

# 柏崎刈羽原子力発電所7号機

新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る  
点検・評価に関する中間とりまとめ（報告書）  
（案）

平成20年3月27日

東京電力株式会社

## 目 次

1.	はじめに.....	1-1
2.	地震の概要.....	2-1
2.1	新潟県中越沖地震の概要.....	2-1
2.2	柏崎刈羽原子力発電所での観測結果.....	2-1
2.3	7号機での観測結果.....	2-4
2.4	7号機の状況.....	2-5
3.	中間報告書の概要.....	3-1
3.1	中間報告書の位置づけ.....	3-1
3.2	点検・評価に関する基本的な考え方.....	3-1
3.3	品質保証.....	3-2
3.4	実施体制.....	3-2
4.	設備点検.....	4-1
4.1	点検対象設備.....	4-1
4.2	点検方法の策定.....	4-1
(1)	点検対象設備の分類.....	4-1
(2)	各機種の点検方法.....	4-2
4.3	予め計画する追加点検.....	4-4
4.4	各機種の設備点検結果.....	4-9
(1)	基本点検の状況.....	4-9
(2)	追加点検の状況.....	4-9
(3)	7号機以外で確認された不適合事象に関する点検の状況.....	4-10
4.5	力量管理.....	4-18
(1)	目視点検要員の力量確認.....	4-18
(2)	非破壊試験要員の（目視検査要員を除く）の力量確認.....	4-18
5.	地震応答解析について.....	5-1
5.1	解析評価方針.....	5-1
5.2	解析評価方法.....	5-3
(1)	地震応答解析の概要.....	5-3
(2)	構造強度評価の方法.....	5-4
(3)	動的機能維持の評価方法.....	5-6

5.3	解析結果.....	5-6
(1)	構造強度評価結果.....	5-6
(2)	動的機能維持評価結果.....	5-7
5.4	解析の考察.....	5-28
6.	総合評価.....	6-1
6.1	総合評価の方法.....	6-1
6.2	総合評価結果.....	6-4
7.	添付資料.....	7-1
8.	参考資料.....	8-1

## 1. はじめに

柏崎刈羽原子力発電所7号機については、「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、原子力安全・保安院に提出した「柏崎刈羽原子力発電所7号機 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」に基づき点検・評価を実施している。

現時点において、特に原子炉安全上重要な設備を中心に設備点検ならびに地震応答解析が概ね終了したことから、本報告書ではこれらの結果について取り纏めるとともに、重要な機器についての総合評価を実施したものである。

## 2. 地震の概要

### 2.1 新潟県中越沖地震の概要

平成19年7月16日午前10時13分頃、新潟県中越沖において、大きな地震が発生し、新潟県と長野県で最大震度6強を観測した他、北陸地方を中心に東北地方から近畿・中国地方にかけて広い範囲で地震動が観測された。気象庁発表によれば、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。

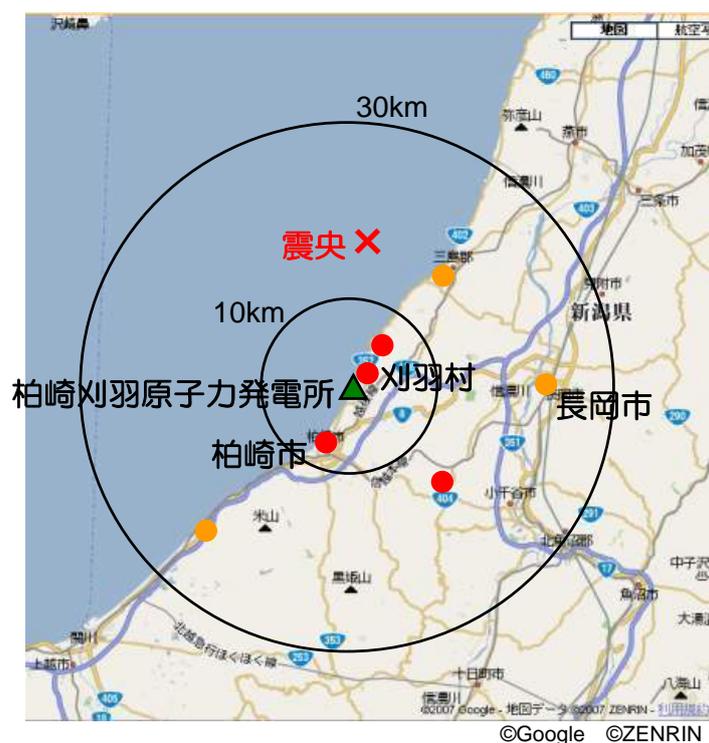


図-2.1：新潟県中越沖地震震央と柏崎刈羽原子力発電所

### 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に示す。各号機の原子炉建屋基礎版上の観測波（東西方向）を図-2.3に示す。全号機で顕著なパルス波が発生しており、特に1号機側で時刻歴の後半に大振幅のパルスが見られる。一方、5号機側では波形後半のパルスが低減されているのが確認できる。原子炉建屋基礎版上の最大加速度および設計値を表-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。これは、設計値273galに対し約2.5倍の加速度に達している。1号機から4号機側では、設計値に対す

る加速度が約 2~3.6 倍に対し，5 号機から 7 号機側では約 1.2~1.7 倍と少なくなっている。

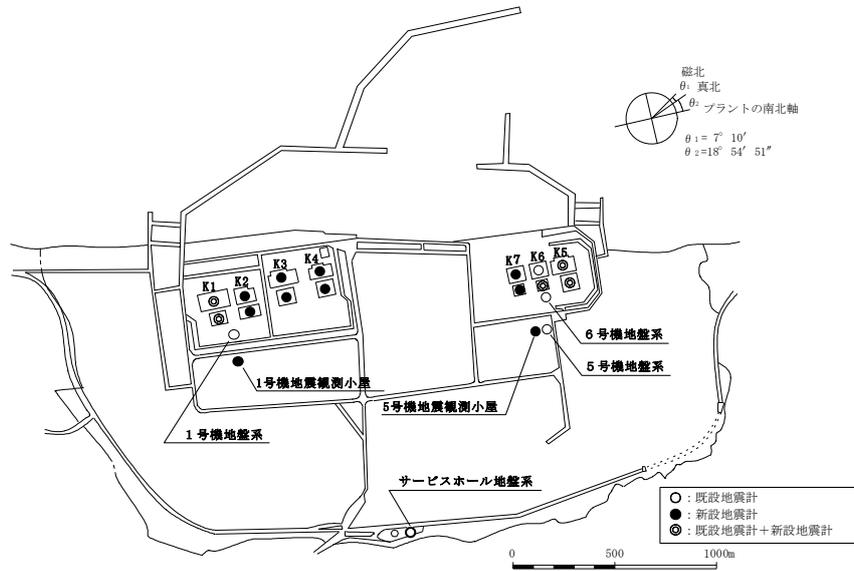


図-2.2：柏崎刈羽原子力発電所 地震計配置

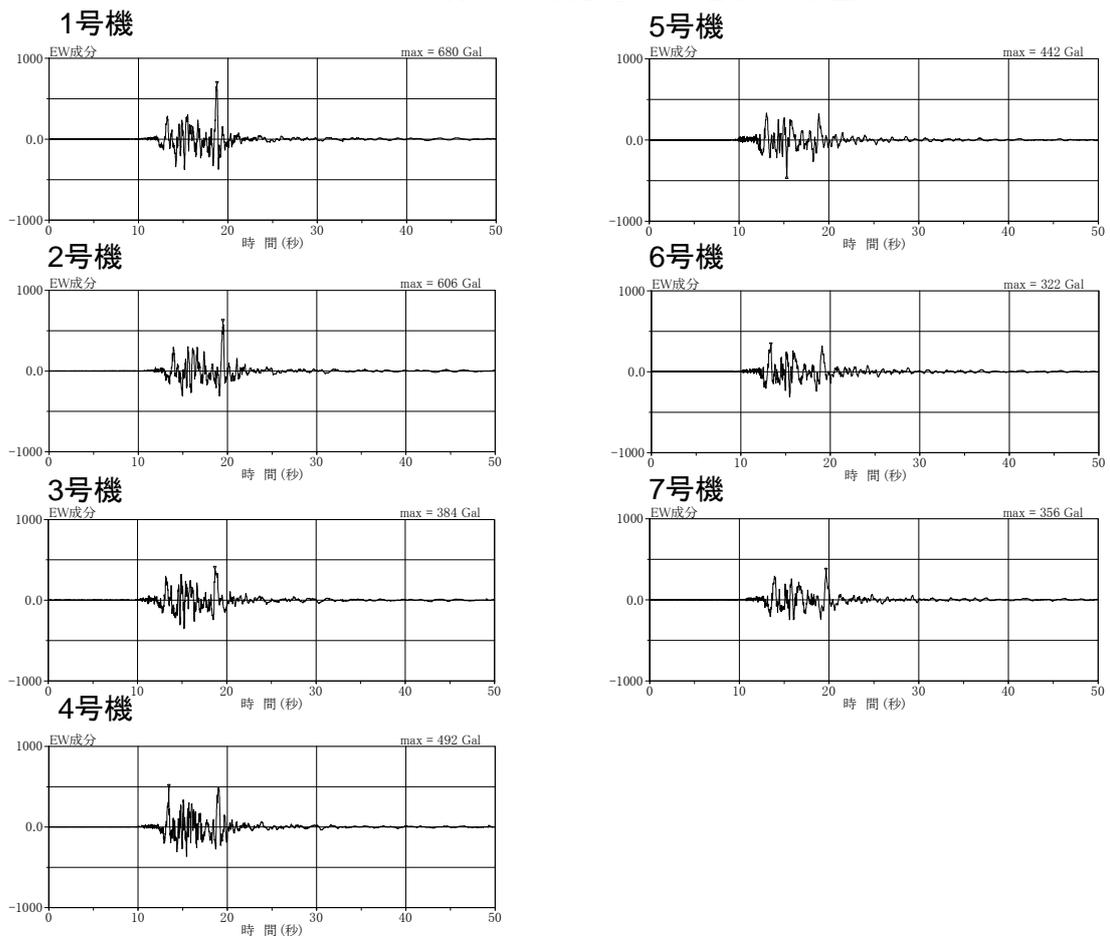


図-2.3：原子炉建屋基礎版上の観測波（東西方向）

表-2.1：柏崎刈羽原子力発電所 原子炉建屋基礎版上の観測最大加速度

観測値		南北		東西		上下	
		観測	設計	観測	設計	観測	設計
1号機	最下階 (B5F)	311	274 (188)	680	273 (189)	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)

また、図-2.4に1号機原子炉建屋基礎版上の加速度応答スペクトルを、設計時の基準地震動（El Centro, Taft, Golden Gate）と観測記録とで比較したものを示す。観測記録が設計時の基準地震動を上回っていることがわかる。この傾向は、2～7号機すべての号機にて共通のものである。

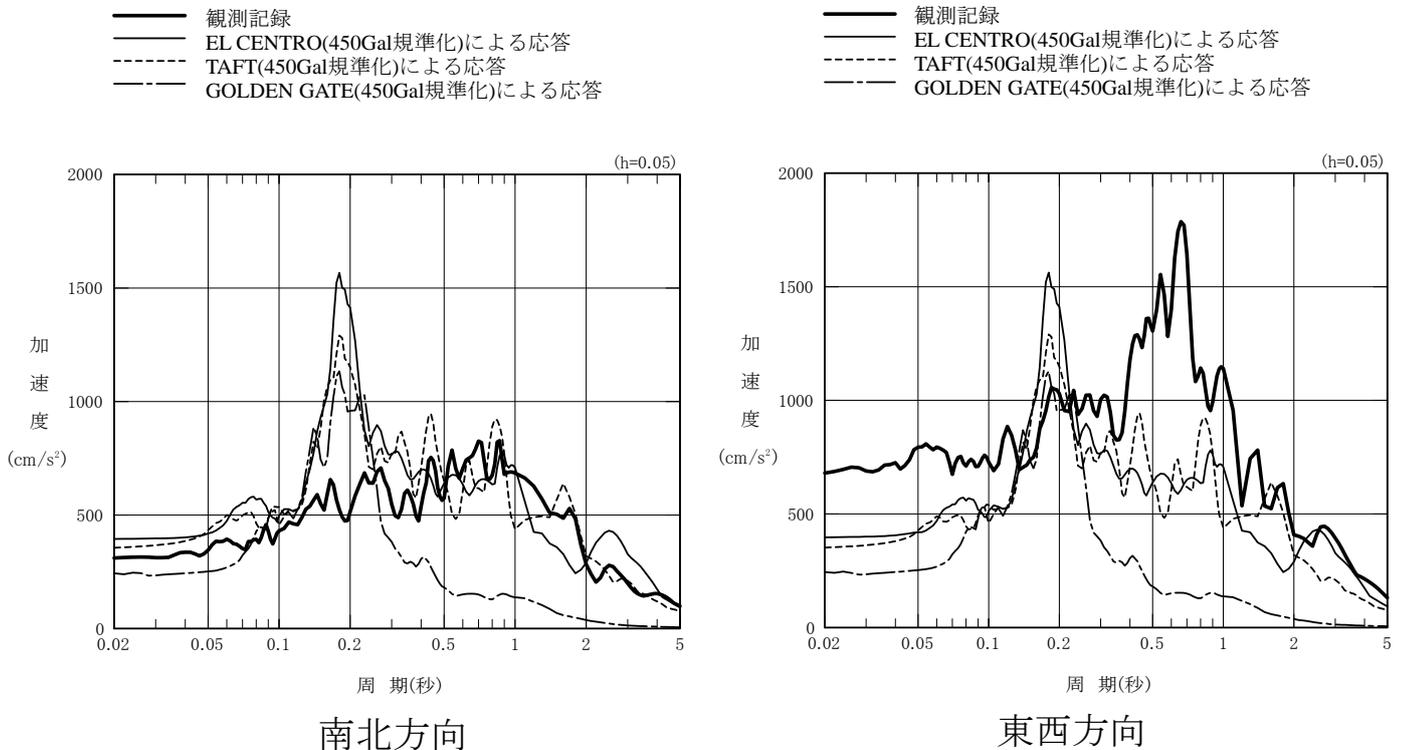


図-2.4：1号機 原子炉建屋基礎版上の加速度応答スペクトル

以上より、現状で考えられる中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所での観測結果の特徴は下記のとおりといえることができる。

- ① ほぼ全周期帯で設計時の加速度応答を上回っている。
- ② 1～4号機の揺れが5～7号機の揺れより大きく、この相違は後続パルスの振幅に起因している。

### 2.3 7号機での観測結果

7号機の地震計の配置図を図-2.5に、地震波観測結果を図-2.6に示す。原子炉建屋基礎版上の最大加速度は、設計時の基準地震動 263gal に対し東西方向で 356gal であった。

