	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。当該ポンプは、地震発生時は運転状態であり、地震発生前にメカニカルシールからの漏えいによるにじみも確認された。その後、当該ポンプの停止後に漏えいを確認したものであることから、ポンプ停止時のシール面圧の一時的な変化によって漏えいしたものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	念のためメカニカルシールの交換を行い、試験運転・漏えい確認にて異常のないことを確認した。	
5	b-1	廃棄物処理設備(液体廃棄物処理系放射線移送ドレン系)	原子炉建屋付属機器電機系廃液サンプリングポンプ	K11-C102	D	-	基本点検(目視点検)の結果、グラウンドリークの水が床面に飛散しているを確認した。	-	当該ポンプは起動停止を繰り返し運用されている設備である。地震後の運転状態において、グラウンドリークの水の飛散がないことを確認したが、その後の繰り返し運転の中でグラウンドリークの水が飛散したものである。よって地震の影響ではなく、経年劣化によるものと判断した。	無	-	-	グラウンド部のガスケットの押し締めを実施し、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(2/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考	
									損傷原因	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		
(2) 横形ポンプ													
6	b-4	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	E51-C001	-	○	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、4段目インペラキーの先端部にへこみが確認された。	良	前回の本格点検時にキー溝がずれたまま組立てを行い、キー溝が処理されている。キー先端部がスリーブに当たりへこみに至ったものである。その後、スリーブの位置の調整を行い、正規の位置に納まったものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	インペラキーの交換を実施し、異常のないことを確認した。
7	b-3	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 低電導度廃液系	低電導度廃液系収集ポンプ	K12-C001	A	-	基本点検(目視点検)の結果、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、リークが確認されていないが、その後の繰り返し運転の中でリークが発生したものであり、地震の影響ではないと判断した。運転状態の再確認を実施したところ、メカニカルシールの漏れは確認されなかったため、一時的な事象であると判断した。なお、同じ運用をしている他のポンプにおいて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。	無	-	-	継続監視することとし、作動試験、漏えい確認を行い異常ないことを確認した。
8	b-1				B	-	基本点検(目視点検)の結果、メカニカルシールからのリークを確認した。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腐食等の損傷は確認されなかった。	-	当該ポンプは起動停止を繰り返し運用される設備である。地震後の運転状態において、リークが確認されたことから、分解点検を実施したが、シール面に異常が確認されなかった。よって、経年使用によるメカニカルシールの機能低下が原因であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	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ないことを確認した。
9	b-1	廃棄物処理設備 固体廃棄物処理系 廃スラッジ系	廃スラッジ系受ポンプ	K21-C061	-	-	基本点検(目視点検)の結果、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、リークが確認されていないが、その後の繰り返し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おいて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。	無	-	-	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ないことを確認した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(3/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考
									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			
10	b-1	廃棄物処理設備 固体廃棄物処理系 廃スラッジ系	復水浄化系粉未樹脂沈降分離槽 デカントポンプ	K21-C051	A	-	基本点検(目視点検)の結果、メカニカルシールからのリークを確認した。	-	無	-	-	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ないことを確認した。	
11	b-1				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。	-	無	-	-	ろ過機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ないことを確認した。	
12	b-1	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 洗濯廃液系	洗濯廃液系ろ過機	K14-D013	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。	-	無	-	-	ろ過機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ないことを確認した。	

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(4/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考
									損傷原因	地震影響の有無	健全性評価(追加評価)	
									損傷原因の検討	構造強度・機能維持への影響	判定	対応策
(3)往復動式ポンプ												
13	b-1	補助ボイラに付属するボイラ水処理設備 薬液注入装置	低負荷用脱酸剤ポンプ	P62-C006	-	-	基本点検(作動試験)の結果、ポンプスタート100%まで上昇させ起動状態を確認したが、通常ポンプ吐出圧力に振れが現れるはすが、振れが確認されなかった。 追加点検(分解点検)の結果、ポンプホルハルブに固着が確認された。	-	分解点検の結果、ポンプ内の吸込側ボールバルブの固着が確認された。このため吸込流量が確保されず吐出圧力が上昇したものと判断した。地震の影響で固着するようなものではないことから、長期停止による固着と判断した。	-	-	通常の保全作業として手入れを実施し、作動試験・漏えい確認を行い異常ないことを確認した。
14	b-2	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ	C41-C001	A	O	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、コネクティングロットホイットメタル部に判定基準外の浸透指示模様認められた。	良	分解点検の結果、コネクティングロットホイットメタル部に浸透指示模様は認められなかった。浸透指示模様は認められた箇所はコネクティングロットとクラック軸が摺動する箇所にあって摺動方向に線状に見られることから異物が入り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。	-	-	通常の手入れで対応可能なNo.1およびNo.2コネクティングロットホイットメタルは再使用し、No.3コネクティングロットについては交換を実施した。作動試験を実施し異常のないことを確認した。
15	b-1	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ	C41-C001	B	O	基本点検(漏えい確認)の結果、シンリンダー-グランド部に許容漏れ量を超える漏えいが確認された。 グランド部の追加点検(分解点検)の結果、ポンプ部品等の損傷は確認されなかった。	良	分解点検の結果、打痕や変形等が確認されていなかった。よって運転中による経年的な磨耗や分解点検時の手入れ等による磨耗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。	-	-	ベアリングケージの交換を実施し、作動試験にて異常のないことを確認した。

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(5/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子上安全な重要な設備	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	損傷原因の検討	地震影響の有無			構造強度・機能維持への影響
(5) 電動機														
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セット	C81-C002	A	-	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、励磁機軸振れ値が許容値以上であることを確認した。	-	近接の軸受けメタル・基礎部に異常がみられないこと、過去にも同様の事象を確認していることから経年劣化が原因であり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-	励磁機カップリング面の修正加工を実施した。	
17	b-1	制御棒駆動系	制御棒駆動水ポンプ電動機	C12-C001	B	-	基本点検(目視点検)の結果、電動機負荷側・反負荷側軸受の排油口の蓋のハッキンが劣化していることを確認した。	-	負荷側・反負荷側軸受排油口の蓋に変形等はなくハッキンが経年劣化(薄れ・はみ出し・割れ)したもので、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-	負荷側・反負荷側軸受の排油口用パッキンの交換を実施し、異常ないことを確認した。	
18	b-1						基本点検(目視点検)の結果、電動機負荷側・反負荷側軸受の排油口の蓋のハッキンが劣化していることを確認した。	-	負荷側・反負荷側軸受排油口の蓋に変形等はなくハッキンが経年劣化(薄れ・はみ出し・割れ)したもので、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-	負荷側・反負荷側軸受の排油口用パッキンの交換を実施し、異常ないことを確認した。	
19	b-3	原子炉補機冷却海水ポンプ	原子炉補機冷却海水ポンプ電動機	P41-C001	A	O	基本点検(作動試験)の結果、電動機負荷電流が定格電流値以上であることを確認した。	良	電動機・ポンプともに外観上の異常および異音・異臭・振動・漏えい等は確認されなかったことから、電流値を継続して監視した結果、最終的に定格電流を下回る値となった。	無	-	-	-	-
20	b-3						予め計画する追加点検(分解点検)の結果、異常は確認されなかった。	良	系統内部の海生物の付着によるポンプ流量の変化(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。ポンプ連続運転により海生物の付着が割れ、圧力損失が低減した結果、電動機電流値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。	無	-	-	-	-
	b-1						基本点検(目視点検)の結果、電動機軸受温度検出器ケーブルの被覆に損傷を発見した。	良	温度検出器の外観上は異常がなかったことから、通常使用における電動機の振動により当該ケーブルが磨耗劣化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。	無	-	-	-	温度検出器ケーブルの引替えを実施し復旧した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(6/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
									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
21	b-3	残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系ポンプ電動機	E11-C001	B	○	基本点検(機能確認)の結果、残留熱除去系用スベースヒータの絶縁抵抗の低下を確認した。	良	無	-	-			
22	b-3	残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系ポンプ電動機	E11-C001	C	○	基本点検(機能確認)の結果、残留熱除去系用スベースヒータの絶縁抵抗の低下を確認した。	良	無	-	-			
23	b-3	高圧炉心スプレイスポンプ	高圧炉心スプレイスポンプ電動機	E22-C001	-	○	基本点検(目視点検)の結果、電動機の上部油面計の油面位置が上限値を超えていることを確認した。追加点検(潤滑油分析)の結果、異常ないことを確認した。	良	無	-	-	運転状態(定例試験)に異常の無いことを確認した。		
24	b-1	復水ポンプ電動機	復水ポンプ電動機	N21-C001	B	-	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、固定子コア溶止め溶接部に2箇所クラック(割れ)を発生した。	-	無	-	-	溶接修理を実施し、正常に復旧した。		
25	b-4	復水給水系	電動機駆動原子炉給水ポンプ電動機	N38-C011	A	-	予め計画する追加点検(分解点検)後の、電動機軸受温度測定用ケーブルの被覆割れ、心線の露出を確認した。	-	無	-	-	再端末を施し、正常に復旧した。		
25	b-4						軸受部内部確認の結果、上メタルに取り付けているオイルガイドと軸シャフトに接触痕を確認した。分解点検時に当該部分には異常なかったこと、組立後にキヤップ管理を行っていないことから、組立時の調整不足が原因であり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	無	-	-	接触部分の修正手入れを行い、再組立及びキヤップ調整を実施した。		