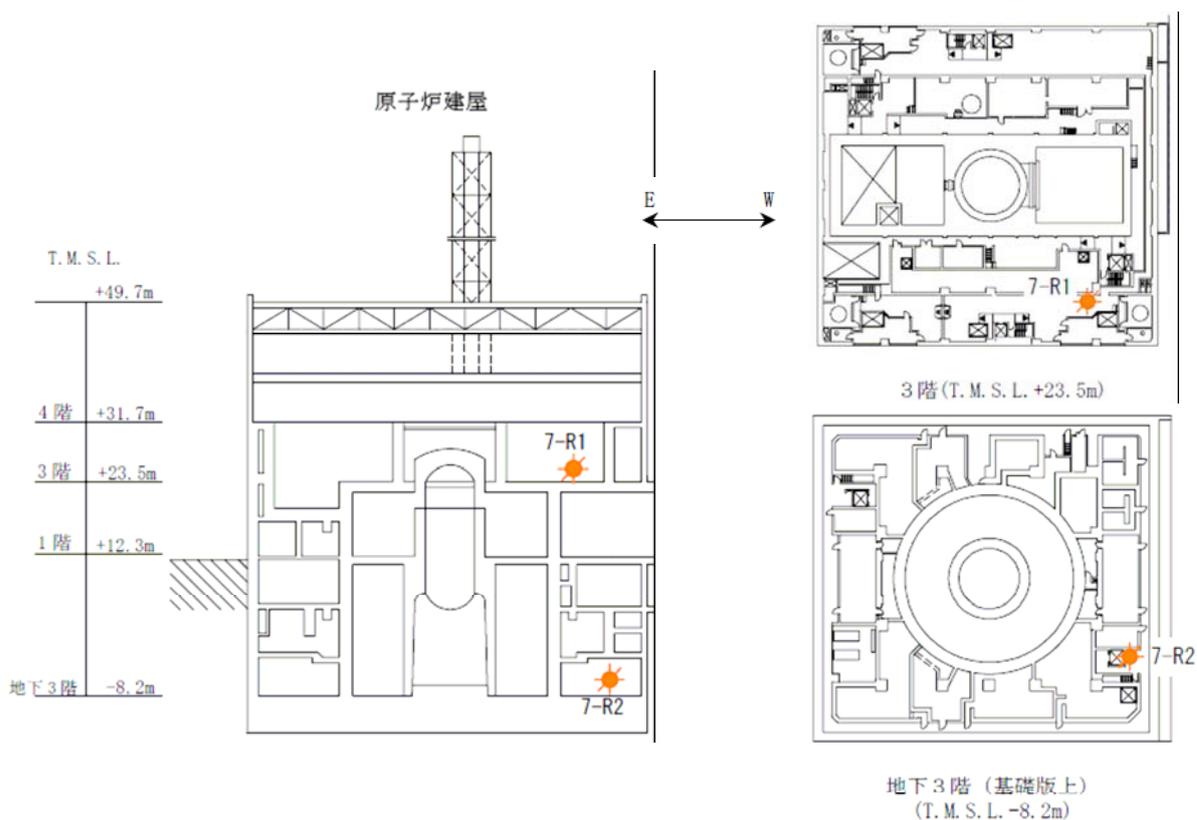


図-2.5 : 7号機原子炉建屋地震計配置図 (赤星部)

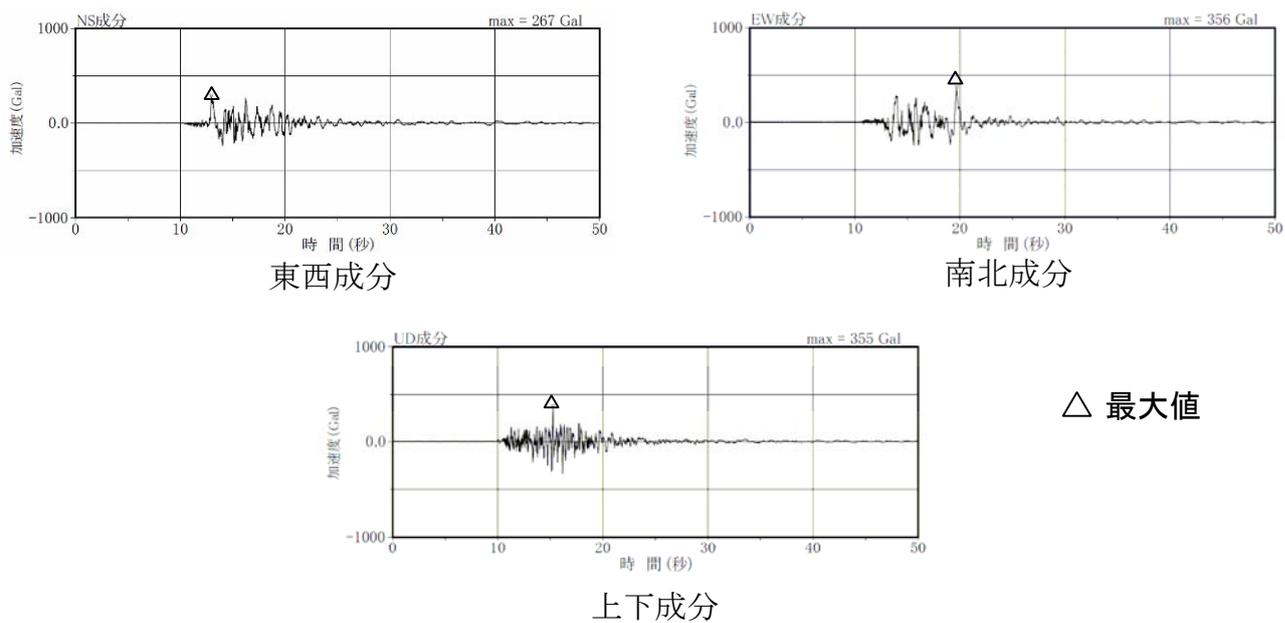


図-2.6：7号機原子炉建屋基礎版上地震波観測記録

## 2.4 7号機の状況

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

### 3. 中間報告書の概要

#### 3.1 中間報告書の位置づけ

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」に基づき点検・評価作業を実施してきた。

本報告書の位置づけは、

- 設備点検作業が進捗し、原子炉安全上重要な設備について、目視点検、作動試験等の基本点検が概ね終了したこと（漏えい試験等を除く）（4月中旬断面における見込み）、
- 原子炉建屋に設置されている耐震安全上重要度が高い設備について、地震応答解析の結果が得られたこと

から、現段階における設備の健全性について評価を行うものである。

#### 3.2 点検・評価に関する基本的な考え方

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 参照）

- 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。

- 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。
- 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。

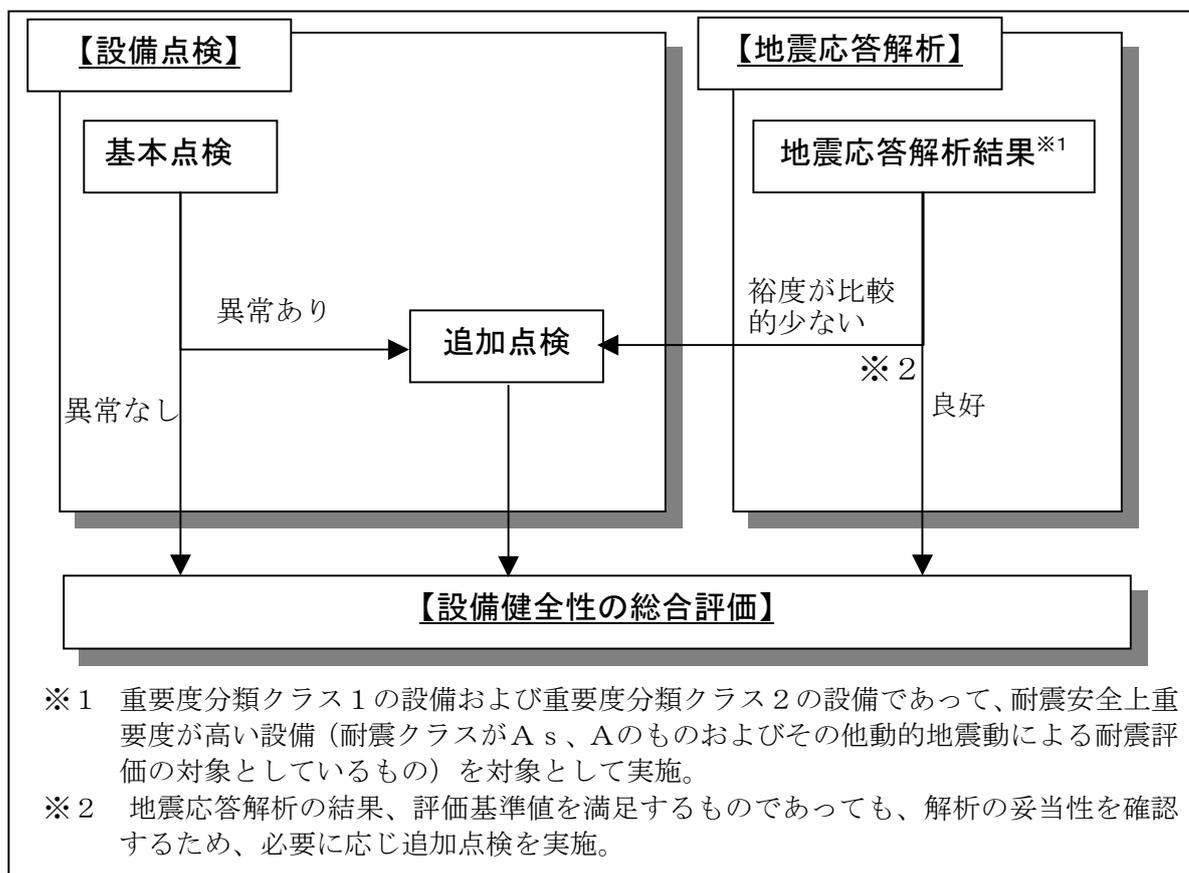


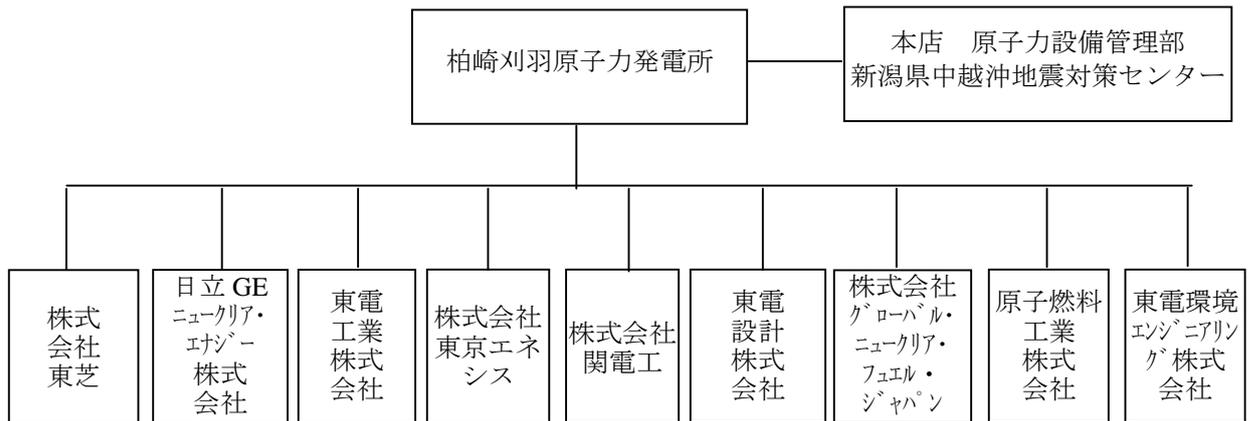
図-3.1 点検・評価の全体フロー

### 3.3 品質保証

品質保証活動については、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定にて適用している「原子力発電所における安全のための品質保証規定（JEAC4111-2003）」に基づき行っている。

### 3.4 実施体制

点検・評価の主要な体制については、図-3.2のとおり。



※ 主要な体制を記載

図-3.2 点検・評価体制

## 4. 設備点検

### 4.1 点検対象設備

点検対象設備は、電気事業法に基づく事業用電気工作物の工事計画書に記載のあるすべての設備とした。耐震上考慮している支持構造物等については、工事計画書に記載がない場合も点検対象とした。廃棄設備等の他号機との共用設備に関しては、各設備の工事計画を申請している号機にて結果を報告する。

なお、必要に応じて、以下の考え方に基づき代表設備または代表部位を選定し点検を実施している（「4.3 各機種の点検結果」参照）。

- 同一の設備が複数存在する場合は、地震応答の観点から、点検対象設備を選定する。
- 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点検対象設備を選定する。

### 4.2 点検方法の策定

#### (1) 点検対象設備の分類

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、原子力発電所耐震技術指針<sup>\*1</sup>における機種分類を参考に、点検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 参照）

表-4.1 点検対象設備分類一覧

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

※ 原子炉建屋等の建物・構築物については、その構造特性に応じた点検および構造評価を行うこととする。

## (2) 各機種の点検方法

設備点検では、各設備が大きな地震動を受けたことに鑑み、本地震による各設備への影響を整理し、それに応じた点検方法を策定することが重要と考えた。すなわち、地震による設備の損傷形態を整理した上で、それぞれの損傷形態に応じた点検方法を選定した。また、整理した損傷部位において、特に地震荷重により影響を受けやすいと考えられる箇所を「発生の可能性が高いと想定されるもの」とし、重点的に点検すべき箇所を、明確にした (添付資料 4-1 参照)。

なお、個別機器の点検にあたっては、整理した機種ごとの点検方法を参考に、要領書等を定めて点検を実施している。

#### a. 動的機器

動的機器については、回転機能および水力性能等が要求されている。これら機能の喪失には各部材の損傷、変形が想定される。これら損傷要因の検出には、外観の目視点検や作動試験が有効と考えた。

- 基本点検：目視点検，作動試験，漏えい試験，等
- 追加点検：分解点検等

なお、作動試験等の評価にあたっては、通常之作動試験時の判定基準を用いて、評価を実施することを基本とするが、診断技術の活用<sup>※1</sup>、過去の作動試験時の記録（地震前データ）と比較も可能な範囲で実施することにより、地震による異常の発生を確実なものとした。

※1：診断技術の活用にあたっては、現在発刊準備中の「JEAG4221-2007 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」を参考に主に振動診断（振動速度値の管理と異常な振動周波数の有無）を実施し、内部構造物の異常検出を行う。

#### b. 静的機器

静的機器は、配管、熱交換器等の機器が該当し、内部に流体を保持する機器に対しては耐圧、強度等が要求されている。また、計器、変換器、モニタ設備等の電気・計装設備に対しては電路の健全性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、各部材の変形、割れ等の損傷が想定され、これらの損傷要因の検出には目視による確認や漏えい試験等が有効と考えた。

- 基本点検：目視点検，漏えい試験，機能確認等
- 追加点検：非破壊試験，分解点検等

### c. 支持構造物等

各機器の支持構造物は、地震力による影響が特に大き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内容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、機器の支持機能が要求されている。

地震力により支持構造物本体の変形等やコンクリート定着部等の損傷（基礎ボルトの損傷、コンクリートの割れ）等が想定されるが、これらの確認には、変形や移動痕等に対する目視点検等が有効と考えた。

- 基本点検：目視点検，打診試験
- 追加点検：非破壊検査，表面検査，走行試験等

機種ごとの具体的な点検方法については添付資料 4-1 に示す。

## 4.3 予め計画する追加点検

I. 点検と解析による確認により、十分に健全性の評価が可能であるものと考え  
るが、機能上影響のない微細なきず等についても念のために把握するとの観  
点からあらかじめ計画する追加点検を実施する。

- ①：一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）
- 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  
（ノズル，建屋貫通部等）
- ③：構造が複雑でかつ性能に対する地震の影響が懸念される動的機器

II. 現在のプラント状態では基本点検の実施が困難な設備で、類似仕様の他設備  
の追加点検をもって代替とするため、あらかじめ計画する追加点検を実施す  
る。

- ①：高温状態等において基本点検が可能となる設備

具体的な点検範囲とその理由については、「表-4.3.1 予め計画する追加点検範囲と実施理由」に、また具体的な対象設備については、「表-4.3.2 予め計画する追加点件対象機器一覧表」に記載する。

表-4.3.1 予め計画する追加点検範囲と実施理由

種 別	追加点検理由	予め計画する 追加点検範囲
動的機器	【Ⅰ】基本点検での確認が困難な、機能上影響のない微細なきず及び変形の有無を確認することにより、地震による影響をより精緻に確認し知見を拡充するため	機種及び建屋ごとに代表 1 機器
	【Ⅱ】基本点検の実施が困難な機器に関して、健全性を事前に確認するため	駆動源が蒸気である等の理由により、作動試験が実施出来ない機器
配管	【Ⅰ】地震応答解析の結果、許容応力を下回る箇所に対しても異常が発生していないことを念のために確認するため	地震応答解析の結果、他の箇所に比べて地震の影響が比較的大きい箇所
	【Ⅰ】地震によって相対変位が生じる可能性が高い建屋間貫通部近傍における異常が発生していないことを念のために確認するため	建屋間貫通部に施設される箇所
	【Ⅱ】基本点検の実施が困難な機器に関する健全性を事前に確認するため	内包する流体が蒸気である等の理由により、現時点で運転圧による漏えい確認ができない箇所
原子炉 圧力容器	【Ⅰ】地震によって相対変位が生じる可能性が高い箇所（ノズル部）における異常が発生していないことを念のために確認するため	ノズルセーフエンド
基礎部	【Ⅰ】地震の応答が直接伝搬される部分であり、基礎ボルトにおいて、塑性変形による伸びやせん断応力による緩み等の異常が発生していないことを念のために確認するため	機種ごとに代表 1 機器及び原子炉建屋フロアごとに代表 1 機器
支持構造物 等	【Ⅰ】一般的に地震による影響が大きいと考えられる支持構造物に異常が発生していないことを念のために確認するため（配管系点検箇所と同様箇所）	建屋間貫通部に施設される配管近傍のサポート等
	【Ⅱ】基本点検の実施が困難な機器に関して、健全性を事前に確認するため	メカニカルスナバ

表-4.3.2 予め計画する追加点件対象機器一覧表 (1/2)

種 別		点検方法	実施範囲 (計画)
動的 機器	【Ⅰ】機種及び建屋 ごとに代表 1 機器	分解点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却海水ポンプ</li> <li>ほう酸水注入系ポンプ</li> <li>燃料プール浄化系ポンプ</li> <li>非常用ガス処理系排風機</li> <li>主蒸気隔離弁 等</li> </ul> <b>合計約 50 機器</b>
	【Ⅱ】駆動源が蒸気 である等の理由に より, 作動試験が実 施できない機器	分解点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系ポンプ タービン</li> <li>原子炉給水系ポンプタービ ン 等</li> </ul> <b>合計約 20 機器</b>
			<b>70 機器 (全 370 機器)</b>
配管	【Ⅰ】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※ (解析範囲で 1 カ所) 硬さ試験※ (解析範囲で 1 カ所)	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気系</li> <li>ほう酸水注入系</li> <li>原子炉冷却材浄化系</li> <li>非常用ガス処理系</li> <li>高圧炉心注水系</li> <li>原子炉隔離時冷却系 等 As, A クラス配管</li> </ul> <b>12 系統 (全 12 系統)</b> (※は可能な範囲で実施)
	【Ⅰ】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 (※)	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気系</li> <li>給水系</li> <li>原子炉補機冷却系</li> <li>高圧炉心注水系</li> <li>液体廃棄物処理系 等</li> </ul> <b>約 20 箇所 (全 20 箇所)</b> (※は可能な範囲で実施)
	【Ⅱ】内包する流体 が蒸気である等の 理由により, 現時点 で運転圧による漏 えい確認ができな い箇所	詳細目視点検 浸透探傷試験 (すみ肉溶接部)	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気系</li> <li>原子炉隔離時冷却系</li> <li>抽気系 等</li> </ul> <b>8 系統 (全 8 系統)</b>

表-4.3.2 予め計画する追加点件対象機器一覧表 (2/2)

種 別		点検方法	実施範囲 (計画)
原子炉 圧力容器	【 I 】ノズルセーフ エンド	浸透探傷試験 (※1) 超音波探傷試験 (※2)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧注水ノズルセーフエンド (N6A,B,C)</li> </ul> 等  <b>約 20 箇所 (全 30 箇所)</b> (※1 は可能な範囲で実施) (※2 は解析結果を踏まえて 代表を選定して実施)
基礎部	【 I 】機種ごとに代 表 1 機器及び原子 炉建屋フロアごと に代表 1 機器	詳細目視点検 トルク確認 (全数の 10%) 超音波探傷試験 (全数の 10%)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力容器 (120 本/12 本)</li> <li>・ 原子炉補機冷却系サージタン ク (20 本/2 本)</li> <li>・ ほう酸水注入系タンク (20 本 /2 本)</li> <li>・ 主蒸気逃し安全弁逃し弁機能 用アキュムレータ</li> <li>・ ディーゼル機関 (20 本/2 本)</li> <li>・ ディーゼル機関発電機 (14 本 /2 本)</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器 (8 本 /2 本) 等</li> </ul> <b>代表機器基礎ボルトの約 10%</b>
支持構造物 等	【 I 】建屋間貫通部 に施設される配管 近傍のサポート等 (配管に準ずる箇 所)	浸透探傷試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 主蒸気系</li> <li>・ 給水系</li> <li>・ 原子炉補機冷却系</li> <li>・ 高圧炉心注水系</li> <li>・ 液体廃棄物処理系 等</li> </ul> <b>約 20 箇所 (全 20 箇所)</b>
	【 II 】メカニカルス ナバ	低速走行試験	メカニカルスナバ  <b>約 10%</b>

#### 4.4 各機種の設備点検結果

各機種の設備点検結果については、設備点検で異常が確認されたもの及び全体の概要を以下に纏めるとともに、機器毎の点検結果を添付資料 4-2 に示す。なお、7) 冷凍機、10) ダンパ、39) 空調ダクトについては、7号機点検・評価計画書の対象設備に含まれないため、本報告書の対象外とした。なお、設備点検の結果及び評価の詳細については「6. 総合評価」に記載する。

##### (1) 基本点検の状況

設備の基本点検の状況（3月中旬時点）については以下の通りである。

目視点検	約 980 / 1,400 機器
作動試験	約 120 / 300 機器
漏えい確認	約 120 / 800 機器
機能確認	約 530 / 700 機器

上記点検の結果、現状で「異常あり（不適合）」と判定されたものは、34件であった。（表-4.4 参照）これらのうち23件については追加点検を実施し、6件については今後追加点検を実施する予定である。なお、基本点検で異常が確認され、軽微な補修・取替等の現状復旧により対応が可能と判断された5件については適宜対応を行っている。

（参考）原子炉安全上重要な機器の点検状況（3月中旬時点）

目視点検	約 700 / 790 機器
作動試験	約 110 / 190 機器
漏えい確認	約 110 / 520 機器
機能確認	約 370 / 410 機器

##### (2) 追加点検の状況

地震応答解析の結果、裕度が比較的低いと判断された設備はなく、それによる追加点検の対象設備は選定されなかった。また、あらかじめ計画する追加点検については、順次点検を実施している。

### (3) 7号機以外で確認された不適合事象に関する点検の状況

7号機以外で確認された主な不適合事象のうち、「点検・評価計画書」対象設備に関する不適合事象は11件であった。

このうち、7号機においても水平展開を図るべき事象は7件（6件は変圧器関連の不適合事象）である。現在までに変圧器関連の不適合について水平展開を実施中であり、原子炉建屋天井クレーンの不適合について原因および対策を検討中である。水平展開を実施中および検討中のものは、以下のとおり。

- a. 所内変圧器3B火災（3号機）、励磁変圧器基礎部のズレ・電源母線ダクトのズレ（1～3号機）、主変圧器基礎部のズレ（1号機）、所内変圧器基礎部のズレ・電源母線ダクトのズレ（2号機）（変圧器関連 6件）（不適合管理グレード：As, A）

地震発生直後、3号機所内変圧器で火災が発生した。原因は、所内変圧器の基礎と電源母線ダクトの基礎の不等沈下に伴い、落下したダクトと接続端子が接触したことにより発生した短絡・地絡電流による火花が、変圧器から漏れ出た絶縁油に引火したものと考えられる。なお、所内変圧器とタービン建屋の間には防火壁があるため、延焼の恐れはなかった。また、1～3号機の励磁変圧器、主変圧器、所内変圧器においては、基礎部のずれ、電源母線ダクトのズレが確認された。

7号機については、変圧器の基礎部のズレおよび電源母線ダクトのズレは確認されなかったが、1～3号機で確認された変圧器基礎と電源母線ダクト基礎の不等沈下事象に対する対策の水平展開として、基礎の杭基礎化および接続ダクト部基礎と変圧器基礎の一体化工事を実施中である。

- b. 原子炉建屋天井クレーンユニバーサルジョイントに破損確認（6号機）（不適合管理グレード：As）

6号機原子炉建屋天井クレーンの目視点検を行ったところ、クレーンを駆動させるユニバーサルジョイントの3箇所破損を確認した。

地震発生時、原子炉建屋天井クレーンは停止している状態であり、走行車輪は電動機側に設置されているブレーキが掛かっている状態であったが、地震動

により強制的にクレーンの走行方向（東西方向）の力が発生し，走行車輪に回転しようとする力が作用したため，ブレーキによる電動機側の回転を阻止する力の相反する作用により，走行車輪と電動機の上に位置するユニバーサルジョイントに過大なトルクが発生し，クロスピンが破損したものと推定した。

7号機原子炉建屋天井クレーンは，6号機とは構造が異なりユニバーサルジョイントを使用していないが，駆動伝達部における対策の要否について，現在検討を行っている。

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表（1/6）

事象 通し番号	設備 通し番号	動的/ 静的	機種名	機器名	安全 重要度	耐震 重要度	不具合部品	基本点検	結果	追加点検	結果	評価	対策
1	1	動的	横形ポンプ	タービン駆動原子炉 給水ポンプ(B)	クラス3	B	軸継ぎ手	目視点検	分解点検と合わせて実施	分解点検 (予め実施する 追加点検)	軸継ぎ手面にへこみ が確認された。	地震発生以前に当該事 象は確認されており、経 年的な劣化と考えられ る。	地震の影響も含めて確 認を行う。
2	2	動的	ポンプ駆動用 タービン	原子炉給水ポンプ駆 動用タービン(B)	クラス3	B	軸受油切り	目視点検	分解点検と合わせて実施	分解点検 (予め実施する 追加点検)	軸受油切り部(車軸と 油切り歯先部)につい て接触痕を確認	地震発生以前に当該事 象は確認されており、経 年的な劣化と考えられ る。	地震の影響も含めて確 認を行う。
3	3	動的	電動機	原子炉冷却材再循 環ポンプMGセット (A)(B)	クラス3	C	ローターシャフ ト	目視点検 作動試験	目視:電動機停止状態 でローターシャフトの マグネチックセンター ゲージがずれているこ とを確認した。 作動:停止時にはずれ を許容するものである が、念のため作動試験 時に運転状態の位置 確認を行う。	-	-	ずれを許容するもので あり地震によるもので はない	なし
4	4	動的	電動機	高圧ドレンポンプ電 動機	クラス3	B	ローターシャフ ト	目視点検	目視:電動機停止状態 でローターシャフトの マグネチックセンター ゲージがずれているこ とを確認した。 作動:停止時にはずれ を許容するものである が、念のため作動試験 時に運転状態の位置 確認を行う。	-	-	ずれを許容するもので あり地震によるもので はない	なし
5	5	動的	ファン	SGTS排風器(A)	クラス1	AS	軸受け部品	目視点検	ファン側軸受とモータ 側軸受の間に設けられ るスペーサに緩みを確 認した。原因はスペー サ、軸受け取付時の組 立不良であると想定さ れる。	分解点検 (予め実施する 追加点検)	原因はスペーサ、軸 受け取付時の組立不良 であり地震の影響では ない。	地震の影響が原因では なく組立時の施工不良 が原因。	スペーサを交換し、適 切に取付を行った。(完 了)
6	6	動的	弁	G31-F002 (CUW内側隔離弁)	クラス1	AS	駆動部	目視点検	原子炉建屋 上部ドライ ウエル内に設置されて いるG31-F002の弁駆 動部のギアボックス部 から油がにじみ出してい るが確認された。	分解点検	駆動部の分解を行い、 ギアボックス内に損 傷・変形などの異常の 無いことを確認した。	前回定検より油が確認 されているものであり、 経年的なパッキン劣 化と判断した。	パッキンの交換を行う。

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表（2／6）

事象 通し番号	設備 通し番号	動的/ 静的	機種名	機器名	安全 重要度	耐震 重要度	不具合部品	基本点検	結果	追加点検	結果	評価	対策
7	7	動的	弁	B21-F002C (内側主蒸気隔離 弁)	クラス1	AS	漏えい率	目視点検 機能確認	・目視点検の結果、異常 の無いことを確認。 ・機能確認として、主蒸気 隔離弁漏えい率検査(停 止後)を実施し、漏えい量 が大きいことから、追加 点検として分解点検実 施。	分解点検	今後予定	通常の使用に伴う漏え い率の超過であり、地震 の影響ではないと思われ るが、分解点検で原因 究明を行う。	分解点検により点検手 入れを行う。
8	8	動的	弁	T31-F003 (不活性ガス系S/C バージ用入口隔離 弁)	クラス1	AS	駆動部	目視点検 作動試験	・目視点検を実施し異常 の無いことを確認した。 ・作動試験時、駆動部上 部パッキン箱よりエア リークを確認。 ・追加点検として、駆動部 の分解点検を行う。	分解点検	・パッキン面に塗装片 が付着していることを 確認した。 ・その他内部構成部品 に異常は確認されな かった。	パッキン面に塗装片が 付着していたことにより、 エアリークが発生した。 地震の影響ではない。	パッキン交換及びシート 面の手入れを実施。 作動確認を行い異常の ないことを確認した。(完 了)
9	9	動的	弁	SRV	クラス1	AS	SRV付属品L VDT(開度計) のロッド折損	目視点検 漏えい確認 作動試験	目視点検、作動試験の結 果、異常のないことを確 認。 今後漏洩確認を行って いく予定である。	分解点検 (予め実施する 追加点検)	SRVの付属品であるL VDT(開度計)のロッド 部に損傷が確認された。 その他部品について は異常は認められな かった。	破断面のSEM観察の結 果、疲労破壊であると判 定。 今後、詳細検討を行う。	同型同品へ交換予定
10	10	動的	非常用ディーゼ ル発電機	D/G(A) 空気圧縮機	クラス3	AS	吸入フィルター	目視点検	スポンジ製吸入フィル ターの劣化が認められ た。	分解点検 (予め実施する 追加点検)	劣化は確認されたが、 通常の経年劣化によ る状態と同様の状態 であった。	地震による影響ではな く、経年劣化による腐食 である。	フィルタの交換した。(完 了)
11	11	動的	制御棒	制御棒	クラス1	AS	ハフニウムフ ラットチューブ 型 制御棒	目視点検	ハンドルのガイドローラ 部に軽微なひびが確認さ れたが、従来から確認さ れており、健全性上問題 のないものであり、追加 点検は行わない。	-	-	従来から確認されてお り、健全性上問題のない ものであり、地震の影響 ではない。	-