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(7/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
									損傷原因	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	判定	対応策			
(6)ファン														
26	a-3	換気設備 サービス建 屋換気空調 系	S/B送風機	U41- C701	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。	-	剥離・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	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割れは剥離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	-	構造強度に影響がない微細なひび割れであることから、補修等は実施しない。
27	a-3				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。	-	剥離・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	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割れは剥離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	-	構造強度に影響がない微細なひび割れであることから、補修等は実施しない。
28	a-3				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。	-	剥離・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	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割れは剥離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	-	構造強度に影響がない微細なひび割れであることから、補修等は実施しない。
29	a-3	換気設備 モーター建屋換 気空調系	M/B送風機	U41- C751	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。	-	剥離・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	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割れは剥離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	-	構造強度に影響がない微細なひび割れであることから、補修等は実施しない。
30	b-1	原子炉棟換 気空調系	R/A排風機	U41- C102	A	-	基本点検(目視点検)の結果、カップリング側および、反カップリング側の軸受ケースに油のじみを確認した。	-	地震前から微量な油のじみを確認しており、地震後もじみに変化が見られないことから、地震の影響によるものではないと判断した。なお、じみが確認されている軸受ケースの外観に変形等は確認されなかつた。	無	-	-	シール剤の塗布を行い、油のじみがないことを確認した。	
31	b-1	中央制御室 換気空調系	MCR送風機	U41- C501	B	-	基本点検(濡えい確認)の結果、シャフト貫通部(軸封部)より、空気の吸い込みを確認した。 追加点検(分解点検)の結果、フェルトパッキンの摩擦が認められた。	良	分解点検を実施した結果、シャフトに変形等の異常は確認されず、フェルトパッキンに摩耗が確認された。よって経年劣化による磨耗と考えられることから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	フェルトパッキンの交換を行い、運転状態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(8/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考	
									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
(9)弁													
32	b-2	圧力低減装置その他の安全装置	真空破壊弁	T31-F025	K	○	基本点検(作動試験)の結果、中央制御室からの試験操作時に真空破壊弁が作動しないことが確認された。現場における弁の手动操作は、正常に動作することを確認した。作動試験用電磁弁に動作不良が確認されたことから、真空破壊弁の動作不良によるものと判断した。追加点検(分解除点検)の結果、異常は確認されなかった。	-	無	-	-	分解点検においてオリング及び下部ベローズの交換を実施し、中央制御室からの操作により真空破壊弁が正常に動作することを確認した。	
33	b-3	不活性ガス系	主要弁	T31-F002	-	○	基本点検(作動試験)の結果、ドラウエフェルバーシ用人口隔離弁T31-AO-F002の電磁弁が一時的に動作しない事象を確認した。	良	無	-	-	不適合のあった電磁弁については、念のため新品交換を行い作動試験・漏えい確認を実施し異常の無いことを確認した。	
34	b-3	不活性ガス系	主要弁	T31-F003	-	○	基本点検(作動試験)の結果、圧力抑制室バース用人口隔離弁T31-AO-F003の電磁弁が一時的に動作しない事象を確認した。	良	無	-	-	不適合のあった電磁弁については、念のため新品交換を行い作動試験・漏えい確認を実施し異常の無いことを確認した。	
35	b-1	原子炉冷却材浄化系	主要弁	G31-F004	-	○	基本点検(目視点検)の結果、ギアドリミットスイッチおよびトルクスイッチ部より油漏れが確認された。追加点検(分解点検)の結果、ギアボックス部のハッキンに劣化事象を確認した。	良	無	-	-	ギアドリミットスイッチ等交換後、正常に動作することの確認を行い、異常のないことを確認した。	
36	b-1	主蒸気系	主要弁	B21-F003	B	○	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、弁体パイロットシート面および、弁箱シート面に線状指示模様を確認した。	良	無	-	-	弁箱シート面については許容値を超えていた為、線状指示模様を除去し肉盛り溶接を行った後、摺り合わせ、当たり確認等を実施し異常がないことを確認した。弁体他については、通常の保全作業として手入れを実施した。	

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(9/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	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			
37	b-2	液体廃棄物処理系	弁	K11-F102	-	○	基本点検(漏えい確認)において、弁間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。追加点検(分解除点検)においてシート面にゴミ咬みか確認されたが、弁弁座については、変形や損傷等の異常のないことを確認した。	良	無	-	-	通常の保全作業として、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。	
38	b-2	液体廃棄物処理系	弁	K11-F103	-	○	基本点検(漏えい確認)において、弁間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。追加点検(分解除点検)においてシート面にゴミ咬みか確認されたが、弁弁座については、変形や損傷等の異常のないことを確認した。	良	無	-	-	通常の保全作業として、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。	
39	b-1	安全弁	所内温水系/バックアップ熱交換器入口安全弁	P61-F051	-	-	基本点検(目視点検)の結果、通常作動しない当該弁の作動が確認された。追加点検(分解除点検)の結果、異常は確認されなかった。	-	無	-	-	分解除点検後、作動確認、漏えい確認を行い異常のないことを確認した。	
40	b-1	減圧装置	所内温水系/バックアップ熱交換器入口減圧弁	P61-F006	-	-	基本点検(目視点検)の結果、異常は確認されなかった。追加点検(分解除点検)の結果、調整ばねにべたりが確認された。	-	無	-	-	調整ばねの交換を行い、作動試験および漏えい確認を実施し、異常のないことを確認した。	
41	b-3	補助ボイラに付属する管減圧装置	濃縮装置加熱器入口減圧弁	K13-F205	B	-	基本点検(目視点検)の結果、蒸気入口圧力が通常80~100kPaのところに、55kPaと低目であり弁の制御不良が確認された。	-	無	-	-	制御不良は一過性の事象であり、その後の制御状態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(10/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考		
									損傷原因の検討		健全性評価(追加評価)			判定	対応策
									損傷原因	損傷原因の有無	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															
42	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	R43-C001	A	O	<p>予め計画する追加点検(分解点検)の結果、非常用ディーゼル発電機のコイルエンドカバーにおいて、取り合いのバッキン(機関側・反機関側)の割れ、剥がれを確認した。</p>	良	無	-	-	ゴムバッキンの交換を実施し、異常ないことを確認した。			
43	b-4	高圧炉心スプレイスディーゼル発電設備	ディーゼル機関	R44-C001	H	O	<p>基本点検(目視点検)の結果、機関附属配管のサポート(Uボルト)にナットの緩みおよび、ナットの一部が外れていたものが確認された。</p>	良	無	-	-	ナットの取付及びナットの再締め付けを行い復旧した。			
44	b-1	非常用ディーゼル発電設備	ディーゼル機関	R43-C001	A	O	<p>基本点検(漏えい確認)の結果、燃料噴射ポンプ戻り配管継手部から、燃料油のじみみが認められた。</p>	良	無	-	-	燃料噴射ポンプ戻り配管継手部のバッキン交換を行い漏えい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	ディーゼル機関	R43-C001	A	O	<p>基本点検(漏えい確認)の結果、燃料フィルタ上蓋より漏えいが認められた。</p>	良	無	-	-	通常の保全作業として手入れを実施し、バッキンの交換を行い、漏えい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(11/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考	
									損傷原因	地震影響の有無	健全性評価(追加評価)		
											判定		対応策
45	b-1				B-1	○	基本点検(目視点検)の結果、過給機排気配管に、排気ガスの漏えい痕、ハッキンの割れが認められた。予め計画する追加点検(分解点検)の結果、排気配管のフランジハッキンに割れが認められた。	良	無	-	-	ハッキンの交換を行い、漏えいの無いことを確認した。	
													分解点検を実施した結果、ハッキンの硬化が確認されたことから、経年使用によりハッキンが硬化し、排熱(排気)による収縮、機間運転時の振動等によりフランジハッキンの割れに至ったものと推定されることから、地震の影響ではないと判断した。
46	b-1		排気タービン 過給機	R43- C014	B-2	○	基本点検(目視点検)の結果、過給機プロワケースに、排気ガスの漏えい痕が認められた。予め計画する追加点検(分解点検)の結果、過給機の各部品に損傷、変形等の異常は認められなかった。	良	無	-	-	過給機プロワケース、各部品の手入れを行い復旧した。また、機間作動確認に併せて作動状態に異常のないことおよび漏えいのないことを確認した。	
													分解点検を実施した結果、過給機の各部品に損傷および変形等の異常は認められず、タービンのガスシール部に油状のカーボンが付着が認められた。原因は低負荷運転時にガスシール部のシール性が低下し、排気ガスがタービン側からプロワケースに流入したことにより、ガスシール部にカーボンが付着及びハッキンのない(メタルタッチ)プロワケースより漏えい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。
47	b-2		空気圧縮機	R43- C005	A-1	-	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、ピストンピンメタルに噛み傷が認められた。	-	無	-	-	ピストンピンメタルの交換を行い、運転状態に異常のないことを確認した。	
													分解点検にてピストンピンメタルに噛み傷が認められたが、噛み傷は微小でありピストンピン等各部に変形がないことから運転時にかかるゴミ噛みによるものであり、地震の影響によるものではないと判断した。

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(12/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考	
									損傷原因	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	判定	対応策	
(12)制御棒													
48	b-1	制御材	制御棒	-	-	○	基本点検(目視点検)の結果、ハンドルのガイドローラ部に微小なひびが確認された。	良	微小なひびは、照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)によるものであり、これまでも他の制御棒で確認されている事象であることから地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-	継続使用しても健全性が損なわれることはないことが既に確認されている。
(13)制御棒駆動機構													
49	b-3	制御棒駆動装置	制御棒駆動機構	B11-D008	-	○	(ロケーションNo.:34-03) 基本点検(作動試験)の結果、一時的に結合不良状態が確認された。(再現性なし) 追加点検(分解点検)の結果、アンカップリングロッドに若干の摺動の痕らしきものを確認した。	良	アンカップリングロッドが一時的にカップリングヘッドの冷却口部分に接触して摩擦抵抗が増加し結合不良に至ったもので地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-	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装荷後に実施し、異常ないことを確認した。
	b-2						(ロケーションNo.:42-59) 基本点検(作動試験)の結果、結合不良状態が確認された。 追加点検(分解点検)の結果、アンカップリングロッドに摺動痕を確認した。また、インデックスチューブ外表面に窒化層剥離(隙間腐食)が認められた。	良	摺動痕については、アンカップリングロッドがカップリングヘッドの冷却口部分に接触して摩擦抵抗が増加し結合不良に至ったもので地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-	通常の保全作業として手入れ及びカップリングヘッドの交換を実施した。フリクション試験、スクラム試験は燃料装荷後に実施し、異常ないことを確認した。
	b-1						(ロケーションNo.:38-39) 基本点検(漏えい確認)において、常駆動試験時、常駆動切替弁のニードル部から漏えいが確認された。 追加点検(分解点検)の結果、オリングの硬化による変色が確認された。	良	窒化層剥離(隙間腐食)については、コレットフランジャーにてインデックスチューブを保持しているが、当該部は運転中中間位置で同じ場所が長期間保持されていたため窒化層剥離(隙間腐食)に至ったもので地震の影響ではないと判断した。なお、これまでも窒化層剥離は確認されているが、窒化層が剥離したことにより機能に影響するものではない。	-	-	-	念のため、インデックスチューブの交換を実施した。フリクション試験は燃料装荷後に実施し、異常ないことを確認した。
50	b-1	制御棒駆動系	水圧制御ユニット(常駆動切替弁)	C12-D001	125	○		良	その他各部の損傷等、異常がないことから、オリングの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。	-	-	-	オリング交換を行い、漏えい確認にて異常のないことを確認した。
	b-2							予め計画する追加点検(分解点検)の結果、シリンドラーおよびピストンに摺動傷が確認された。	良	分解点検を実施した結果、ピストン及びシリンドラーに変形等確認されていない。摺動傷はシリンドラーの中間位置に確認されており、地震時には、シリンドラーの再下端にピストンが位置していることから、異物による摺動傷であり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-