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表 (3/6)

事象 通し番号	設備 通し番号	動的/ 静的	機種名	機器名	安全 重要度	耐震 重要度	不具合部品	基本点検	結果	追加点検	結果	評価	対策
12	12	動的	制御棒駆動機構	制御棒駆動機構	クラス1	AS	分離検出	目視点検 作動点検	<p>目視: 制御棒駆動機構ハウジング、取付ボルト、スクラム配管等について確認可能な範囲で目視点検し、異常の無いことを確認した。</p> <p>作動: スクラム機能を含めた通常動作も合わせて、基本点検としてフリクション試験(制御棒駆動ストロークの撓動抵抗確認)、常駆動試験(電動駆動動作確認)、スクラム試験(スクラム時間の測定)を実施する予定である。</p>	<p>分解点検 (予め実施する 追加点検)</p>	<p>バッファースリーブ、ボールネジ等の各部における分解目視点検を実施した。</p> <p>地震による中空ピストンの撓動等も考慮し、撓動痕の状況を含め確認を行い、異常の無いことを確認した。</p>	<p>内部構造部品に異常は確認されず、クラッド等の一時的な干渉による動作不良と判断。</p>	なし
13	13	動的	主タービン	主タービン	クラス3	B	翼(動翼、静翼)、車軸、中間軸受台等	目視点検 作動試験	<p>目視: クラウド、主蒸気止め弁、蒸気加減弁の弁箱について目視点検を実施中である。現段階において著しい損傷は確認されていないが、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に割れが確認されている。</p> <p>作動: 蒸気が発生しなければ作動試験が実施できないため、未実施であり、追加点検を実施している。</p>	<p>分解点検 非破壊試験</p>	<p>主タービンの分解時の目視点検と非破壊検査において、通常の劣化である蒸気による浸食等の他に、地震の影響と考えられる翼(動翼と静翼)、車軸の接触痕・傷等が確認された。</p> <p>また、低圧タービン(C)において、低圧翼付根部に損傷が確認されている。</p>	調査中	原因について調査し、対応について検討中。

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表（4／6）

事象 通し番号	設備 通し番号	動的/ 静的	機種名	機器名	安全 重要度	耐震 重要度	不具合部品	基本点検	結果	追加点検	結果	評価	対策
14	15	動的	発電機	発電機	クラス3	C	ブラシホル ダー	目視点検	分解点検と合わせて実施	分解点検	発電機コレクタリング ブラシホルダーのリ テーナがコレクタリング と接触して変形してい ることを確認。	地震の影響による接触	当該ブラシホルダーにつ いて取替えを実施する 予定
15					クラス3	C	コレクタハウジ ング防風板	目視点検	分解点検と合わせて実施	分解点検	回転子シャフトとコレク タハウジングの防風板 が接触していることを 確認。	地震の影響による接触	防風板の取替えを実施 する予定
16					クラス3	C	センターキー	目視点検	分解点検と合わせて実施	分解点検	発電機脚板底面とソール プレート間の溝に挿 入したキーが若干変 形。	地震の影響により変形	再使用
17					クラス3	C	脚板下ライ ナー	目視点検	分解点検と合わせて実施	分解点検	発電機脚板下に挿入 したライナーがはみだ していることを確認。 一部ライナーの損傷が 確認された。	地震の影響による損傷	損傷したライナーは取替 えし、正規の位置に戻 す。
18					クラス3	C	油切	目視点検	分解点検と合わせて実施	分解点検	軸受廻りの油切と回転 子が接触していること を確認。	地震の影響による損傷	油切歯部の植替を実施 する予定
19					クラス3	C	コレクタファン デフレクター	目視点検	分解点検と合わせて実施	分解点検	コレクタファンとコレク タファンデフレクターが 接触していることを確 認。	地震の影響による接触	ファンデフレクターの取 替えを実施する予定。
20					クラス3	C	アライメント キー	目視点検	分解点検と合わせて実施	分解点検	コレクタ側アライメント キーに傷があることを 確認。	地震の影響による	再使用
21					クラス3	C	水素冷却器	目視点検	分解点検と合わせて実施	分解点検	分解前耐圧漏えい試 験にて水室締め付け ボルトから漏えいを確 認。	通例分解前の漏えい試 験を実施していないため 地震との因果関係は不 明。	再組立て後の漏えい試 験において漏えい等異 常の無いことを確認し た。
22					クラス3	C	固定子コイル 楔	目視点検	分解点検と合わせて実施	分解点検	固定子コイル楔の打 音試験にて一部緩み が確認された。	経年劣化	楔の取替え基準に基き 取替えを実施した。
23					クラス3	C	密封油シール リング	目視点検	分解点検と合わせて実施	分解点検	シールリング摺動面に 焼け、線状痕、当たり を確認した。	地震の影響による	シールリングの取替えを 実施する予定。

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表（5／6）

事象 通し番号	設備 通し番号	動的/ 静的	機種名	機器名	安全 重要度	耐震 重要度	不具合部品	基本点検	結果	追加点検	結果	評価	対策
24	16	動的	燃料取替機	燃料取替機	クラス2	B	走行駆動部 カップリング	目視点検	燃料取替機走行駆動部 カップリング合わせボルト の折損が確認された。 尚、ボルトは回収済みで あり、ルースパーツ無し。 カップリング合わせボルト は、2分割構造のカップリ ングを合わせるためのボ ルトである。駆動部カッ プリング部の分解点検を 実施する。	分解検査	駆動部カップリング部 の分解を行い、カッ プリング・キー・シャフト には問題となる損傷は確 認されていない。	地震時の加重がシャフト のトルク方向に作用し、 折損したものと推測され る。	ボルトの交換を行う。 作動試験を行い異常の ないことを確認した。
25									クラス2		B	伸縮管ガイド レール	目視点検
26	17	動的	クレーン	R/B天井クレーン	クラス1	B	クレーントロリ のケーブルベ アがレールか ら逸脱	目視点検	ケーブルベア及びレール に著しい損傷のないこと を確認したのち、ケーブ ルベアをレール上へ復旧 実施。作動確認を実施し 問題の無いことを確認。	—	—	地震の影響による	なし
27	18	静的	復水器 給水加熱器 湿分離器	復水器	クラス3	B	基礎台、水室 蓋、ボルトナ ット内部整流 板、基礎ボル ト	目視点検 漏えい確認	ひび割れ、ズレ跡有り、 ボルトナットの緩み、漏え い痕有、内部整流板の干 渉、基礎ボルトの固着等 を確認	分解点検	当該部の健全性を確 認しているところであ る。現段階において異 常は確認されていな い。	今後予定	対応について検討中。 必要に応じて修理を 実施
28	19	静的	変圧器	主変圧器	クラス3	C	放圧装置	目視点検	分解点検と合わせて実施	分解点検	屋外主変圧器放圧管 より1秒に1滴程度の 油漏れを確認した。放 圧板は変圧器内部の 圧力上昇等に対して、 変圧器本体を保護す るため、放圧動作す るものであり、地震 により変圧器内部の油 面が変動し、安全ピン が動作して放圧板をや ぶり油が滴下したも の想定された。放圧板 および安全ピンの交 換を実施した。	地震の影響によるが、機 器保護のための動作であ り故障ではない。	なし

表-4.4 設備点検により異常が確認された設備一覧表（6／6）

事象 通し番号	設備 通し番号	動的/ 静的	機種名	機器名	安全 重要度	耐震 重要度	不具合部品	基本点検	結果	追加点検	結果	評価	対策
29	20	静的	蓄電池	直流125V 7A No. 4蓄電池	クラス1	AS	セル電圧	目視点検 機能確認	直流125V蓄電池 7A No. 4端子電圧低下を確認した。蓄電池の点検および補水を実施後に均等充電を行い、端子電圧が判定基準値内に復旧したことを確認した。	—	—	経年劣化	なし
30	21	静的	検出器	スラスト軸受磨耗検 出装置 (N31-POE-055A~ C)	クラス3	C	検出器	目視点検	タービン本体との接触により検出部損傷が認められた。	分解点検 単体校正	検出器損傷により計器	地震の影響による	計器交換を実施し、異常の無いことを確認した。
31	22	静的	原子炉格納容 器及び付属機 器	原子炉格納容器	クラス1	AS	原子炉格納容 器内面塗装	目視点検	塗装部に剥離有り。(3箇所) 剥離部について、母材 (ライナー部)の詳細点検 を行う。	詳細目視点検	今後予定	今後予定	今後検討
32	23	静的	原子炉格納容 器及び付属機 器	D/W 生体遮蔽扉	クラス1	B	ストッパー	目視点検	R/B D/W 生体遮へい扉 (340° 人員扉、N3Dノ ズル)ストッパー損傷を確認。 設備点検として目視点検 を実施し、状況を確認す る。	詳細点検	今後予定	今後予定	強度を上げて補修を実施
33	24	静的	支持構造物 (基礎ボルト)	原子炉冷却材浄化 系再生熱交換器	クラス2	B	基礎ボルト (固定側)	目視点検 打診点検	目視点検の結果、異常の ないことを確認した。 打診確認を行ったところ 基礎ボルト(固定側2本) に緩みが確認された。	トルク確認 非破壊検査	今後予定	今後予定	締め付け及びUT
34	25	静的	支持構造物 (基礎ボルト)	気体廃棄物処理系 再結合器	クラス3	B	基礎ボルト	目視点検 打診点検	目視点検:モルタル部と ソールプレートとの間に ずれが確認された。あわ せて基礎ボルトについて 調査したところ16本のう ち10本に緩みが確認さ れた。 打診点検:今後実施予定	トルク確認 非破壊検査	今後予定	今後予定	対応について検討中。 必要に応じて修理を実 施

## 4.5 力量管理

点検実施者の力量管理については、以下のとおり実施した。

### (1) 目視点検要員の力量確認

基本点検のうち、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。

- 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 JIS Z2305「非破壊検査—技術者の資格及び色覚の試験方法」にて非破壊検査員に要求される近方視力の確認が行われていること。
- 当該設備または機器点検の経験年数が3年以上であること。経験年数が3年未満の場合は、目視点検に関する教育を行い、結果を報告されていること。
- 「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。

なお、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。

### (2) 非破壊試験要員の（目視検査要員を除く）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 JIS Z2305 に定める NDT レベル 2 以上もしくは（社）日本非破壊検査協会認定資格 NDI 2 種以上の資格を有する者またはその者が所属する社内認定制度の NDT レベル 2 以上もしくは NDI 2 種相当以上の資格を有する者がこれにあたっていることを確認した。

## 5. 地震応答解析について

### 5.1 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。

- 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する。
- 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する。

具体的には、表-5.1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天井クレーンは、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する。

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

表-5.1 柏崎刈羽 7 号機 As, A クラス主要設備一覧

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

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

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

## 5.2 解析評価方法

### (1) 地震応答解析の概要

本地震に対する設備の地震応答解析は、地震時に観測した水平方向および鉛直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する。

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、水平地震動と鉛直地震動による建屋・機器連成応答解析を行う。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鉛直方向それぞれの床応答を用いた応答解析等を行う。水平地震動と鉛直地震動の応答結果の組合せについては2乗和平方（SRSS）等により行う（表-5.2 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）を選定する。

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する。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う。

#### a. 地震応答解析に用いる建屋応答加速度

本地震が観測された階（3階:TMSL+23.5m および基礎版上:TMSL-8.2m）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る。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」）にて確認された値を用いる。

なお、建設時の床応答スペクトルの作成においては、建屋の地震応答の不確かさ（地盤物性、建屋剛性、地盤ばね定数の算出式および減衰定数、模擬地震波の位相特性等）を考慮して拡幅が行われるが、本評価では、観測記録、または観測記録にもとづく建屋応答解析による応答加速度を用いるため拡幅は行わない（表

-5.2 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-5.1(1)～図-5.1(16)に示す。

b. 建屋・機器連成応答解析モデル

原子炉建屋内の大型機器 (原子炉压力容器, 原子炉格納容器および炉内構造物等) は, 建屋から各点で支持されているため, 建屋と連成した解析モデルにより新潟県中越沖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鉛直方向について実施する。

建屋・機器連成応答解析モデルには, 原子炉格納容器 - 原子炉压力容器解析モデルと炉内構造物解析モデルがある (図-5.2(1)～5.2(3)参照, 水平方向については NS 方向を例として示す)。これらのモデルのうち機器側については設計時と同一のモデルを用いているが, 建屋側については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確認されている。(表-5.2 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 5-3 および表 5-4 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るが, 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る。(表-5.2 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する。また, 余裕度の大きな設備については, 簡易評価 (応答倍率法等) の結果を算出値とする。評価の手順を図-5.3 に示す。

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

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，観測記録にもとづく地震力（加速度，せん断力，モーメント，軸力）と設計時における地震力との比を求め，設計時の応力に乘じることにより算出値を求め，評価基準値と比較する。

また，それ以外の機器については，本地震の観測記録にもとづく床の最大応答加速度と設計時における床の最大応答加速度の比，またはそれぞれの床応答スペクトルの比を求め，設計時の応力に乘じることにより算出値を求め，評価基準値と比較する。（配管の解析に簡易解析は用いない）

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，評価基準値と比較する。

配管系は，スペクトルモーダル解析法による評価を行い算出値を求め，評価基準値と比較する。

c. 評価基準値

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

d. 構造強度評価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，「柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価計画書」にて必要に応じて考慮するとした条件のうち，構造強度評価に適用したものを表-5.2 に示す。

また，7 号機は地震時において，定格熱出力運転状態から地震加速度大により原子炉自動停止に至っている。原子炉自動停止については，設計時に考慮していた機械荷重のうち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。一方，定格熱出力状態における条件については設計時と同様に考慮した。

①自動停止におけるの機械荷重

- ・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荷重を考慮（設計時と同じ）

- ・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荷重を考慮せず

- ・ほう酸水注入なし

⇒ほう酸水注入系配管の解析にほう酸水注入による機械荷重を考慮せず

#### ②定格熱出力状態における条件

- ・①以外の荷重条件（設備重量，クレーン容量等）⇒設計時と同じ設定

- ・運転圧力，運転温度 ⇒設計時と同じ設定

### (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，地震観測記録にもとづき評価対象設備の応答加速度を求め，その加速度が機能確認済加速度以下であることを確認する。なお，機能確認済加速度とは，立形ポンプ，横形ポンプ，および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る（参考文献 5 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，地震観測記録にもとづく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する（参考文献 6 参照）。