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(13/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考			
									損傷原因	損傷原因の検討	健全性評価(追加評価)				
									地震影響の有無	判定	対応策				
(14)主タービン															
51	a-1	蒸気タービン	高圧タービン	N31-C001	-	-	基本点検(目視点検)の結果、軸受の油切りにロータとの接触による損傷および接触痕等を確認した。予め計画する追加点検(分解点検)の結果、翼(動翼と静翼)の接触、地震の荷重を直接受け保つ中間軸受台キーの変形、オイルシーリングの割れ等が確認された。	-	地震により、スラスト軸受およびジャーナル軸受の揺れがロータに伝わり、ロータが振れたことにより、軸受の油切りとロータとの接触、翼(動翼と静翼)および車軸の接触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、中間軸受台キーの変形、オイルシーリングの割れが確認されており、これらの機器の損傷は、機能に影響があるものと判断した。	否	要 キーの 取替 え、手 入れを 行う。	修理・手入れを実施した。 軸受油切りの箇先の手入れ・交換を実施した。 オイルシーリングは新製交換を実施した。 中間軸受台は基礎部の修理を実施した。	
							基本点検(目視点検)の結果、地震の荷重を直接受け保つ中間軸受台基礎部コンクリート(グラウト部)に割れが確認された。	-	本現象の発生時期は不明であるが、剥離・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	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	-	通常の保全作業として翼の接触箇所の手入れ、溶接補修を実施した。	
52	a-1	蒸気タービン	低圧タービン	N31-C002	A	-	基本点検(目視点検)の結果、軸受の油切りにロータとの接触による損傷および接触痕等を確認した。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、車室固定キーに接触痕等が確認された。	-	地震により、スラスト軸受およびジャーナル軸受の揺れがロータに伝わり、ロータが振れたことにより、軸受の油切りとロータとの接触、翼間(動翼と静翼)および車軸の接触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との接触による損傷および接触痕等が確認されており、これらの機器の損傷は、機能に影響があるものと判断した。	否	要 軸受油 切りの 手入れ を行う。	軸受油切りの箇先の手入れ・交換を実施した。	
							基本点検(目視点検)の結果、軸受の油切りにロータとの接触による損傷および接触痕等を確認した。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、車室固定キーに接触痕等が確認された。	-	本現象の発生時期は不明であるが、剥離・剥落等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	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	-	通常の保全作業として軸受ホワイトメタルの補修を実施した。	
															通常の保全作業として翼及びびキーの接触箇所の手入れ、溶接補修を実施した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(15/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考	
									損傷原因	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
(15)発電機														
55	a-1	発電機	主発電機本体	N41-C001	-	-	<p>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。</p> <p>＜軸受廻り詳細点検＞ 回転子軸と軸受廻り油切りの接触を確認した。</p>	-	<p>本事象は地震の影響によるものと判断した。</p>	有	<p>主要構成品の大きな損傷には至っておらず、機能維持に影響ないと判断した。</p>	良	-	<p>密封油シールケース(シールケーシング)油切り歯部の交換を実施した。 内削・外削油切り歯部の手入れ等による補修を実施した。</p>
							<p>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。</p> <p>＜ブラシホルダー廻り詳細点検＞ コレクタハウジングエア一切板と回転子軸の接触を確認した。 コレクタファンのカヤップ狐大及び防風板の割れを確認した。</p>	-	<p>本事象は地震の影響によるものと判断した。</p>	有	<p>主要構成品の大きな損傷には至っておらず、機能維持に影響ないと判断した。</p>	良	-	<p>コレクタハウジングエア一切板の交換、手入れ、調整を実施した。 防風板の交換、キヤップ調整を実施した。</p>
							<p>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。</p> <p>＜キー部、基礎ボルト詳細点検＞ 脚部下調整ライナーのはみ出し、変形を確認した。 本体キー並びにキー溝の変形を確認した。 アライメント調整座の取付ボルトの緩み及びアライメント調整座とベアリングブラケットの嵌め合い部の圧痕を確認した。 ベースボルトのワッシャーのずれを確認した。</p>	-	<p>本事象は地震の影響によるものと判断した。</p>	有	<p>主要構成品の大きな損傷には至っておらず、機能維持に影響ないと判断した。</p>	良	-	<p>ライナーの交換、補修、調整等を実施した。 本体キーの交換並びにキー溝の補修を実施した。 ボルトの交換及び嵌め合い部の補修を実施した。 ワッシャーを正類位置へ戻した。</p>

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(16/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考
									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		
(18)クレーン												
56	b-1	燃料取扱装置	原子炉建屋クレーン	U31-E101	-	-	基本点検(目視点検)の結果、原子炉建屋クレーン受電圧計の指針のひっかかりを確認した。	良	受電圧計に外観上の異常はなく、過去にも同様の事象を確認していることから、指針駆動部の経年的劣化によるものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	受電圧計の交換を実施し、動作状態に異常ないことを確認した。
(19)M-Gセット流体継手												
57	b-4	原子炉再循環ポンプ可変周波数電源装置	可変速流体継手	C81-C003	A	-	基本点検(目視点検)の結果、流体継手(F/D)下ケースフランジ溶接部に油の滲れ痕が確認された。追加点検(浸透探傷試験)の結果、円形指し模様を確認した。	-	確認された指し模様は円形指し模様(ブローホール)であったことから、製作時の溶接不良によるものと考えられ、地震の影響ではないと判断した。	-	-	対策として指し模様箇所を切削除去後補修溶接を実施し、再度浸透探傷試験を行った結果、指し模様は確認されなかった。
(22)炉内構造物												
58	b-4	圧力容器内部分構造物	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(JP1)インレットミキサーの運転中の振動を抑えるためエッジの研ぎを確認した。追加点検(分解体)の結果、ウェッジのスレの他に位置決めボルトの磨耗、ピームボルトのゆるみ等を確認した。	良	分解体の結果、解析およびモックアップによる再現試験から、本事象は地震によるものではなく、平成7年に実施したピーム取替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。	-	-	ずれが確認されたクサビ(ウェッジ)について、正規位置への復旧を実施した。

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(17/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	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	損傷原因の検討	地震影響の有無			構造強度・機能維持への影響
(23) 配管(支持構造物含む)														
59	a-2	不活性ガス系	主配管2	-	-	-	基本点検(目視点検)の結果、配管の曲がりを確認した。追加点検の結果、配管の曲がりを確認した。更に浸透探傷試験を行い、配管溶接部に異常のないことを確認した。	-	地震の影響で地盤沈下したことから、屋外液化罫業設備土台と取り合いトレンチに相対変位が生じて、配管が変形したものと判断した。	有	配管の曲がりが発生していることから、機能に影響ありと判断した。	否	要 配管を交換する。	配管交換を行い、不等沈下によるずれ分を調整し補修した。その後磁粉探傷試験、浸透探傷試験、運転圧漏えいにて健全性を確認した。
59	a-2	不活性ガス系	主配管2	-	-	-	基本点検(目視点検)の結果、支持構造物の変形を確認した。追加点検の結果、支持構造物の曲がりを確認した。また、ラグ部に異常のないことを確認した。更に浸透探傷試験を行い、ラグ部に異常のないことを確認した。	-	地震の影響で地盤沈下したことから、屋外液化罫業設備土台と取り合いトレンチに相対変位が生じて、支持構造物が変形したものと判断した。	有	支持構造物の曲がりが発生していることから、機能に影響ありと判断した。	否	要 変形部の部材交換を行い補修した。その後磁粉探傷試験、浸透探傷試験、運転圧漏えいにて健全性を確認した。	変形部の部材交換を行い補修した。その後磁粉探傷試験、浸透探傷試験、運転圧漏えいにて健全性を確認した。
60	a-2	不活性ガス系	主配管3	-	-	-	基本点検(目視点検)の結果、配管の曲がりを確認した。追加点検の結果、配管の曲がりを確認した。更に浸透探傷試験を行い、配管溶接部に異常のないことを確認した。	-	地震の影響で地盤沈下したことから、屋外液化罫業設備土台と取り合いトレンチに相対変位が生じて、配管が変形したものと判断した。	有	配管の曲がりが発生していることから、機能に影響ありと判断した。	否	要 配管を交換する。	配管交換を行い、不等沈下によるずれ分を調整し補修した。その後磁粉探傷試験、浸透探傷試験、運転圧漏えいにて健全性を確認した。
60	a-2	不活性ガス系	主配管3	-	-	-	基本点検(目視点検)の結果、支持構造物の変形を確認した。追加点検の結果、支持構造物の曲がりを確認した。また、ラグ部に異常のないことを確認した。更に浸透探傷試験を行い、ラグ部に異常のないことを確認した。	-	地震の影響で地盤沈下したことから、屋外液化罫業設備土台と取り合いトレンチに相対変位が生じて、支持構造物が変形したものと判断した。	有	支持構造物の曲がりが発生していることから、機能に影響ありと判断した。	否	要 変形部の部材交換を行い補修した。その後磁粉探傷試験、浸透探傷試験、運転圧漏えいにて健全性を確認した。	変形部の部材交換を行い補修した。その後磁粉探傷試験、浸透探傷試験、運転圧漏えいにて健全性を確認した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(18/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
									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
61	a-1			700A-RGW-1028	-		基本点検(目視点検)の結果、原子炉補機冷却水系主配管で、レストレイント(Uバンド)にて支持されている箇所に接触痕を確認した。		有	配管および支持構造物に損傷はないことから、構造強度・機能への影響はないものと判断した。	良	-	当該箇所については補修塗装を実施した。	
				700A-RGW-1072	-		基本点検(目視点検)の結果、原子炉補機冷却水系主配管で、レストレイント(Uバンド)にて支持されている箇所に接触痕を確認した。		有	配管および支持構造物に損傷はないことから、構造強度・機能への影響はないものと判断した。	良	-	当該箇所については補修塗装を実施した。	
	b-1		主配管1	SNO-RGW-1252	A	○	基本点検(目視点検)の結果、オイルスナツパより油の滴下を確認した。	-	無		-	-	オイルスナツパは、耐震工事対象に伴い取替を実施済み。	
				SNO-RGW-1254	-	○	基本点検(目視点検)の結果、オイルスナツパより油の滴下を確認した。	-	無		-	-	-	オイルスナツパは、耐震工事対象に伴い取替を実施済み。
62	b-1		主配管5	SNO-RSW-1248	A	-	基本点検(目視点検)の結果、オイルスナツパより油の滴下を確認した。	-	無		-	-	オイルスナツパは、耐震工事対象に伴い取替を実施済み。	
				SNO-RHR-315	A	-	基本点検(目視点検)の結果、オイルスナツパより油の滴下を確認した。	-	無		-	-	-	オイルスナツパは、耐震工事対象に伴い取替を実施済み。

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(19/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考	
									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		判定
64	b-1	主蒸気系	主配管3	SNO-MS-766 SNO-MS-769	-	-	基本点検(目視点検)の結果、オイルスナツパのコーロード位置がずれしており、熱移動量を考慮すると、ストロークオーバーとなるオイルスナツパを確認した。	-	無	-	-	オイルスナツパ指示値の位置調整を実施した。	
65	b-1	蒸気タービン	クロスアラウンド管	SH-FS-890	-	-	基本点検(目視点検)の結果、スプリングハンガーのコーロード位置がずれしており、熱移動量を考慮すると、ストロークオーバーとなるスプリングハンガーを確認した。	-	無	-	-	コーロード位置の調整を行った。	
66	a-1	廃棄物処理設備 気体廃棄物処理系	主配管	750A-OG-089	-	-	基本点検(目視点検)の結果、レストレイント(リバンド)サポートにて支持されている箇所に接触した痕を確認した。	-	有	配管および支持構造物に損傷はないことから、構造強度・機能への影響はないものと判断した。	良	-	基本点検の結果、近隣箇所について異常はなく、配管の移動は数ミリ程度であると確認した。 当該箇所については塗装補修を実施した。
67	b-1	廃棄物処理設備 液体廃棄物処理系 低電導度廃液系	主配管	LOW-026	-	-	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。	-	無	他号機(4号機)の同じ設備において、低電導度廃液系ポンプと低電導度廃液系系過器の高差による水柱分離に起因したポンプ起動時の水撃現象によるサポートの破損が確認されていること、また当該配管と平行して敷設されている他の配管には移動痕が確認されないことから水撃現象の影響によるものであり、地震の影響ではないと判断した。	-	-	損傷部位の修理(プレート交換)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(20/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考
									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	
68	b-1	廃棄物処理設備液体廃棄物処理系 洗濯廃液系	主配管				基本点検(目視点検)の結果、ろ過機(B)入口配管にピンホールができ、ろ過液の滴下を確認した。	-	無	-	-	配管を交換し、漏えい確認を実施し、健全性に異常が無いことを確認した。	
							基本点検(目視点検)の結果、受タンク(B)ろ過機供給配管にピンホールができ、ろ過液の滴下を確認した。	-	無	-	-	配管を交換し、漏えい確認を実施し、健全性に異常が無いことを確認した。	
69	a-1	高圧炉心スプレイデライゼル補機冷却水系(高圧炉心スプレイデライゼル補機冷却海水系を含む)	主配管1	200A-HPCW-2			目視点検(目視点検)の結果、レストレント(Uバンド)にて支持されている箇所にて接触痕を確認した。	-	有	良	-	当該箇所については補修塗装を実施した。	
							目視点検の結果、配管とレストレントとの接触痕を確認した。接触痕は、約10mm程度の長さであり、周辺の配管・支持構造物に損傷及び変形は認められていない。当該箇所はレストレント内に施設されている箇所にて設置されていることから、地震の揺れにより配管とレストレントに接触痕ができたことと判断した。	-	有	良	-	当該箇所については補修塗装を実施した。	
69	a-1	高圧炉心スプレイデライゼル補機冷却水系(高圧炉心スプレイデライゼル補機冷却海水系を含む)	主配管1	200A-HPCW-3			目視点検(目視点検)の結果、レストレント(Uバンド)にて支持されている箇所にて接触痕を確認した。	-	有	良	-	当該箇所については補修塗装を実施した。	
							目視点検の結果、配管とレストレントとの接触痕を確認した。接触痕は、約10mm程度の長さであり、周辺の配管・支持構造物に損傷及び変形は認められていない。当該箇所はレストレント内に施設されている箇所にて設置されていることから、地震の揺れにより配管とレストレントに接触痕ができたことと判断した。	-	有	良	-	当該箇所については補修塗装を実施した。	
				SH-HPSW-1201-2			基本点検(目視点検)の結果、スプリングハンガースポットの指示値が据付時目盛りより8mm上方に移動しており指示値0mmを示している。	-	無	-	-	長年の使用により徐々にずれが生じたものと判断し、スプリングハンガースポットの調整を実施した。	

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(21/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考	
									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		判定
		損傷原因の検討		損傷原因									
(26)復水器、給水加熱器、湿分分離器													
70	a-1	復水器	復水器A	N61-B001	A	-	基本点検(目視点検)の結果、整流板に浮き上りおよび変形を確認した。	-	有	整流板は伸縮継手に直接蒸気が当たるのを防ぐために保護用の取付けられており、本現象の浮き上がり、変形は直接機能には影響するものではないと判断した。	良	-	念のため、損傷整流板について新製交換した。
							基本点検(目視点検)の結果、海側水室内部コーナー部に塗装のひびが確認された。追加点検(分解点検)の結果、海側水室内部コーナー部のフランジハックのひび出しを確認した。	-	無	塗装のひびが確認された海側水室内部コーナー部は、経年劣化によりハックがはみ出してひびと似た状況となっていることから、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	復水器水室内面に目張り補修を実施した。
	b-1					基本点検(目視点検)の結果、水室フランジ部(第1水室海側)の漏えい痕が確認された。予め計画する追加点検(非破壊試験)の結果、フランジ取付ボルトに異常が無いことを確認した。	-	無	フランジ部に変形及び取付けボルトに異常がなく、ゴムハックは硬化していることが確認できる。このことから、逆洗時等の圧力変動により経年の縮付けトルクが僅かに低下し、漏えいしたものと考えられることから、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	復水器水室内面に目張り補修を実施した。また、水室フランジ部ボルト・ナットについて、抜取り代表8本(2水室×4本)の取外しおよび、非破壊試験を行い異常のないことを確認し、ボルト全数のトルク締めを実施した。	
	a-1	復水器				基本点検(目視点検)の結果、整流板に浮き上りおよび変形を確認した。	-	有	整流板は伸縮継手に直接蒸気が当たるのを防ぐために保護用の取付けられており、変形は直接機能には影響するものではないと判断した。	良	-	念のため、損傷整流板について新製交換した。	
71	b-4		復水器B	-	B	-	予め計画する追加点検(分解点検、浸透探傷試験)の結果、抽気系配管ハブプラグとフレートの溶接部に、指示線幅が確認された。	-	無	抽気系配管は運転時、蒸気による推力や熱による膨張が発生する。本現象の原因は運転時の配管の熱移動を拘束したことにより、プラグとフレートの溶接部に応力が集中し、損傷に至ったものであり、地震による影響ではないと判断した。また、当該溶接部はすみ肉溶接が施されており水平方向の応力が考慮されていないかった。	-	-	損傷が確認されたラグ溶接部について、全周溶接化修理を実施した。
							基本点検(目視点検)の結果、海側水室内部コーナー部に塗装のひびが確認された。追加点検(分解点検)の結果、海側水室内部コーナー部のフランジハックのひび出しを確認した。	-	無	塗装のひびが確認された海側水室内部コーナー部は、経年劣化によりハックがはみ出してひびと似た状況となっていることから、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	復水器水室内面に目張り補修を実施した。
	b-1					基本点検(目視点検)の結果、水室フランジ部(第2水室海・山側)の漏えい痕が確認された。予め計画する追加点検(非破壊試験)の結果、フランジ取付ボルトに異常が無いことを確認した。	-	無	フランジ部に変形及び取付けボルトに異常がなく、ゴムハックは硬化していることが確認できる。このことから、逆洗時等の圧力変動により経年の縮付けトルクが僅かに低下し、漏えいしたものと考えられることから、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	復水器水室内面に目張り補修を実施した。また、水室フランジ部ボルト・ナットについて、抜取り代表8本(2水室×4本)の取外しおよび、非破壊試験を行い異常のないことを確認し、ボルト全数のトルク締めを実施した。	

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(22/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考	
									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		
72	a-1	復水器	復水器C	N61-B001	C		前回の定検点検で変形は確認され、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、本事象は地震によるタービンと復水器の揺れの連動から整流板が下部ホルダーと干渉し、曲げ加工(コーナーのR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	整流板は伸縮継手に直接蒸気が当たるのを防ぐために保護用で取付けられており、本事象の浮き上がり、変形は直接継ぎには影響するものでないと判断した。	良	-	念のため、損傷整流板について新製交換した。	
	b-1						基本点検(目視点検)の結果、海側水室内部コーナー部に塗装のひびが確認された。 追加点検(分解点検)の結果、海側水室内部コーナー部のフランジジャンキンのみ出しを確認した。	-	無	塗装のひびが確認された海側水室内部コーナー部は、経年劣化によりジャンキンはみ出し、ひびと似た状況となっていることから、地震の影響によるものではないと判断した。	-	復水器水室内部に目張り補修を実施した。		
73	b-1			A	-		予め計画する追加点検(分解点検、浸透探傷試験)の結果、内部構造物の取付溶接部に指示模様や目視による溶接部の傷が確認された。	-	無	確認された指示模様は、内部構造物に変形等確認されておらず、地震発生以前にも同様な取付溶接部に指示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。	-	-	当該部の補修や傷の除去を実施した。	
	b-1						予め計画する追加点検(分解点検、浸透探傷試験)の結果、内部構造物の取付溶接部に指示模様や目視による溶接部の傷が確認された。	-	無	確認された指示模様は、内部構造物に変形等確認されておらず、地震発生以前にも同様な取付溶接部に指示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。	-	当該部の補修や傷の除去を実施した。		