## 5.3 解析結果

### (1) 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-5.5，および表-5.6 に示す。機器・配管系の算出値は，いずれも評価基準値以下であることを確認した。

## b. 疲労評価

地震による 1 次+2 次応力が厳しくなる設備を選出し疲労評価を実施した。

原子炉圧力容器～原子炉格納容器間の地震時の相対変位による 1 次+2 次応力が厳しくなると想定される設備として、配管系より残留熱除去系配管，原子炉圧力容器ノズルより低圧注水ノズルを今回の疲労評価の対象として選出した。残留熱除去系配管の評価結果を表-5.7に示す（低圧注水ノズルについては追而）。新潟県中越沖地震による疲れ累積係数と通常運転（40 年）による疲れ累積係数の和は、評価基準値を十分下回っていることを確認した。本評価は、本震の評価であるが、今後余震も含めた評価を実施する。

また、建屋間の相対変位（原子炉建屋～タービン建屋間など）による大きな 2 次応力を受ける設備について、今後、代表を選出し疲労評価を実施していく。

## (2) 動的機能維持評価結果

動的機能維持の評価結果を表-5.8に示す。各機器の応答加速度は、いずれも機能確認済加速度以下であることを確認した。

制御棒の地震時挿入性については、新潟県中越沖地震による燃料集合体の相対変位が、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。

表-5.2 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無し	床置き設備，配管系の解析に適用
試験・研究等の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2乗和平方で組合せ(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配管系の評価について検討された減衰定数の見直しを適用(表-5.4, 5.5, 参考文献2,3参照)	配管系の解析に適用
③疲労評価における新 $K_e$ (割増係数) の適用(参考文献4参照)	配管の疲労評価に適用
④地震以外の短期機械荷重を含む場合の配管の許容応力見直し(参考文献4参照)	制御棒挿入による機械荷重を考慮する制御棒駆動系配管に適用
⑤形状係数 $\alpha$ (全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比または1.5のいずれか小さいほう)の適用(参考文献4参照)	容器に適用
現実の運転状態の反映*	
①主蒸気系配管	: 主蒸気逃がし安全弁の吹き出しによる機械荷重なし
②ほう酸水注入系配管	: ほう酸水注入による機械荷重なし

※その他の荷重条件，温度条件，圧力条件等は設計時と同一

表-5.3 機器・配管系の減衰定数

対象設備	水平方向	鉛直方向
溶接構造物	1.0	1.0
ボルトおよびリベット構造物	2.0	2.0
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0	1.0
電気盤	4.0	1.0
燃料集合体	7.0	1.0
制御棒駆動装置	3.5	1.0
配管系	0.5～3.0 <sup>※</sup>	0.5～3.0 <sup>※</sup>
燃料取扱装置	1.5～2.0 <sup>※</sup>	1.5～2.0 <sup>※</sup>
天井クレーン	2.0 <sup>※</sup>	2.0 <sup>※</sup>

※ 試験・検討にて妥当性が確認された値。参考文献(2)(3)参照。また配管系の減衰定数の詳細を表-5.4に示す。

表-5.4 配管系減衰定数

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

※ 「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、金属保温材が混在する場合は、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。

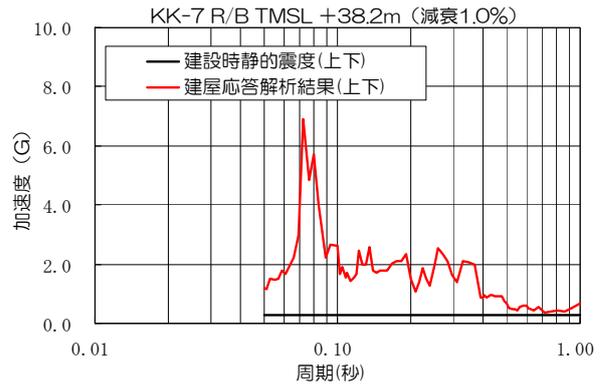
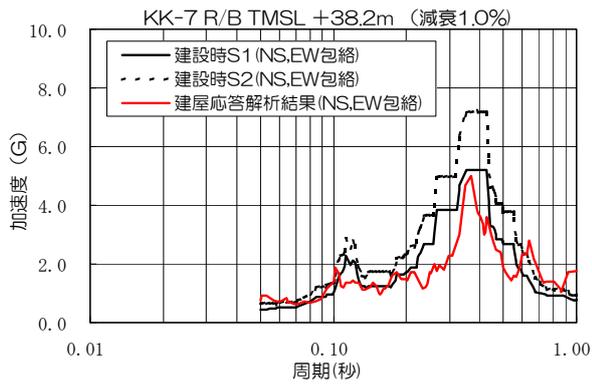


図-5.1 (2) 天井クレーン階 (TMSL+38.2m)

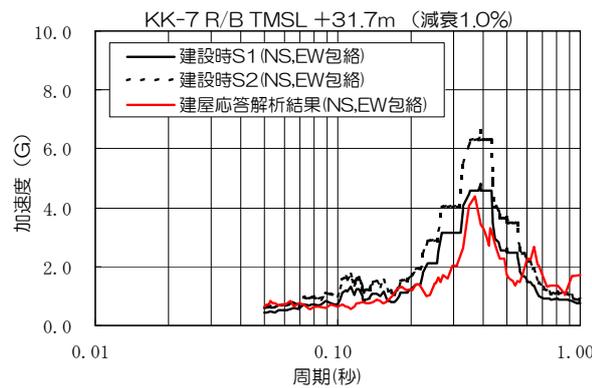


図-5.1 (3) 4階 (TMSL+31.7m)

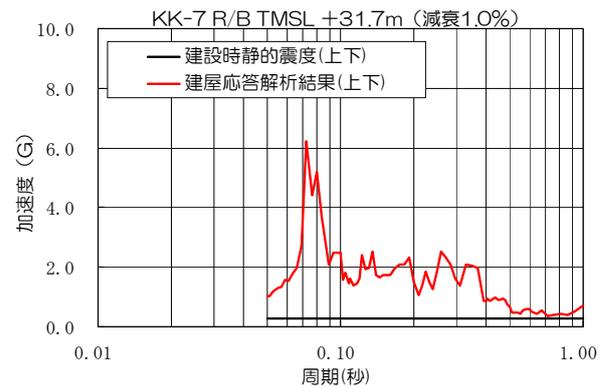


図-5.1 (4) 4階 (TMSL+31.7m)

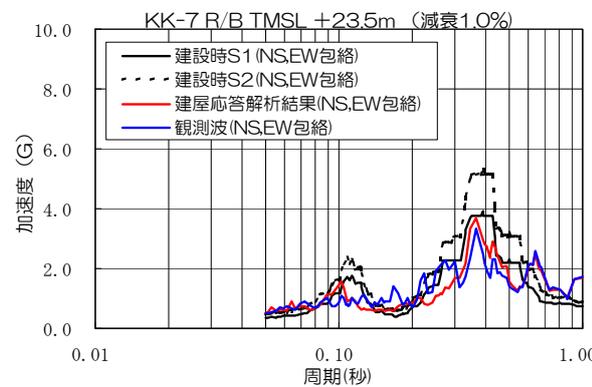


図-5.1 (5) 3階 (TMSL+23.5 m)

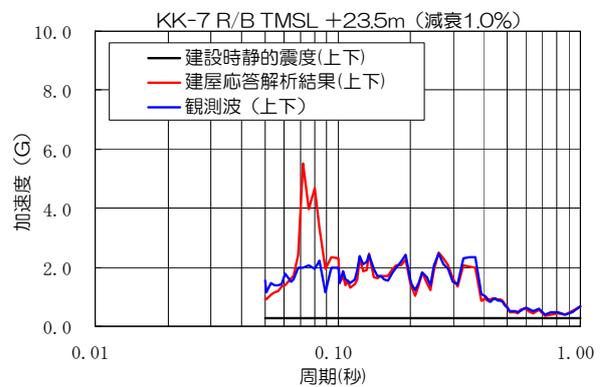


図-5.1 (6) 3階 (TMSL+23.5 m)

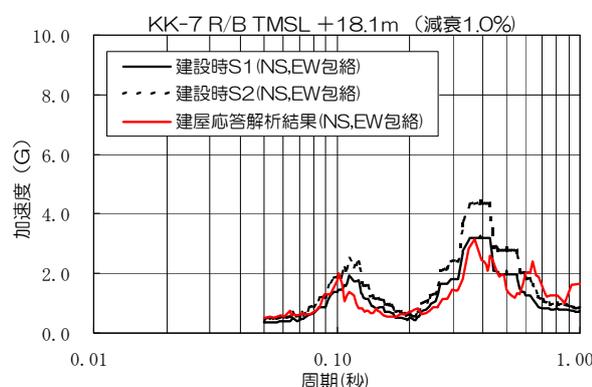


図-5.1 (7) 2階 (TMSL+18.1 m)

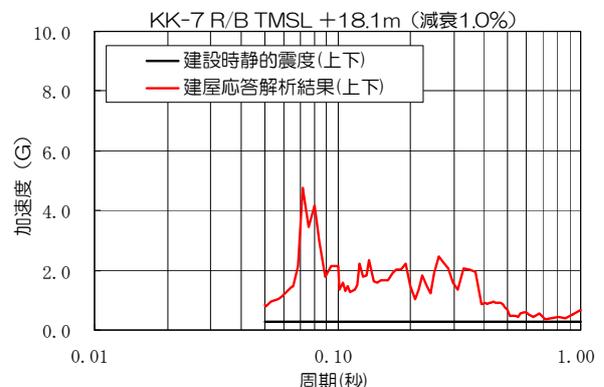


図-5.1 (8) 2階 (TMSL+18.1 m)

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

原子炉建屋鉛直方向床応答スペクトル  
(NS/EW 包絡 減衰 1.0%)

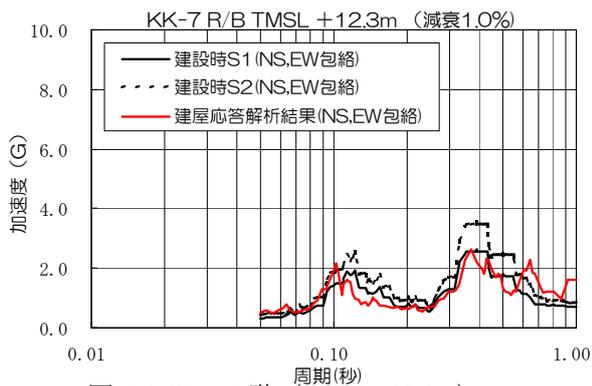


図-5.1 (9) 1階 (TMSL+12.3m)

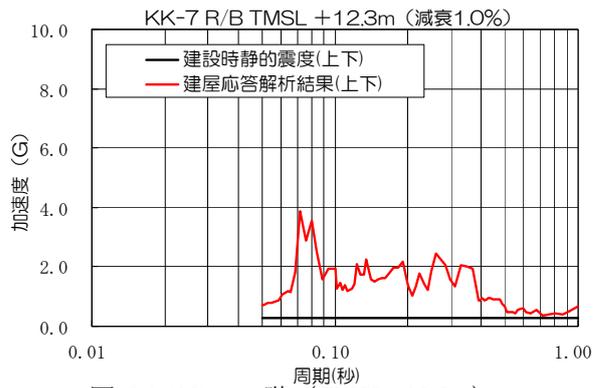


図-5.1 (10) 1階 (TMSL+12.3m)

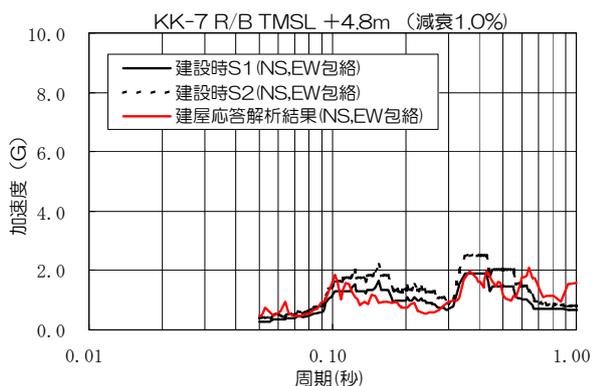


図-5.1 (11) 地下1階 (TMSL+4.8 m)

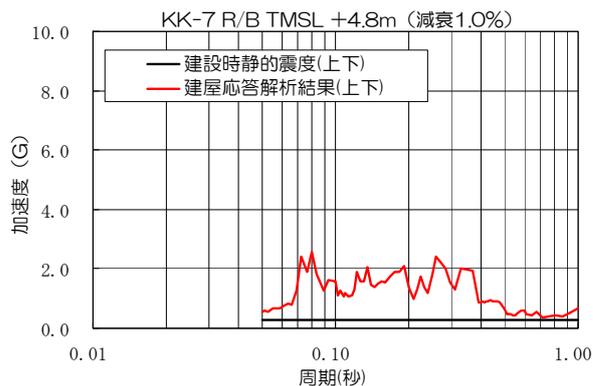


図-5.1 (12) 地下1階 (TMSL+4.8 m)

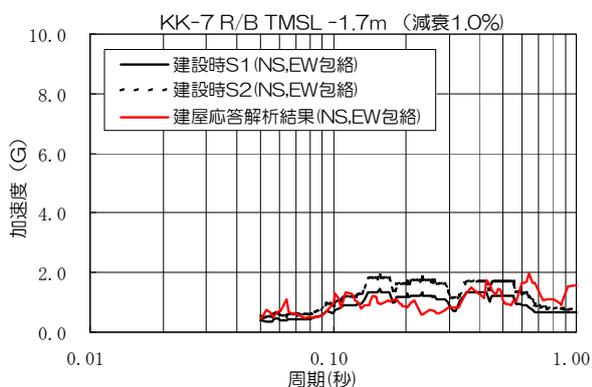


図-5.1 (13) 地下2階 (TMSL-1.7m)

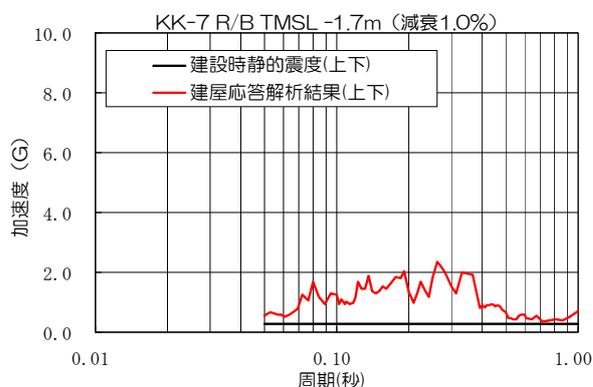


図-5.1 (14) 地下2階 (TMSL-1.7m)

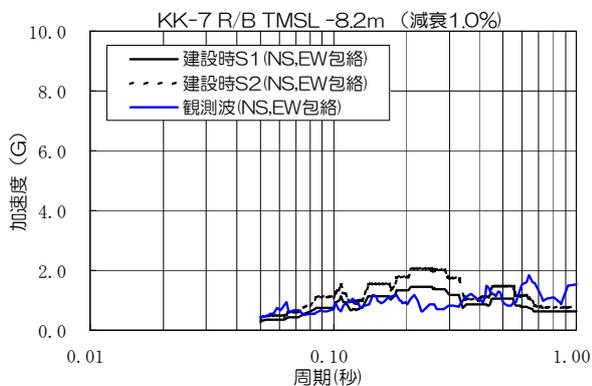


図-5.1 (15) 基礎版上 (TMSL-8.2m)