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(23/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価		備考		
									損傷原因	健全性評価(追加評価) 構造強度・機能維持への影響			
		損傷原因の検討		地震影響の有無		判定		対応策					
(28)変圧器													
75	a-1	2号高起動変圧器(第1、2、5号機共用)	2号高起動変圧器	S12	-	-	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、内部構造物全体と巻線部の絶縁物に地震の影響と想定されるずれが確認された。	-	有	絶縁物の配列ズレであり、巻線にずれは無いことから、巻線距離に変化は無く絶縁性能等に影響無いと判断した。	良	-	ずれを修復し正規の状態に復旧した。絶縁物のずれ防止対策として、絶縁物の固縛を実施した。
76	a-1	主変圧器	主変圧器	S11	-	-	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、内部構造物全体と巻線について、地震の影響と想定されるずれを確認した。また、鉄心構造材固定金具の取付ボルト折損が確認された。	-	有	変圧器本体を保護する為の動作であり、機器の損傷ではないことから、機械性能等には影響ないと判断した。	良	-	地震による影響であるが、機能維持には影響が無いと判断した。放圧装置の交換を実施し、正規の状態に復旧した。
77	a-1	所内変圧器	所内変圧器	R11-HTR5	A	-	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、内部構造物全体について地震の影響と想定されるズレが確認された。また、鉄心ブロックの部分的なずれが確認された。	-	有	鉄心のずれは接合部において局部的な過熱や可燃性ガスの発生の可能性があるため、変圧器本体の性能に影響があると判断した。	否	要	変圧器を新製した。
78	a-1	所内変圧器	所内変圧器	R11-HTR5	B	-	予め計画する追加点検(分解点検)の結果、鉄心ブロックの部分的なずれが確認された。	-	有	鉄心のずれは接合部において局部的な過熱や可燃性ガスの発生の可能性があるため、変圧器本体の性能に影響があると判断した。	否	要	鉄心を新製した。また、鉄心の新製に合わせて段クサビについて鉄心各ブロックを全段で受ける構造とした。

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(24/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
									損傷原因の検討	地震影響の有無	健全性評価(追加評価)		判定	対応策
79	a-1		低起動変圧器5 SA	S12-LS TR5	A	-	地震時に「本体ゴムセル異常」警報が発生したが、基本点検(目視点検)の結果、外観点検および本体油面の確認を行い異常のないことを確認した。また、絶縁油の分析において異常のないことを確認した。	-	地震の揺れにより、変圧器コンサベータ内の油面の変動によりゴムセルが揺れ、マイクロスイッチに触れたことにより臨時警報が発生・復帰したものであり、地震の影響によるものと判断した。	有	変圧器コンサベータ油面変動に伴うものであり、機器の損傷ではないことから、機械性能等には影響ないと判断した。	良	-	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。
							地震時に「本体ゴムセル異常」警報が発生したが、基本点検(目視点検)の結果、外観点検および本体油面の確認を行い異常のないことを確認した。また、絶縁油の分析において異常のないことを確認した。	-	地震の揺れにより、変圧器コンサベータ内の油面に触れたことにより臨時警報が発生・復帰したものであり、地震の影響によるものと判断した。	有	変圧器コンサベータ油面変動に伴うものであり、機器の損傷ではないことから、機械性能等には影響ないと判断した。	良	-	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。
80	b-1		低起動変圧器5 SB	S12-LS TR5	B	-	基本点検(目視点検)の結果、変圧器本体用吸過呼吸器内のシリカゲルの変色が確認された。	-	本体用吸過呼吸器の外観上に異常は認められなかったことから、通常使用上の吸過により変色したことが明確であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	シリカゲルの交換を実施し異常のないことを確認した。	
							基本点検(目視点検)の結果、ガス検出継電器周りの腐食および油のじみを確認した。	-	外観上の損傷はなかったことから、経年劣化によりガス継電器廻りが発錆・腐食し、油がにじみ出たものと考えられ、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	エポキシ系ボンドによるコーキング処理を実施した後、油密点検にて漏えいがないことを確認した。	
81	b-1	変圧器	補助ボイラ用変圧器	P62-J004	A	-								

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(25/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考
									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			
(29)蓄電池													
82	b-1						基本点検(目視点検)の結果、蓄電池の架台アース線端子に露みが確認された。	良	蓄電池架台および架台基礎部に異常はなく、また、架台アース線は地震の応力を受ける部位ではないことから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	アース線の締め付けを実施し、正常に締め付けられたことを確認した。
	b-4	蓄電池および充電器	125V蓄電池 HPOS	-	-	○	基本点検(目視点検)の結果、蓄電池の外観点検においてNo.21セルの電解液中に浮遊物を発見した。	良	浮遊物はその外観等から、電槽内で電極を支持している支持材(ポリプロピレン製)のバリと考えられる。浮遊物が確認されたのは60台の蓄電池のうち1台であること、および蓄電池の外観上は異常がなかったことから、製造時に混入していたものと考えられ、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	当該のバリは電氣的絶縁性が高く、蓄電池内部で短絡等に至る可能性はないことから、バリの混入が蓄電池の性能・寿命に影響を与えるものではない。なお、予め設定した取替計画に基づき、当該の蓄電池を含む全60台の取替を実施した。
83	b-1						基本点検(目視点検)の結果、蓄電池の架台アース線端子に露みが確認された。	-	蓄電池架台および架台基礎部に異常はなく、また、架台アース線は地震の応力を受ける部位ではないことから、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	アース線の締め付けを実施し、正常に締め付けら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(26/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考	
									損傷原因	地震影響の有無	健全性評価(追加評価)		
										判定	対応策		
(31)計器、継電器、調整器、検出器、変換器													
84	b-3	原子炉スクラム信号(中性子束計装動作不能)	平均出力領域モニタ	C51-NTS-604	C	○	当該モニタの自己診断機能による緊急警報の発生が確認された。基本点検(機能試験)の結果、装置の自己診断履歴から入力信号基板のハルティチェックエラーを確認した。	良	モニタの外観上に異常はなく、当該警報は地震後の安定した状態にて発生していること、過去にも同様の事象が確認されていることから、地震の影響によるものではなく、一過性の事象と判断した。	無	-	-	当該モニタの初期化を実施し、警報がクリアするとともに制御状態が正常であることを確認した。
85	b-3				D	○	当該モニタの自己診断機能による緊急警報の発生が確認された。基本点検(機能試験)の結果、装置の自己診断履歴から入力信号基板のハルティチェックエラーを確認した。	良	モニタの外観上に異常はなく、当該警報は地震後の安定した状態にて発生していること、過去にも同様の事象が確認されていることから、地震の影響によるものではなく、一過性の事象と判断した。	無	-	-	当該モニタの初期化を実施し、警報がクリアするとともに制御状態が正常であることを確認した。
86	b-1	所内変圧器(保護継電装置の種類)	所内変圧器(高度高継電器(警報用))	R11-TIS-011	A	-	基本点検(機能試験)の結果、指示計の精度逸脱が確認された。	-	外観目視上は異常が無く、過去にも同様の事象を確認していることから、指針駆動部の経年劣化によるものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	当該継電器の交換を実施し、正常に復旧した。
87	b-1	発電機(保護継電装置の種類)主変圧器(保護継電装置の種類)発電機並列用500kV遮断器(保護継電装置の種類)	距離継電器(過電流保護)	H11-P675-1-44G	T	-	基本点検(機能試験)の結果、特性が判定基準を逸脱していた。	-	当該継電器はRSTの3相あるが、3相とも外観目視上は異常が無く、特性の判定基準逸脱が確認されたのはT相のみであること及び、過去にも同様の事象は確認されていることから、経年による劣化が原因であり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	調整を実施し、正常に動作することを確認した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(27/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価				備考	
									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		対応策
88	b-1	核計測装置(出力領域計測装置)	出力領域計測装置検出器	C51-LPRM	-	○	基本点検(機能試験)の結果、3本のシールド線について、導通不良を確認した。	良	外観目視上は異常がなく、検出器の電気試験でも異常は確認されなかったことから、ケーブル保護カバーを点検時に取外し、取りシールド線の導通不良が発生したものと判断した。	-	-	-	コネクタ部の再端未補修を実施した。	
89	b-1	核計測装置(中間領域計測装置)	中間領域計測装置検出器	C51-NE-002	-	○	基本点検(機能試験)の結果、中間領域モニタ(C)検出器の指示にストライク状の指示変動を確認した。	良	外観目視上は異常がなく、当該事象は地震後の安定状態にて発生したものであり、過去にも同様の事象が確認されていることからコネクタ部の経年的な接触不良と考えられ、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-	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。	
90	b-1	核計測装置(中性子源領域計測装置)	中性子源領域計測装置検出器	C51-NE-001	-	○	基本点検(機能試験)の結果、中性子源領域モニタ(A)計数率指示に、1chのみふらつきを確認した。	良	外観目視上は異常がなく、当該事象は地震後の安定状態にて発生したものであり、過去にも同様の事象が確認されていることからコネクタ部の経年的な接触不良と考えられ、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-	-	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。
b-3	基本点検(機能試験)の結果、中性子源領域モニタ(C)計数率指示の上昇を確認した。						良	外観目視および電気試験で異常は確認されなかったこと、当該事象は地震後の安定状態にて発生したものであり、過去にもノイズの影響により同様の事象が確認されていることから、地震の影響により発生したのではないと判断した。	-	-	-	-		
91	b-4	放射線管理用計測装置	エリアモニタリング設備(原子炉建屋原子炉棟)	D21-RE-015	-	-	基本点検(機能試験)の結果、エリア放射線モニタ0h-15の指示が一時的に低下していることを確認した。	-	外観目視上は異常がなく、当該事象が地震後の安定状態にて発生したものであることから、ダウンスケール防止用の線源が適正な位置ではなかったことが原因と考えられた。線源の取り付け状態に損傷や緩み等は確認されていないこと、および当該検出器が今回の停止中に交換されたものであること、線源の位置については検出器据付時からのものであることから、地震の影響によるものではないと判断した。	-	-	-	線源位置の調整を行い、指示低下事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(28/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子上安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
									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
92	b-4	放射線管理用計測装置	エリアモニタリング設備(原子炉種屋付属機)	D21-RE-034	-	-	基本点検(機能試験)の結果、エリア放射線モニタ oh-34の指示が一時的に低下していることを確認した。	-	無	無	-	線源位置の調整を行い、指示低下事象が改善されたことを確認した。		
93	b-4	プロセスモニタリング設備	ドライウエルトレ放線線モニタ(HOW)	D11-RE-090	-	-	基本点検(目視点検)の結果、ドライウエルトレ放線線モニタ検出器取付ネジ(手回しで締めるローレットネジ)が1本取り付けていない事を確認した。	-	無	無	-	ネジを取り付け、正常に締め付けられていることを確認した。		
94	b-1	励磁装置	主発電機 AVR	-	-	-	基本点検(機能試験)の結果、A系90P設定器(自動電圧調整器)のメータ(保守用)目盛り指示に引っ掛かりを確認した。 設定器の電氣的的特性に異常はなかった。	-	無	無	-	指示計の交換修理を実施し、正常に動作することを確認した。		
95	b-1	一次冷却材流量計測装置(主蒸気系主蒸気流量)	主蒸気流量(D)	B21-FT-001	D-2	-	基本点検(機能試験)の結果、主蒸気流量(D)C31-FT-603D指示のふらつきが確認された。	-	無	無	-	検出器の交換を行い、異常のないことを確認した。		

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(29/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考
									損傷原因	損傷原因の検討	地震影響の有無	
										判定		
(34)ろ過脱塩器												
96	b-1	原子炉冷却材浄化系	ろ過脱塩器	G31-D003	A	-	基本点検(漏えい確認)の結果、耐圧漏えい試験においてフランジ部より漏えいが確認された。追加点検(分解点検)の結果、上蓋フランジ部がガスケットの弾性低下を確認した。	-	分解点検を実施した結果、フランジ部に損傷等確認されなかったが、ガスケットの弾性低下が確認された。このことからガスケットの経年劣化により漏えいしたものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	点検手入れ及びガスケット交換を行い、漏えい確認にて異常の無いことを確認した。
97	b-1	原子炉冷却材浄化系	ろ過脱塩器	G31-D003	B	-	基本点検(漏えい確認)の結果、耐圧漏えい試験においてフランジ部よりごく少量の漏えい(にじみ程度)が確認された。追加点検(分解点検)の結果、フランジ面に損傷等確認されなかった。	-	分解点検を実施した結果、フランジ部に損傷等確認されず、ガスケットの設計変更(ノンアスベスト化)に伴う締め付け不足により僅かな漏えいが発生したもので、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	ガスケット交換及び、適正トルクでの締め直しを行い、漏えい確認にて異常の無いことを確認した。
(38)タンク												
98	a-3	不活性ガス系	液化窒素貯槽	-	-	-	基本点検(目視点検)の結果、基礎コンクリート表面(グラウト部)にひび割れを確認した。	-	地震前に実施した点検において、基礎の異常は確認されなかったことから、ひび割れは地震の影響によるものではないと判断した。	有	良	モルタルによる補修を実施し、正常に復旧した。
99	a-1	蒸気タービンに附属する給水設備	純水タンク	Y41-A006C	No.3	-	基本点検(目視点検)の結果、タンク空液時に必要な滑動防止用の基礎ポルトに伸びが確認された。	-	地震による垂直および水平方向の加速度が、地盤およびタンクに作用したことにより、基礎ポルトに大きな引張荷重として働いて、ポルトに伸びが生じたものと推定される。なお、当該基礎ポルトはタンクインサージビス時の支持機能は有しておらず、運転に支障を与えない。	有	良	ポルト、ブラケットの撤去を行い、漏えい確認にて異常が無いことを確認した。
100	a-1	蒸気タービンに附属する給水設備	純水タンク	Y41-A006D	No.4	-	基本点検(目視点検)の結果、タンク空液時に必要な滑動防止用の基礎ポルトに伸びが確認された。	-	地震による垂直および水平方向の加速度が、地盤およびタンクに作用したことにより、基礎ポルトに大きな引張荷重として働いて、ポルトに伸びが生じたものと推定される。	有	良	ポルト、ブラケットの撤去を行い、漏えい確認にて異常が無いことを確認した。
(39)計装ラック												
101	a-3	原子炉スクラム信号急速閉	タービン蒸気加減弁急速閉用計装ラック	H22-P850	-	○	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。	-	割離・剥離等がないことから経年的な事象であると考えられるが、地震の影響は否定できない。	有	良	モルタルのひび割れ部をエポキシ系の接着剤による補修を実施した。

表-4.3.1 設備点検で異常が確認された設備に関する総合評価一覧表(30/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
									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
(40)制御盤・電源盤														
102	a-1	変圧器	補助ボイラ(4A)電気盤	H21-P472	4A	-	基本点検(目視点検)の結果、盤扉ストッパー金具の変形を確認した。	-	地震前に扉の開閉操作に異常のないことを確認していることから、本事象は地震の影響によるものであると判断した。	有	盤扉ストッパー金具の変形のみであり、機能試験の結果に異常はなかったことから、盤の機能には問題ないものと判断した。	良	-	盤扉の修理を実施し、正常に復旧した。
103	b-1	蓄電池及び充電器	直流125V充電器装置5B	R42-P006B	B	O	基本点検(機能試験)の結果、地絡継電器の表示器(N側)の動作不良が確認された。	良	継電器の動作に問題は無く、外観目視上異常無いこと、表示器(P側)の動作は正常であったことから、経年劣化による表示器動作部の固着と推定され、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	地絡継電器の動作は管理値以内であり、充電器の機能に影響しないことを確認した。表示器の調整を実施し、正常動作を確認できたことから、継続使用可能と考えられたが、念のため交換を実施した。	
104	b-1		バイタル交流電源装置5A	R46	A	O	基本点検(機能試験)の結果、電流計の誤差の管理値逸脱を確認した。	良	電流計に外観上の異常はなく、同一盤内に取付けられている他の電流計に異常がなかったこと、過去にも同様の事象を確認していることから、内部機構部の経年的劣化によるものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	予め設定した取替計画に基づき実施したバイタル交流電源装置の取替に伴い、当該計器についても交換した。	
105	b-1		バイタル交流電源装置5B	R46	B	O	基本点検(機能試験)の結果、電流計の誤差の管理値逸脱を確認した。	良	電流計に外観上の異常はなく、同一盤内に取付けられている他の電流計に異常がなかったこと、過去にも同様の事象を確認していることから、内部機構部の経年的劣化によるものであり、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	予め設定した取替計画に基づき実施したバイタル交流電源装置の取替に伴い、当該計器についても交換した。	
106	b-1	中性点接地装置(高起動変圧器)	2号高起動変圧器中性点接地装置	-	-	-	基本点検(目視点検)の結果、操作機構箱内の電動機口出し線中継端子台において、端子固定用スタッドボルトの折損を確認した。	-	操作機構箱に変形等の外観上の異常は無く地震後の2号高起動変圧器点検時に実施した中性点接地装置開放動作は正常であったこと及び、当該ボルトが折損した中継端子台部に操作機構内部の湿気等の環境条件によるものと想定される腐食が確認されたこと、端子配線類に破損等の異常も無かつたことから、当該ボルトの折損は、地震後の操作機構箱内の点検の際に発生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。	無	-	-	中継端子台の交換修理を実施し、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(31/31)

No.	不適合分類	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	原子炉安全上重要な設備	設備点検結果	地震応答解析結果	総合評価			備考		
									損傷原因の検討	健全性評価(追加評価)	対応策			
								地震影響の有無	構造強度・機能維持への影響	判定				
(42) 燃料体														
107	b-4	原子炉本体	炉心	燃料集合体	-	-	基本点検(目視点検)の結果、炉内点検を実施するための燃料取出作業中、燃料取扱機構が荷重異常を検知して自動運転が停止した。状況調査の結果、燃料集合体1体が燃料支持金具から外れていることを確認した。	-	燃料集合体下部の外観並びにチャンネルボックスの外観および寸法に異常は認められず、再現試験等による原因調査の結果、燃料取扱機構の設定位置および下降速度の設定により、地震発生時の燃料装置において燃料が不完全な形で装着され、その後地震により燃料体が落下したものと判断した。	-	-	-		
(45) ボイラ														
108	a-1	補助ボイラ(4A)	胴	P62-D001	A	-	基本点検(目視点検)の結果、補助ボイラ(4A)を体内内部確認した所、給電部と電極部を結合するボルト1本が折損しているのを確認した。	-	本現象は地震の影響により、電極部に揺れが生じてボルトが折損したものと判断した。	有	電極部の損傷であり、給電機能に影響ありと判断した。	否	要	給電部を結合しているボルト12本(3相分)の交換を行い、外観点検および機能確認にて異常がないことを確認した。
109	b-1	補助ボイラ(4B)	胴	P62-D001	B	-	基本点検(目視点検)の結果、フードラ門機モーター側グラウンド部からの蒸気リークを確認した。	-	各部に変形等の損傷はないことから、経年使用によりグラウンド部パッキンのシール機能が低下して漏えいしたもので、地震の影響によるものではないと判断した。	無	-	-	-	グラウンド部パッキンの交換実施し、漏えい確認を行い異常がないことを確認した。
(47) 焼却装置														
110	a-1	廃棄物処理設備(固体廃棄物処理系、固体系)	焼却炉	K26-D001	-	-	基本点検(目視点検)の結果、二次燃焼室内手積み耐火レンガ19枚のうち4枚が転倒および、耐火ボードの一部に割れを確認した。また、排ガススクラータと煙道との取合いフランジ部にて、シールロープの一部が内側に垂れ下がっていることを確認した。	-	本現象は地震の影響により、焼却炉に揺れが生じて耐火レンガ・ボードの崩れたことによる損傷およびフランジ部のずれが生じたものと判断した。	有	耐火レンガの転倒・耐火ボード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ボードの交換を行う。また、新品シールロープでの巻き直しを行った。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(目視点検)の結果、本体外カバー(マグネット貼り付け)が割られ、落ちていることを確認した。	-	本現象は地震の影響により、焼却炉に揺れが生じてマグネットを取り付けている本体外カバーが外れたものと判断した。	有	本体外カバーの剥がれ、落ちた事象であり、焼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	-	本体外カバーの交換を実施し、取付け状況に問題ないことを確認した。
							基本点検(目視点検)の結果、本体梁台ベースと本体間のレベル調整用ライナーに損傷(外れ)を確認した。	-	本現象は地震の影響により、本体基礎部ベースと本体間のレベル調整用ライナーに損傷(外れ)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(外れ)であることから、構造強度・機能維持への影響はないと判断した。	良	-	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。

4.1.4 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、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^{*1}と比較評価するとともに、余寿命^{*2}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^{※3}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「原子力発電工作物の保安のための点検、検査等に関する電気事業法施行規則の規定の解釈(内規)について(平成21・12・01 原院第1号 平成21年12月25日)」に示される、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※1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-1 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

4.1.4.2 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、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-4-2 参照）。