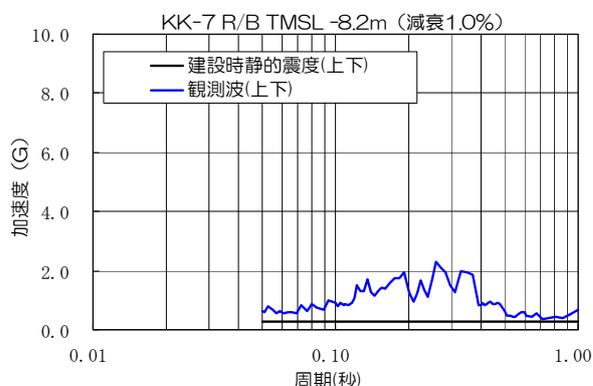


図-5.1 (16) 基礎版上 (TMSL-8.2 m)

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

原子炉建屋鉛直方向床応答スペクトル  
(NS/EW 包絡 減衰 1.0%)

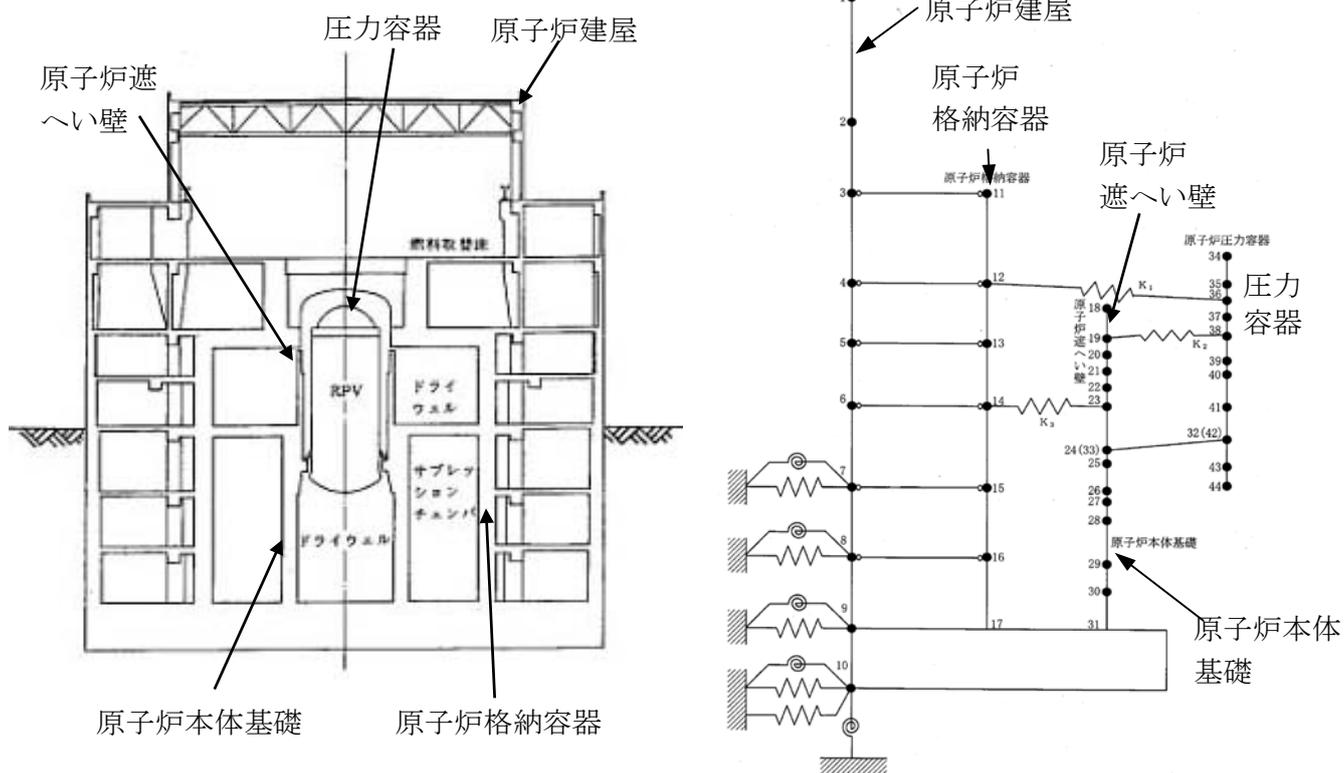


図-5.2(1) 原子炉格納容器 - 原子炉压力容器解析モデル (水平 NS 方向)

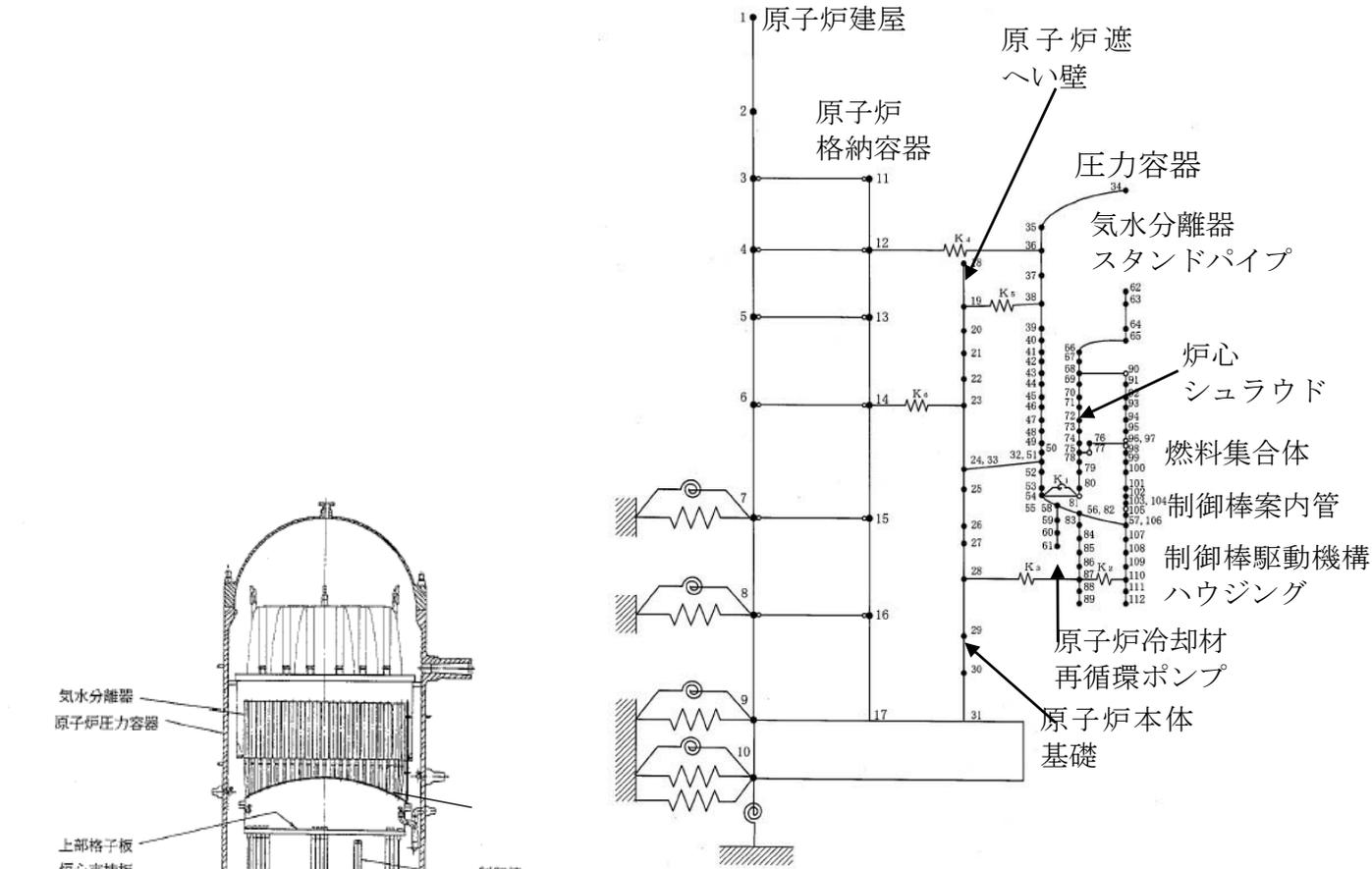


図-5.2(2) 炉内構造物解析モデル (水平 NS 方向)

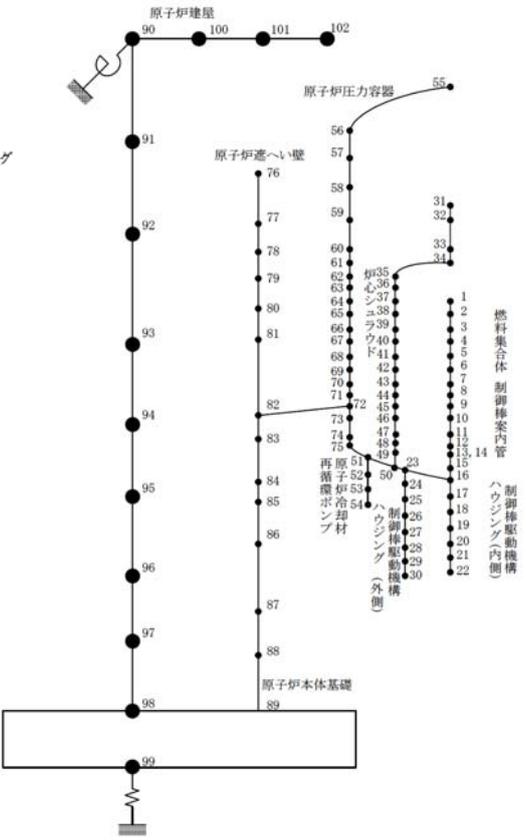
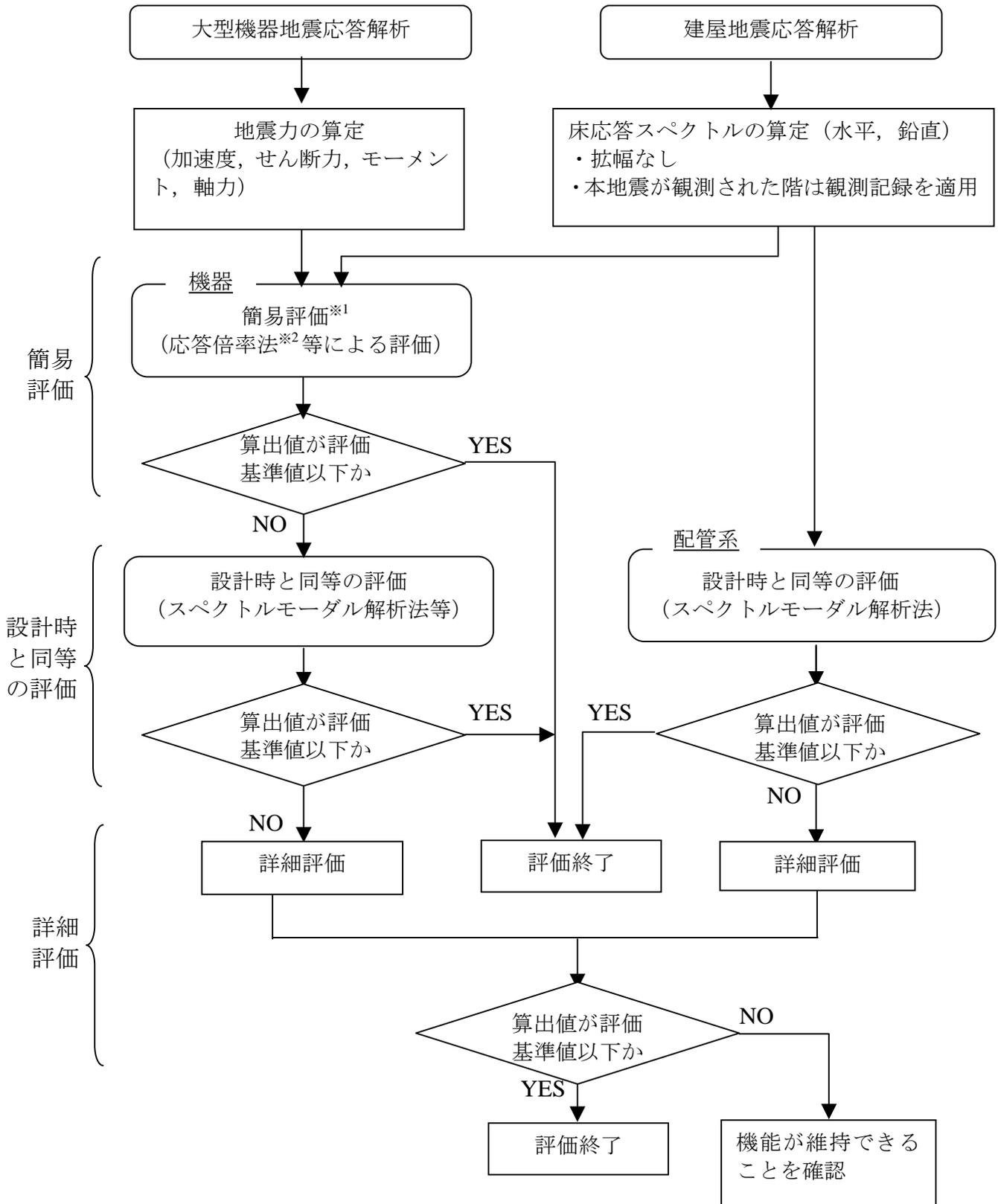


図-5.2(3) 炉内構造物解析モデル (鉛直方向)



※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-5.3 地震応答解析の手順

※ 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，鉛直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鉛直加速度の2乗和平方と設計時の水平加速度と鉛直加速度の2乗和平方との比

表 5-5 構造強度評価結果 (1/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
原子炉本体	原子炉圧力容器	R P V円筒胴	胴板	膜	177	303	B	一次膜+曲げ許容値に形状係数 $\alpha$ を適用
		下部鏡板	球殻部	膜	186	303	B	一次膜+曲げ許容値に形状係数 $\alpha$ を適用
		制御棒駆動機構ハウジング貫通孔	スタブチューブ	軸圧縮	68	98	B	一次膜+曲げ許容値に形状係数 $\alpha$ を適用
		原子炉冷却材再循環ポンプ貫通部	ケーシング側付け根部	膜+曲げ	224	418	B	
		支持スカート	スカート	膜+曲げ <del>圧縮</del> *1	25	387	B	一次膜+曲げ許容値に形状係数 $\alpha$ を適用
				座屈	0.1	1	B	座屈に対する評価式により、発生値は判定基準に対する比率で示す
		原子炉圧力容器基礎ボルト	基礎ボルト	引張	115	499	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回る
		主蒸気ノズル (N3)	ノズルセフェント	膜	97	303	B	一次膜+曲げ許容値に形状係数 $\alpha$ を適用
		給水ノズル (N4)	ノズルセフェント	膜+曲げ	111	252	B	一次膜+曲げ許容値に形状係数 $\alpha$ を適用
		低圧注水ノズル(N6)	ノズルセフェント	膜+曲げ	177	252	B	一次膜+曲げ許容値に形状係数 $\alpha$ を適用
		原子炉停止時冷却材出口ノズル(N10)	ノズルセフェント	膜+曲げ	140	252	B	一次膜+曲げ許容値に形状係数 $\alpha$ を適用
		計装ノズル(N12~14)						(追而)
		原子炉圧力容器スタビライザ	ロッド	引張	221	513	B	
		制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム	レストレントビーム	曲げ	61	176	B	
		原子炉冷却材再循環ポンプ	モーターケーシング	軸圧縮	105	123	B	一次膜+曲げ許容値に形状係数 $\alpha$ を適用
ブラケット類	RPV スタビライザ サブブラケット <del>上部ガイドロッド 下部ブラケット</del> *2	膜+曲げ	132 <del>99</del>	454 <del>305</del>	A	一次膜+曲げ許容値に形状係数 $\alpha$ を適用		

\*1：誤記訂正

\*2：前回報告時は上部ガイドロッドブラケットを最も裕度の低い評価部位として選定していたが、地震荷重の影響を受けないブラケットであることから評価部位を変更

注) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

表 5-5 構造強度評価結果 (2/9)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (Ⅲ <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考		
			MPa	MPa				
原子炉本体	炉内構造物	蒸気乾燥器	耐震用ブロック	平均せん断	20	155	A	
		シュラウドヘッド	鏡板	膜+曲げ	60	139	B	
		気水分離器	スタントパイプ	膜+曲げ	46	128	B	
		給水スパージャ	ヘッド	膜+曲げ	<del>24</del> <sup>25</sup> *3	213	A	
		低圧炉心注水スパージャ	ヘッド	膜+曲げ	20	213	A	
		高圧炉心注水スパージャ	ヘッド	膜+曲げ	<del>37</del> <sup>38</sup> *4	213	A	
		高圧炉心注水系配管 (原子炉圧力容器内部)	パイプ	膜+曲げ	19	213	A	
		中性子束計測案内管	中性子束計測案内管	膜+曲げ	6	139	A	
	炉心支持構造物	炉心シュラウド	下部胴	膜 <del>膜+曲げ</del> *5	19	128	B	
		シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	32	243	B	一次膜+曲げ許容値に形状係数αを適用
		上部格子板	グリッドプレート	膜+曲げ	24	213	B	
		炉心支持板	補強ビーム	膜+曲げ	91	213	A	
		制御棒案内管	下部溶接部	膜 <del>膜+曲げ</del> *6	6	139	B	
	原子炉本体の基礎	アンカボルト	アンカボルト	引抜力	335.1 (t/4.5°)	434.7 (t/4.5°)	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載
		圧力容器ブラケット	水平プレート	曲げ	2.11 (t/cm2)	4.34 (t/cm2)	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載

\*3：標高を見直し適用する震度を変更

\*4～\*6：誤記訂正

注) 評価手法 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

表 5-5 構造強評価結果 (3/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (Ⅲ <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
計測制御系統設備	制御棒駆動 水圧系	水圧制御ユニット	フレーム	組合せ	36	211	A	
			取付ボルト	引張	16	158	A	
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ	取付ボルト	せん断	15	121	A	
			基礎ボルト	せん断	10	133	A	
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	基礎ボルト	せん断	38	133	A	
	核計測装置	局部出力領域モニタ 検出器集合体	カバーチューブ	膜+曲げ	107 <del>106</del> <sup>*7</sup>	141	A	震度比が 1.0 を下回るため工認値を記載
		起動領域モニタ ドライチューブ	パイプ	膜+曲げ	128 <del>122</del> <sup>*8</sup>	257	A	震度比が 1.0 を下回るため工認値を記載
		現場盤 原子炉系 (I系) 計装 ラック	取付ボルト	せん断	2	133	A	
		垂直自立形制御盤 安全保護系盤 区分 I	取付ボルト					(追而)
	原子炉冷却系統設備	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器	胴板	一次	97	372	A
脚				組合せ	18	224	A	
基礎ボルト				せん断	17	118	A	
残留熱除去系ポンプ		取付ボルト	せん断	4	341	A		
		基礎ボルト	せん断	5	350	A		
		残留熱除去系ストレーナ	取付部 フランジ	膜+曲げ	61	169	A	

\*7: 工認記載値の単位系変更時の誤りを訂正

\*8: 前回報告時は 1.0 を下回る震度比を用いて算出した値を記載しており工認記載値に訂正

注) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

表 5-5 構造強度評価結果 (4/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (Ⅲ <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
原子炉冷却系統設備	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	取付ボルト	せん断	6	341	A	
			基礎ボルト	引張	30	456	A	
		原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービン	取付ボルト	引張	20	443	A	
			基礎ボルト	引張	12	456	A	
	高圧炉心注水系	高圧炉心注水系ポンプ	取付ボルト	せん断	6	341	A	
			基礎ボルト	せん断	7	350	A	
		高圧炉心注水系ストレーナ	取付部フランジ	膜+曲げ	51	169	A	
	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系熱交換器	胴板					(追而)
			脚					(追而)
			基礎ボルト					(追而)
		原子炉補機冷却系ポンプ	取付ボルト					(追而)
			基礎ボルト					(追而)
	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水ポンプ	取付ボルト					(追而)
			基礎ボルト					(追而)
原子炉補機冷却海水系ストレーナ		基礎ボルト					(追而)	

注) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

表 5-5 構造強度評価結果 (5/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力		評価基準値 (III <sub>A</sub> S) MPa	評価 手法	備考
				MPa	MPa			
原子炉冷却系統設備	原子炉冷却材再循環系	原子炉冷却材再循環ポンプ	スタッドボルト	平均引張応力	175	300	A	
	主蒸気系	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	胴板	膜	29	150	A	
			脚	組合せ	3	201	A	
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	胴板	膜	36	150	A	
		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	脚	組合せ	8	201	A	
原子炉格納施設	格納施設	ドライウエル上鏡	フランジプレート	曲げ	27	264	A	
		下部ドライウエルアクセストンネル	原子炉本体フレキシブルジョイント部	組合せ	206	427	A	
		配管貫通部	フランジプレート	曲げ	160	202	A	X-204
								X-210B, C (追而)
		電気配線貫通部	フランジプレート	曲げ	195	264	A	
		ベント管	リターンラインの垂直管との結合部	膜+曲げ	52	127	A	
		ドライウエルスプレイ管	スプレイ管案内管	一次	52	211	A	
		ダイヤフラムフロア	シアプレート	曲げ	51	304	A	本地震による地震力が設計時地震力を下回るため工認値を記載

注) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

表 5-5 構造強度評価結果 (6/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (III <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
放射線管理設備	非常用ガス処理系	非常用ガス処理系排風機	取付ボルト	引張	51	148	A	
			基礎ボルト	せん断	15	129	A	
		非常用ガス処理系乾燥装置	取付ボルト	せん断	33	341	A	
			基礎ボルト	せん断	12	129	A	
		非常用ガス処理系フィルタ装置	取付ボルト	せん断	105	341	A	
			基礎ボルト	せん断	13	129	A	
	放射線管理用計測装置	燃料取替エリア排気放射線モニタ	検出器取付ボルト	せん断	2	139	A	
			架台取付ボルト	せん断	2	139	A	
	放射線管理設備	中央制御室換気空調系	中央制御室送風機	取付ボルト				(追而)
				基礎ボルト				(追而)
中央制御室排風機			取付ボルト				(追而)	
			基礎ボルト				(追而)	
中央制御室再循環送風機			基礎ボルト				(追而)	
中央制御室再循環フィルタ装置			基礎ボルト				(追而)	

注) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

表 5-5 構造強度評価結果 (7/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (Ⅲ <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
				MPa	MPa			
燃料設備	燃料設備	燃料取替機	構造物 フレーム	組合せ	204	241	A	発生応力を水平、鉛直に分解し、それぞれの震度比を乗じて評価
		原子炉建屋クレーン	ガーダ中央部	曲げ	228	319	B	
		使用済燃料貯蔵ラック	基礎ボルト	引張	100	153	A	ラックの振動方向別の発生応力を考慮し、それぞれの震度比を乗じて評価
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	サポート部 基礎ボルト	引張	75	153	A	
底部 基礎ボルト	せん断		24	118	A			
非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電設備	ディーゼル機関	基礎ボルト	せん断	21	194	A	
		空気だめ	胴板	膜	118	241	A	
			スカート	組合せ	6	258	A	
				座屈	0.03	1	A	座屈に対する評価式により、発生値は判定基準に対する比率で示す
			基礎ボルト	せん断	7	133	A	
		燃料ディタンク	スカート	組合せ	13	241	A	
				座屈	0.08	1	A	座屈に対する評価式により、発生値は判定基準に対する比率で示す
			基礎ボルト	せん断	6	121	A	
		空気圧縮機	基礎ボルト	せん断	4	139	A	
		発電機	軸受台下部 ベース取付ボルト	引張	31	180	A	
			基礎ボルト	せん断	9	194	A	

注) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

表 5-5 構造強度評価結果 (8/9)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (Ⅲ <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考
				MPa	MPa		
附帯設備	蓄電池及び充電器	直流 12.5V 充電器盤	取付ボルト				(追而)
		12.5V 蓄電池	取付ボルト				(追而)
		バイタル交流電源設備	取付ボルト				(追而)

注) 評価手法 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

表 5-5 構造強度評価結果 (9/9)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力	評価基準値 (Ⅲ <sub>A</sub> S)	評価 手法	備考	
			MPa	MPa			
配管	主蒸気系	配管	一次	134	281	B	主蒸気逃がし安全弁吹き出しによる機械荷重を考慮せず
	給水系	配管	一次	92	274	B	
	原子炉冷却材浄化系	配管	一次	89	274	B	
	放射性ドレン移送系	配管	一次	68	188	B	
	制御棒駆動系	配管	一次	153	283	B	制御棒挿入による機械荷重を考慮
	ほう酸水注入系	配管	一次	73	132	B	ほう酸水注入による機械荷重を考慮せず
	残留熱除去系	配管	一次	199	274	B	
	原子炉隔離時冷却系	配管	一次	94	182	B	
	高圧炉心注水系	配管	一次	96	220	B	
	燃料プール冷却浄化系	配管	一次	50	188	B	
	非常用ガス処理系	配管	一次	32	214	B	
	可燃性ガス濃度制御系	配管	一次	51	211	B	
	不活性ガス系	配管	一次	81	201	B	
	原子炉補機冷却水系	配管					(追而)
	原子炉補機冷却海水系	配管					(追而)

注 1) 配管系:減衰定数を表 4-4 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

表 5-6 燃料集合体の評価結果

評価対象設備	評価部位	評価応力	過渡時の最大設計比 (95%確率上限値)			評価基準 (IIIAS)
			寿命初期	寿命中期	寿命末期	
燃料集合体 (崩壊熱除去可能な形状の維持)	燃料被覆管	一次引張	0.35	0.21	0.22	一次応力に対して、 $0.7S_u$ (引張強さ)

表 5-7 疲労評価結果 (残留熱除去系配管)

	U(運転状態 I および II における疲れ累積係数)	US(地震荷重による疲れ累積係数)			U+US
		地震動	繰返し回数	US	
設計時	0.0153	S 2	60 回	0.1634	0.1787
本評価		中越沖地震	21 回*	0.1061	0.1214

※繰返し回数の算定については添付資料 5-1 参照

表 5-8 動的機能維持評価結果(1/3)

評価対象設備	機能確認済加速度との比較			
	水平加速度 (G <sup>※1</sup> )		鉛直加速度 (G <sup>※1</sup> )	
	応答 加速度	機能確認済 加速度 <sup>※2</sup>	応答 加速度	機能確認済 加速度 <sup>※2</sup>
ほう酸水注入ポンプ	0.5	1.6	0.5	1.0
残留熱除去系ポンプ	0.4	10.0	0.4	1.0
原子炉隔離時冷却系ポンプ	0.4	1.4	0.4	1.0
原子炉隔離時冷却系タービン	0.4	2.4	0.4	1.0
高圧炉心注水系ポンプ	0.4	10.0	0.4	1.0
非常用ガス処理系排風機	0.5	2.3	0.5	1.0
非常用ディーゼル機関	0.5	1.1	0.6	1.0
原子炉補機冷却水ポンプ	(追而)			
原子炉補機冷却海水ポンプ	(追而)			
中央制御室送風機	(追而)			
中央制御室排風機	(追而)			
中央制御室再循環送風機	(追而)			

※1 G = 9.80665(m/s<sup>2</sup>)

※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鉛直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 5 参照）。

表 5-8 動的機能維持評価結果(2/3)

評価対象設備		機能確認済加速度との比較			
		水平加速度 (G <sup>※1</sup> )		鉛直加速度 (G <sup>※1</sup> )	
		応答 加速度	機能確認済 加速度 <sup>※2</sup>	応答 加速度	機能確認済 加速度 <sup>※2</sup>
弁	主蒸気系 (主蒸気内側隔離弁)	3.0	10.0	3.4	6.2
	主蒸気系 (主蒸気逃がし安全弁)	2.7	9.6	1.4	6.1
	給水系 (FDW 原子炉給水ライン内側隔離弁)	0.7	6.0	0.6	6.0
	原子炉冷却材浄化系 (CUW 吸込ライン内側隔離弁)	1.0	6.0	0.8	6.0
	放射性ドレン移送系 (トライウエル LCW サンプ 内側隔離弁)	1.0	6.0	0.5	6.0
	ほう酸水注入系 (SLC PCV 外側逆止弁)	0.7	6.0	0.9	6.0
	残留熱除去系 (RHR 停止時冷却内側隔離弁)	0.6	6.0	0.6	6.0
	原子炉隔離時冷却系 (RCIC タービン止め弁)	1.1	6.0	1.4	6.0
	高圧炉心注水系 (HPCF 第一試験用調節弁)	1.1	6.0	0.6	6.0
	非常用ガス処理系 (SGTS フィルタ装置出口弁)	0.7	6.0	0.9	6.0
	可燃性ガス濃度制御系 (FCS 入口第一隔離弁)	1.5	6.0	0.8	6.0
	不活性ガス系 (PCV パージ用空気供給隔離弁)	0.8	6.0	1.6	6.0
	原子炉補機冷却水系 ( )	(追而)			
	原子炉補機冷却海水系 ( )	(追而)			

※1 G = 9.80665(m/s<sup>2</sup>)

※2 既往の試験等をもとに鉛直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5参照)。

表 5-8 動的機能維持評価結果(3/3)

評価対象設備	燃料集合体の地震時 相対変位 (mm)	確認済相対変位 (mm)
制御棒 (地震時の挿入性)	7.1	40.0※1

※1 確認済相対変位とは、加振時の挿入性試験により、規定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 6)。

#### 5.4 解析の考察

地震応答解析結果より評価対象設備の算出値は評価基準値を満足することが確認できた。さらに、地震力の発生応力の内訳を確認したところ(添付資料 5-2)、容器(胴)や基礎部(基礎ボルト)については地震力の許容値に対する影響は小さく、配管については比較的影響は大きいものの部分的であることから、地震力のみに対してみれば十分な余裕度を持って評価基準値を満足していると考えられる。