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

4.1.4.3 原子力安全・保安院指示に基づく対応

設備健全性評価に関連し、原子力安全・保安院から、

- ① 「柏崎刈羽原子力発電所の設備の健全性評価に係る留意事項について（指示）（経済産業省 平成 20・05・16 原院第 7 号 平成 20 年 5 月 20 日）」（表-4.4.1 参照）
- ② 「柏崎刈羽原子力発電所 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（機器レベルの点検・評価報告）を踏まえた追加的な指示について（経済産業省 平成 20・10・01 原院第 3 号 平成 20 年 10 月 3 日）」（表-4.4.2 参照）
- ③ 「柏崎刈羽原子力発電所 5 号機 原子炉補機冷却水系配管の地震応答解析に係る中間評価（第 27 回 設備健全性評価サブワーキンググループ 資料 7（平成 22 年 2 月 19 日）」（表-4.4.3 参照）

により指示を受けており、5 号機に関する指示を抜粋し以下にまとめる（表-4.4.1～4.4.3 参照）。

表-4.4.1 原子力安全・保安院指示に対する対応（1/2）

	指示事項	対応内容
I.1.(1)	<p>（前略）今回の地震による柏崎刈羽原子力発電所の施設への影響を把握するためには、地震応答解析における以下の 1) から 7) に掲げる種々の耐震裕度の要因に着目する必要がある。すなわち、これらの裕度要因が、損傷軽減に果たす役割を明確にすることによって、施設の健全性の客観的把握が可能となる。ただし、裕度については、機器によって異なることが考えられるので、いくつかの例によって、検討することが必要である。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 静的地震力の設定 2) 床応答スペクトルの拡幅の有無 3) 解析モデルの設定 4) 解析手法（静的解析，応答スペクトル解析，時刻歴解析等） 5) 減衰定数 6) 損傷許容限界の保守的設定 7) その他（水平・垂直地震応力の組み合わせ，地震後に判明した現実的な振動特性による耐震裕度への影響等） 	<p>7 号機報告書で、代表設備について耐震裕度の検討を行うことで、構造強度評価で用いた地震応答解析による応答値は、現実の応答に対し十分な裕度を有していることを確認した。（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機新潟県中越沖地震後の設備健全性に係わる点検・評価報告書 添付 2-4 参照）</p>

表-4.4.1 原子力安全・保安院指示に対する対応 (2/2)

	指示事項	対応内容
I.2.(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)に基づき品質保証活動を行った。</p> <p>具体的な活動は以下のとおりである。</p> <p>① 設備健全性に係る点検・評価の実施に際し、当社の品質マネジメントシステム文書である「保守管理基本マニュアル」および「設計管理基本マニュアル」等に基づき技術検討書「新潟県中越沖地震後の詳細点検の実施方針について」ならびに点検・評価計画書等を作成し、点検・評価を行った。</p> <p>② 点検・評価に係る業務の調達においては、「調達管理基本マニュアル」に基づき実施した。</p> <p>③ 設備健全性に係る点検・評価の実施において確認された不適合事象に対して、「不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき管理を実施した。</p> <p>④ 点検・評価結果の記録等の管理については、「文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき行っている。</p> <p>⑤ 地震応答解析の実施においては、「許認可解析の検証マニュアル」に基づき実施した。</p> <p>(「5. 品質保証」参照)</p>
I.2.(2)	<p>(前略) 当委員会としては、柏崎刈羽原子力発電所は、新潟県中越沖地震によって同発電所の設計用地震動を上回る地震動によって影響を受けたものであることを踏まえ、動的機器や電気・計装機器のうち、特に安全上重要なものについては、個々の機能確認のほか、系統を実際に動作させてシステムとしての健全性を確認することが重要であると考えます。</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、系統レベルの健全性評価計画を策定した。また、同計画に基づき、系統レベルの点検評価を実施した(「4.2 系統レベルの点検・評価」参照)。</p>
I.2.(3)	<p>保安院は、設備の健全性評価に当たっては、地震時の設備の状況を適切に踏まえた点検、解析が必要であるとし、長期間のプラントの運転によって存在している応力腐食割れ(SCC)や配管減肉については、維持基準に従って事業者において技術基準に適合した状態で管理されているが、構造強度への影響を考慮し、適切に解析を実施する必要があるとしている。また、地震力は繰り返し荷重として作用することから、疲労の進展について評価することが必要であるとしている。</p> <p>当委員会としても、この点については、今後の設備の健全性評価に反映させていく必要があると考えます。</p>	<p>5号機の原子炉冷却材再循環系配管の1継手に粒界型応力腐食割れが確認されている。本地震による欠陥への影響および評価を実施した結果、変形等の異常は確認されず、欠陥深さ等に顕著な変化がないことを確認した。また、本地震後に実施した超音波探傷試験の結果を用いて、維持規格に基づく健全性評価を実施した結果、本地震によって当外部に作用したと推定される曲げ応力が評価基準値を十分に下回っているものと評価した。さらに配管減肉測定を実施した結果、耐震安全上重要な配管系においては、顕著な減肉が進行していると判断される箇所は確認されなかったことから、評価への反映は不要と判断した。(「4.1.4.1 経年劣化事象の考慮」参照)。</p>
I.2.(4)	<p>当委員会としては、原子力発電所の施設における被害経験の蓄積そのものが、耐震設計の最も貴重な参考資料となると考える。したがって、今回の設備点検等に際し、東京電力株式会社においては、設備の重要度に応じて発生要因分析や情報共有を図ることが必要である。さらに、重要度の低い事象(雑水タンク座屈など)についても、他の産業界への有効活用の観点から、積極的な情報公開を図ることも重要である。</p> <p>保安院においては、東京電力株式会社に対し、こうした取り組みを促していくことを求める。</p>	<p>耐震重要度の低い過水タンクの座屈事象および耐震重要度の高い設計となっている軽油タンクについてその損傷状況について第10回設備健全性評価サブWG(平成20年6月5日)にて報告した。</p> <p>また技術系雑誌において、当該の損傷状況について紹介を実施した。今後は損傷原因の分析を進めることや、設計想定を超える地震を受けたにもかかわらず、機能を維持したタンクが数多く存在する理由を追及し、他産業プラント設備にも適用しうる新たな知見を得るよう努めていく所存である。</p> <p>また、得られた知見については、原子力施設情報公開ライブラリー(NUCIA)等を通じて情報公開に引き続き努める。</p>

表-4.4.2 原子力安全・保安院指示に対する対応

	指示事項	対応内容
1.	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。	5号機の設備において、原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について検討した。(添付資料2-2「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」参照)
2.	先般、当院は、耐震・構造設計小委員会構造ワーキンググループにおける審議を踏まえ、新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項について（平成20・08・29原院第10号）をもって、念のため床などの柔性を考慮した解析を行うことを指示したところである。7号機については、クロスチェック解析により床の柔性の影響は比較的小さいと評価されているが、貴社としても、床の柔性が発生応力に与える影響について定量的な評価を行うこと。	5号機の設備において、原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について検討した。(添付資料2-2「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」参照)
3.	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。 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。	5号機の設備において、原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について検討した。(添付資料2-2「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」参照)

表-4.4.3 原子力安全・保安院指示に対する対応

	指示事項	対応内容
1.	(1) 東京電力が作成した床応答スペクトルは、RCW配管の固有周期近傍において観測記録を下回っていることが確認されたことから、観測記録との差異を考慮したRCW配管に係る地震応答解析を実施して評価を行うこと。	観測記録との差異を考慮した地震応答解析の結果、RCW配管の発生応力は常温での評価基準値を上回ったことから、総合評価を実施した(添付資料-2-2 図5-2による。添付資料3-2-1参照)。また、上記検討結果を踏まえ、原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物における地震応答解析結果について、既報告値からの見直しを行った。(添付資料3-2-2参照)
2.	(2) JNESのクロスチェック解析の結果、RCW配管については、ミルシート値を満足するものの、評価基準値(Ⅲ _A S)を超える結果となったことから、追加点検を実施し、健全性を確認すること。	クロスチェック解析の結果、評価基準値(Ⅲ _A S)を超えると評価された部位に対し、追加点検として詳細目視点検、浸透探傷試験、硬さ測定を実施した結果、異常のないことを確認した(添付資料3-2-1参照)。
3.	(3) また、RCW配管の支持構造物についても許容値を超えていることから、配管と同様の健全性確認を行うこと。	観測記録との差異を考慮した地震応答解析の結果、RCW配管支持構造物は常温での評価基準値を満足した。 地震応答解析の結果、余裕度が小さいと評価された部位が、耐震強化工事に伴い撤去、新設されていたため、余裕度が小さいと評価された支持構造物全体に対し、詳細目視点検を実施した。また、比較的地震の影響を受けやすいと考えられる部位に対し、浸透探傷試験を実施した。 その結果、異常のないことを確認した(添付資料3-2-1参照)。

4.1.4.4 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。

4.2 系統レベルの点検・評価

4.2.1 系統機能試験

4.2.1.1 対象系統

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

4.2.1.2 試験方法

(1) 試験方法

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

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

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

表-4.2.1.1 系統機能試験一覧

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

※1 原子炉冷却系統設備の検査と重複する試験項目

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

※3 原子炉の蒸気発生以降に実施する試験を除く

(2) 地震影響を特に注意する観点から実施する項目

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

a. 試験実施前の前提条件の確認

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

b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認

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

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

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

c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認

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

d. 地震前の試験結果との比較

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

4.2.1.3 系統機能試験結果

系統機能試験については、全 29 項目の試験を実施し、すべての試験について判定基準を満足しており、異常のないことを確認した（添付資料-5-1 参照）。また、地震影響に特に注意する観点から実施する項目および系統機能試験時に確認された不適合事象について以下に示す。

(1) 地震影響に特に注意する観点から実施する項目についての結果

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

a. 試験実施前の前提条件の確認

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

b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認

地震影響を考慮し、起動信号等の発信から各設備の作動までの、一連の作動状態を現場にて確認した。この結果、各機器とも円滑に作動しており、作動に支障をきたす異音、動作不良等の異常は確認されなかった。なお、現場での作動状態が直接確認できない機器が含まれる試験（制御棒駆動系機能試験、制御棒駆動機構機能試験、選択制御棒挿入機能試験、原子炉保護系インターロック機能試験、原子炉格納容器隔離弁機能試験）については、開閉や動作位置を示す表示灯、動作時間を確認することによって動作状態が良好であることを確認した。