また、より現実に近い応答を再現するための検討解析を行い、本評価における地震応答解析に十分な保守性があることを確認している(参考資料 1)。

一方、建屋応答解析と原子炉建屋 3 階(TMSL+23.5m)で得られている地震の観測波の比較において、一部の周期帯で相違が見られるが、この相違を考慮しても評価基準値(Ⅲ<sub>A</sub>S)を満足することが確認できた(添付資料 5-3)。

したがって、建屋応答解析結果と観測波の相違はあるものの、本評価結果は十分な保守性を備えつつ評価基準値(Ⅲ<sub>A</sub>S)を満足していると考えられる。

## 参考文献

- 1 (財) 原子力発電技術機構(2001)：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
- 2 (社) 日本電気協会：配管系設計用減衰定数適正化に関する検討，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 (社) 日本電気協会：クレーン類の設計用減衰定数に関する検討，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
- 4 (社) 日本電気協会：許容応力の比較（JSME 設計・建設規格と JEAG4601 改定案）  
第20回機器・配管検討会資料 No. 20-4-1，平成18年12月27日
- 5 (社) 日本電気協会（2006）：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，  
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
- 6 (株) 日立製作所：沸騰水型原子力発電所 ハフニウム型制御棒について（改良型 BWR 炉心用），HLR-047 訂2 平成18年12月

## 6. 総合評価

### 6.1 総合評価の方法

「4. 設備点検」及び「5. 地震応答解析」の結果を踏まえ、設備健全性の総合評価を行う（図-6.1 および図-6.2 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、
  - ・地震応答解析がなお余裕度を有している可能性、ないしは、
  - ・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には、この限りではない。

##### 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、設備は健全性を有しているものと評価する。

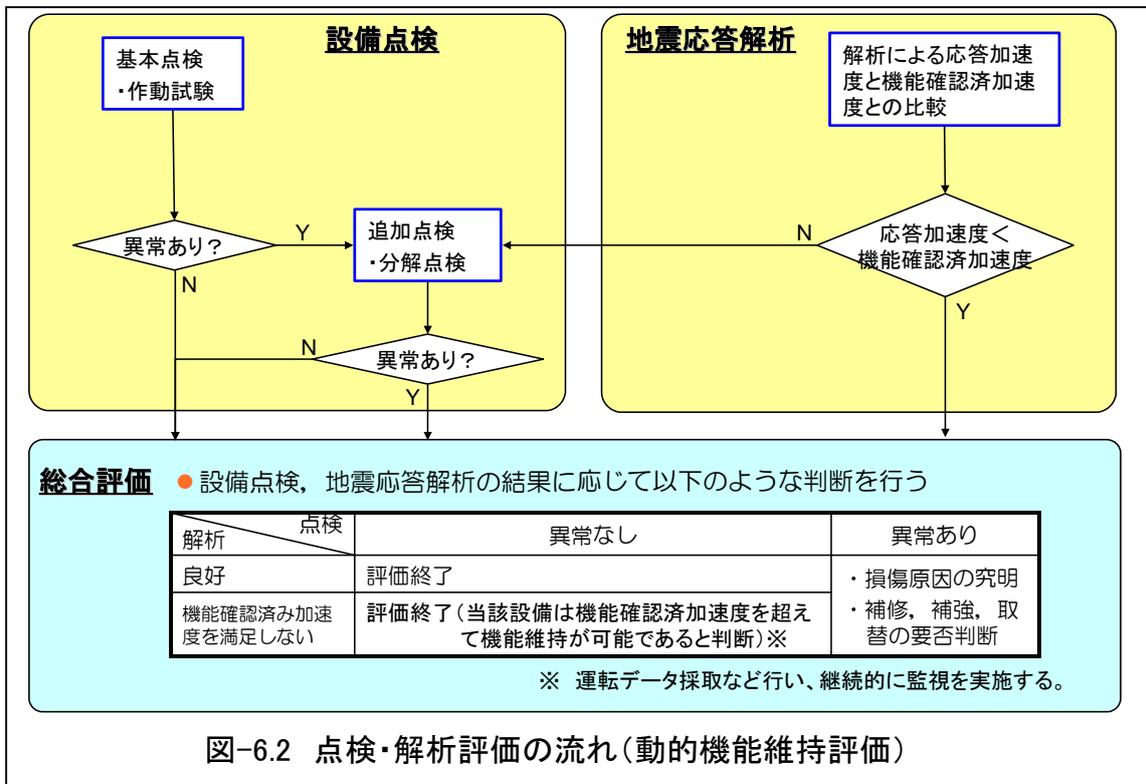
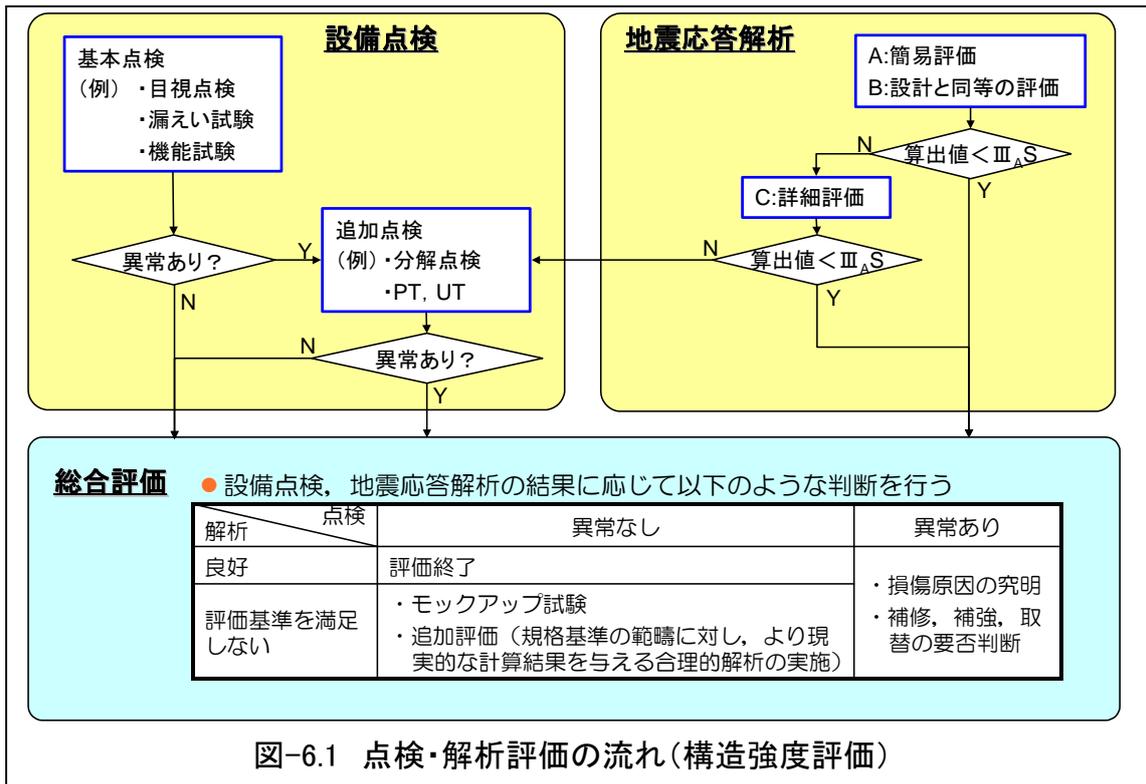
(2) 設備点検で異常が確認された場合

a. 構造強度評価

設備点検結果が良好では無い設備については、損傷原因の究明を行うとともに補修、取替ないしは、損傷の設備健全性に与える影響の検討等の対策を講じる。

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、原因の究明を実施するとともに、破損箇所があれば補修または取替を実施する。



## 6.2 総合評価結果

### (1) 設備点検で異常が確認されなかったもの

#### a. 構造強度評価

設備点検で異常が確認されなかった原子炉安全上重要な設備については、全て地震応答解析において評価基準を満足することを確認したことから、設備健全性が確保されているものと評価した。

その他の設備については、基本点検ないし追加点検を主体として実施し、異常が確認されなかったことを以て設備健全性を確認した。

#### b. 動的機能維持評価

設備点検で異常が確認されなかった原子炉安全上重要な設備については、全て応答加速度が機能確認済加速度を満足することを確認したことから、設備健全性が確保されているものと評価した。

その他の設備については、基本点検ないし追加点検を主体として実施し、異常が確認されなかったことを以て設備健全性を確認した。

### (2) 設備点検で異常が確認されたもの

#### a. 構造強度評価

設備点検で異常が確認された事象は8件である（「4. 設備点検」参照）。このうち原子炉安全上重要な設備に関するものは3件（「直流125V蓄電池 端子電圧低下」、「制御棒ハンドルガイドローラ部 ひび」、「原子炉格納容器塗装の一部剥離（3カ所）割れ」）であったが、これらについては、地震応答解析の結果、いずれも評価基準を満足することを確認した。当該結果を踏まえ、損傷原因の究明及び補修、補強、取替等の対策に関して検討を実施している（添付資料-6.1 参照）。

ここでは、現時点で漏えい試験を除き目視点検及び作動試験等の基本点検が概ね完了している原子炉安全上重要な設備における総合評価の内容を以下に記載する。

「原子炉格納容器塗装の一部剥離（3カ所）割れ」を除く、2件については地震により発生した事象ではないと評価するとともに、以下の様に対策を検討している。

① 直流125V蓄電池 端子電圧低下

当該事象は、基本点検として実施した端子電圧測定により確認され、当該セルの目視点検（電槽、蓋、液面等）を実施し、各部に異常が無いことを確認した。当該事象については、判定基準内ではあったものの液面が低下していることに起因し、発生したものであり、通常発生する経年的な事象と判断した（地震時同等の荷重を受けたと想定される近接する59セルに異常が確認されていない）。

当該蓄電池については、補水による液面の復旧ならびに充電を実施することによって通常の保守対策を実施し、現時点においても異常がないことを確認している。

② 制御棒ハンドルガイドローラ部 ひび

当該事象は、水中カメラを用いた目視点検により確認された。当該ひびは、ガイドローラピン溶接部近傍に発生しているが、ひびの発生箇所、形状等から判断して照射誘起応力腐食割れ（IASCC）と考えられる。

当該制御棒については、取替等の対策について検討中である。

③ 原子炉格納容器塗装の一部剥離（3カ所）割れ

当該事象は、目視点検によって原子炉格納容器内部のライニング部の塗装が一部剥離しているのが確認されたものである。今後、追加点検として塗装を除去し、ライニング表面の状況を確認する計画である。

b. 動的機能維持評価

設備点検で異常が確認された事象は26件である（「4. 設備点検」参照）。このうち原子炉安全上重要な設備に関するものは7件（「原子炉冷却材浄化系電動弁（格納容器隔離弁）駆動部油にじみ」「不活性ガス系空気作動弁（格納容器隔離弁）駆動部エアリーク」「主蒸気隔離弁（内側）漏えい率大」「主蒸気逃がし安全弁開度計ロッド損傷」「D/G（A）空気圧縮機吸入フィルタ劣化」「制御棒駆動機構 分離」「SGTS排風機軸受スパーサ緩み」）であったが、地震応答解析の結果では、応答加速度

が機能確認済加速度を満足することを確認した。

「主蒸気隔離弁漏えい率 分解点検の判断レベル超過」、「主蒸気逃がし安全弁開度計ロッド損傷」を除く、5件については地震により発生した事象ではないと評価するとともに、以下の様に対策を検討している。

① 原子炉冷却材浄化系電動弁（格納容器隔離弁）駆動部油にじみ

当該事象は、目視点検にて確認され、追加点検として駆動部の分解点検を実施した。その結果、ギアボックス内に損傷・変形などの異常が無いことを確認した。当該事象については、前回の定期検査時よりにじみが確認されており、経年的なパッキンの劣化であり、地震による影響ではないものと判断した。

当該弁については劣化したパッキンの交換を実施した。

② 不活性ガス系空気作動弁（格納容器隔離弁）駆動部エアリーク

当該事象は、作動試験にて駆動部よりエアリークが確認され、追加点検として駆動部の分解点検を実施した結果、パッキン面に塗装片が付着していることを確認した。その他内部構成部品に異常はなく、地震による影響ではないものと判断した。

当該弁についてはシート面の手入れを行うとともにパッキンの交換を実施した。

③ 主蒸気隔離弁漏えい率 分解点検の判断レベル超過

当該事象は、停止後の漏えい率試験にて確認され、分解点検を実施する判断レベルを超えていた。通常定期検査時においても同様な事象は確認されており、今回も同様に分解点検を行っている。今後、シート部等の状況を確認し、地震による影響の有無を評価する計画である。

④ 主蒸気逃がし安全弁開度計ロッド損傷

当該事象は、予め計画する追加点検として実施した分解点検にて確認され、当該弁の付属品である弁開度を示すためのロッド部に折損が認められた。折損部の破面観察を行い、疲労によるものであることを確認した。他の主蒸気逃がし安全弁においては当該部の折損はないことを確認しており、今後、地震による影響の有無を評価す

る計画である。

当該弁については折損したロッドの交換を実施する予定である。

⑤ D/G (A) 空気圧縮機吸入フィルタ劣化

当該事象は、予め計画する追加点検として実施した分解点検にて、吸入フィルターにひびがあることを確認したものである。当該フィルターはスポンジ製であり、硬化して割れが発生していることから、経年的な劣化によるものであり、地震による影響ではないものと判断した。

当該機器については劣化したフィルターの交換を実施した。

⑥ 制御棒引き抜き不良

当該事象は、制御棒作動時に確認され分解点検を実施した。その結果、中空ピストン、ボールナットに傷や損傷、曲がり確認されなかった。また、制御棒、制御棒案内管等においても有意な変形は認められていないことから、クラッド等の干渉により一時的に制御棒駆動機構内の摩擦抵抗が増大したことにより発生したものであり、地震による影響ではないものと判断した。

⑦ SGT S排風機軸受スペーサ緩み

当該事象は、作動試験にて確認され、追加点検として分解点検を実施し、主軸及びスペーサに摩耗等がないことを確認した。本事象に関しては機器の機能に影響を及ぼすものではなく、点検の結果から、施工不良（ベアリングナットの増し締め不足）が原因であり、地震による影響ではないものと判断した。

当該機器については、スペーサの交換、ナットの増し締めを実施した。

なお、今回の報告は現在までの進捗を踏まえた総合評価であり、設備点検作業の終了後に最終的な総合評価を行うものとする。

## 7. 添付資料

- |          |   |
|----------|---|
| 添付資料 4-1 | 各機種 の 点検方法                              |
| 添付資料 4-2 | 各機種 の 点検結果                              |
| 添付資料 5-1 | 疲労評価における繰返し数の算出について                     |
| 添付資料 5-2 | 設計時の地震応答解析における地震力の影響について                |
| 添付資料 5-3 | 建屋応答解析と地震観測波の相違が及ぼす設備解析への影響について         |
| 添付資料 6-1 | 柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る総合評価 |

## 8. 参考資料

- 参考資料 1 地震応答解析の保守性について
- 参考資料 2 原子炉安全上重要な設備以外で確認された主な不適合事象の  
対応について
- 参考資料 3 「点検・評価計画書」対象外の設備で確認された主な不適合  
事象の対応について