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

c. **設備点検において異常が確認された設備に対する確認**

設備点検において異常が確認された設備のうち、系統機能試験時に作動するものについては、機器の最終状態の確認の観点から確認を行った。当該の対象となる機器は、原子炉建屋付属棟高電導度廃液サンプポンプ、中央制御室送風機、原子炉冷却材浄化系主要弁等であり、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、

- ① 原子炉保護系インターロック機能試験
- ② 非常用ディーゼル発電機定格容量確認試験

の2試験で確認されたが、いずれも地震の影響によるものではないことを確認した。このうち、設備の異常（不適合事象）は、原子炉保護系インターロック機能試験で確認された1事象であり、異常が確認された部品の取替を行った後、再度試験を実施し、問題のないことを確認した（事象、原因について a. に示す）。また、非常用ディーゼル発電機定格容量確認試験で確認された1事象は、品質保証に関する不適合事象（書類の記載不足）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-5-3-1 参照）。

b. 原子炉保護系インターロック機能試験（添付資料-5-3-2 参照）

(a) 事象

原子炉保護系インターロック機能試験の論理回路試験において、原子炉モードスイッチ「停止」位置におけるスクラム信号発生状態を確認する際、本来 A 系と B 系の警報が同時に発生すべきところ、A 系の警報発生後、約 5 秒遅れて B 系の警報が発生する事象が確認された。

(b) 原因

原子炉モードスイッチ内部機構部品であるブラケットの摩擦力の増加によりブラケットの動作遅れが生じ、B 系スクラム信号の発生の遅れに至ったものであり、地震の影響によるものではないと判断した。

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、全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)に基づき品質保証活動を行った。

具体的な活動は以下のとおりである。

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

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

5.2 力量管理

5.2.1 点検者の力量管理

点検実施者の力量管理については、下記の方法により目視点検要員延べ2,064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NDI2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。

(3) 系統機能試験実施者の力量管理

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

5.3 社内品質安全部門および社外機関による確認

設備所管グループおよび試験実施グループによる、点検・評価の実施に係る活動が適切に行われていることを、社内品質安全部門および社外機関が以下のとおり確認した。

5.3.1 点検者の力量確認

(1) 目視点検要員

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

(2) 非破壊試験（目視点検を除く）要員

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

(3) 試験実施要員

系統機能試験を実施する試験実施要員の力量について、試験に関する教育を受けたもの等、力量要件を満たした人員を定期事業者検査と同様に配置していることを、品質安全部門および社外機関が抜き取りにより、確認した。

5.3.2 点検実施状況の確認

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

(1) 要領書確認

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

(2) 現場確認

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

(3) 点検記録確認

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

6. 点検評価の実施体制

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

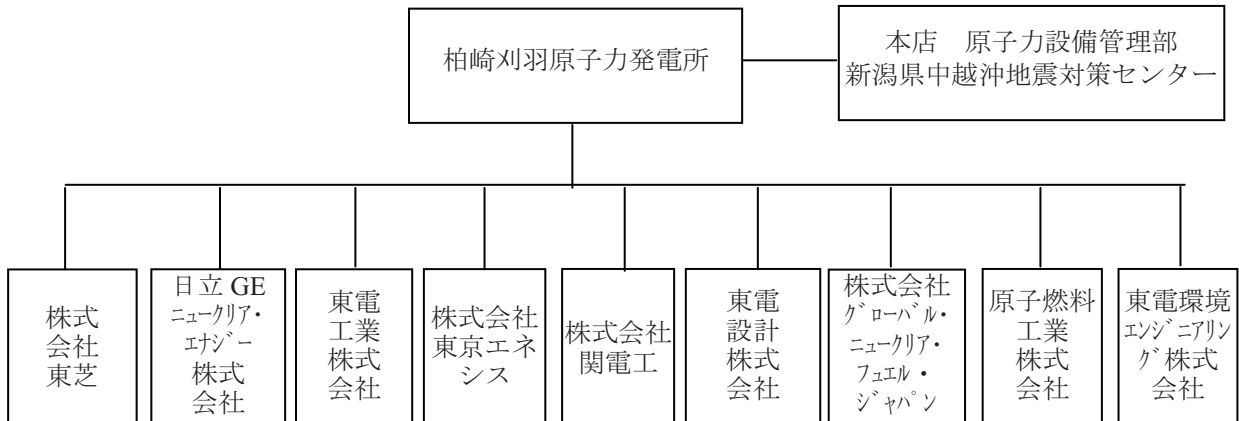


図-6.1 点検・評価体制

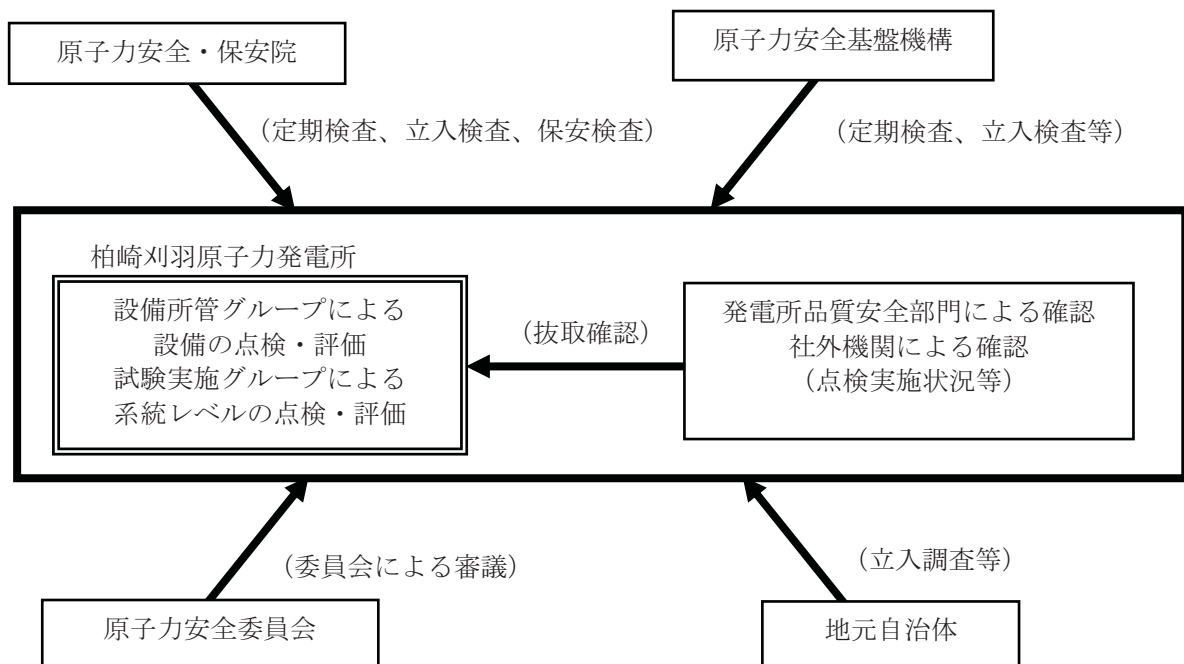


図-6.2 第三者による点検・評価の確認体制

7. 評価のまとめ

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

機器レベルの点検・評価のうち、設備点検では、点検対象である 1,963 機器に点検を実施した結果、地震の影響による異常^{※1}を 33 機器に確認した。また、77 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。

※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)）の内部構造物等のずれ等
- 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を完了している。

なお、上記以外の 77 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。

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、通常運転時と同様に機器が組み込まれている状態であった。地震により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た。

機器レベルの点検・評価のうち、地震応答解析では、原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物を除き、評価基準値を満足することを確認した。

また、原子炉補機冷却水系配管については、地震応答解析の結果、算出値は評価基準値を満足したが、原子力安全・保安院の指示に従い、観測記録との差異を考慮した地震応答解析を実施した結果、算出値が評価基準値を上回ることを確認したことから、追加点検を実施し、総合評価を実施した(添付資料-2-2 図 5-2 による)。

原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物については、上記の原子炉補機冷却水系配管における検討結果を踏まえ、再解析を実施した結果、算出値が評価基準値を上回ることから、追加点検を実施し、総合評価を実施した。

地震応答解析の結果を踏まえた追加点検の結果、これらの設備に異常は確認されなかったことから、解析の結果は裕度を有していたものと考えられる。以上を総合的に評価し、設備健全性を満足するものと評価した。

系統レベルの点検・評価については、実施した全 29 試験において判定基準を

満足すると共に、地震による影響を確認するために実施した重点的に確認する項目においても異常は確認されなかった。このため、系統機能が正常に発揮されることを確認した。なお、系統レベルの点検・評価においては、試験中に 2 事象の不適合が確認された。このうち、1 事象は原子炉保護系インターロック機能試験で確認された設備に関する不適合であり、地震の影響によるものではなく、異常が確認された部品の取替を行った上で再試験を実施し、異常のないことを確認した。また、設備に関連しない不適合事象は、非常用ディーゼル発電機定格容量確認試験で確認された品質保証に関する不適合事象（書類の記載不足）であり、試験の成立性に影響を及ぼさないものであった。以上の結果から、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。

今回実施した 5 号機の設備健全性に係る点検の結果、地震の影響ではない経年劣化等（「原子炉モードスイッチ内部機構部品であるブラケットの劣化事象」等）の知見については、保全プログラムへの反映等を実施していく。

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	配管支持装置（スナッパ）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-2-3	余震による疲労への影響
添付資料-2-4	地震入力の3方向成分を考慮した解析
添付資料-3-1	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-3-2-1	原子炉補機冷却水系配管における原子力安全・保安院指示事項に対する対応及び総合評価について
添付資料-3-2-2	原子炉冷却材再循環系配管及び支持構造物の総合評価について
添付資料-3-3-1	ジェットポンプウエッジのずれ事象について
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）

- 添付資料-5-1 系統機能試験結果一覧
- 添付資料-5-2 重点的に確認する項目の確認結果一覧
- 添付資料-5-3-1 系統機能試験にて確認された異常（不適合）事象の評価一覧
- 添付資料-5-3-2 原子炉保護系インターロック機能試験にて確認された異常（不適合）事象について
- 添付資料-5-4 系統健全性の評価結果一覧

9. 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）
- 参考資料-2 設計条件での評価が有する保守性
- 参考資料-3 柏崎刈羽原子力発電所5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-4 軽油タンクと移送ラインの点検結果について
- 参考資料-5 5号機における不適合事象の処理状況について
- 参考資料-6 当社原子力発電所における配管の時刻歴解析結果に対する妥当性の確認が不十分であった件についての原因と再発防止対策の概要

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 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