

地震後の機器健全性評価ガイドライン

[地震前計画と地震後の点検・評価]

平成 24 年 3 月

一般社団法人 日本原子力技術協会

はじめに

新潟県中越沖地震を契機として、平成 19 年秋に発足した「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会」(SANE: Structural Integrity Assessment for Nuclear Power Components experienced Niigata Chuetsu-Oki Earthquake Committee) では、構造強度・検査・耐震などを専門的分野とする学識経験者と電力・メーカー等の関係者が一同に会し、被災した柏崎刈羽原子力発電所 重要設備の健全性評価検討を進めて参りました。

この委員会で得られた貴重な知見を、今後の地震に備えて関係者が広く共有するため、「地震後の機器健全性評価ガイドライン」として取り纏めることと致しました。

既に、米国の学協会等では地震後の点検・評価を的確に実施するための基準類が整備され、IAEA においても同様のセーフティレポートが発行されたところです。

このため SANE 委員会では傘下に再起動 WG を設置して、柏崎刈羽原子力発電所などの地震経験と海外動向調査から得られた知見を活用し、地震前の準備計画と地震発生直後からプラント再起動に至る設備の点検・評価の考え方と手順を、ガイドライン案として取り纏めることと致しました。

なお、平成 23 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震・津波により、東京電力福島第一原子力発電所では深刻な事故が発生しました。本委員会の検討の大部分は、東北地方太平洋沖地震以前に実施され、地震動、すなわち地震による揺れに起因する損傷を対象としています。そのため、本ガイドラインも地震動による損傷のみを対象とした構成、内容となっています。

本ガイドラインが活用され、原子力発電所の安全・安定運転の一助になることを期待しております。

最後に、ご多忙のなか審議に参画いただき多大な提言を賜りました、委員・参加者等、関係各位に深く感謝申し上げます。

平成 24 年 3 月

中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会

主査 野 本 敏 治

地震後の機器健全性評価ガイドライン
[地震前計画と地震後の点検・評価]

改訂履歴

改訂年月	版	改訂内容	備考
平成 24 年 X 月	初版発行		

ガイドラインの責任範囲

このガイドラインは、日本原子力技術協会に設置された、中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会において、専門知識と関心を持つ委員と参加者による審議を経て制定されたものである。

日本原子力技術協会はガイドライン記載内容に対する説明責任を有するが、ガイドラインを使用することによって生じる問題に対して一切の責任を持たない。またガイドラインに従って行われた点検・評価等の行為を承認・保証するものではない。

従って本ガイドラインの使用者は、本ガイドラインに関連した活動の結果発生する問題や第三者の知的財産権の侵害に対し補償する責任が使用者にあることを認識して、このガイドラインを使用する責任を持つ。

地震後の機器健全性評価ガイドライン
[地震前計画と地震後の点検・評価] 目次

- 1 目的
- 2 適用範囲
- 3 用語の説明
- 4 基本事項
 - 4. 1 地震前計画と地震発生後の対応
 - 4. 2 原子炉の停止
 - 4. 3 地震動レベルの設定
 - 4. 4 地震による損傷
 - 4. 5 設備点検／試験
 - 4. 6 地震影響レベルの設定
 - 4. 7 対応ケースの設定
 - 4. 8 運転再開前の確認
 - 4. 9 運転開始後の特別な保全計画

- 5 地震前計画
 - 5. 1 発電所個別の手順書作成
 - 5. 2 点検対象設備の選定
 - 5. 3 地震観測装置の整備
 - 5. 4 ベースライン点検の実施
 - 5. 5 耐震設計資料の整理・保管
 - 5. 6 点検要員の教育・訓練

- 6 地震後の点検・評価
 - 6. 1 地震後対応の実施区分
 - 6. 2 実施区分 A
 - 6. 3 実施区分 B
 - 6. 4 実施区分 C
 - 6. 5 実施区分 D

細則

- 細則Ⅰ 実施区分 A
- 細則Ⅱ 実施区分 B
- 細則Ⅲ 実施区分 C
- 細則Ⅳ 実施区分 D

付録

- 付録 1 重点点検対象設備の選定
- 付録 2 重点点検における基本点検項目例
- 付録 3 設備健全性評価における解析手法
- 付録 4 耐震安全性評価における解析手法
- 付録 5 地震動レベル 3 で考慮した地震動特性（周期範囲）の決定根拠について
- 付録 6 発生した地震が基準地震動 S_s を超えた場合の動的機能の解析評価について
- 付録 7 米国ノースアナ原子力発電所の地震経験と反映事項

参考文献一覧

SANE 委員会（含WG）の委員・参加者

本文

1. 目的

本ガイドラインは、原子力発電所の地震に備えた準備と、地震遭遇後に実施される機器の点検・評価について、地震影響に応じた対応を図るための考え方を示すことを目的とする。

【解説】

「地震後の機器健全性評価ガイドライン[地震前計画と地震後の点検・評価]：JANTI-SANE-G1」は、ガイドラインの総論としての考え方、地震前の計画、観測された地震動と地震影響のレベルに応じてとるべき地震後の対応について記載している。

本ガイドラインは、以下に示す総論としての本文各章と、第6章「地震後の点検・評価」の実施詳細を示す細則（Ⅰ～Ⅳ）から構成されている。また、付録として、設備選定例、点検項目例、解析手法の説明とともに、ガイドライン作成に際して考慮した関連情報について文献調査をもとに記載している。

（本文：総論）

第1章 目的

第2章 適用範囲

第3章 用語の説明

第4章 基本事項

第5章 地震前計画

第6章 地震後の点検・評価

具体的には、地震後の的確な地震影響の把握と、重要機器の健全性評価及び耐震安全性評価、原子炉停止後の円滑な再起動を確実に実施するための地震発生に備えた準備について技術根拠を示し、原子力発電所個別の詳細を定める手順書などの作成に資することを意図している。なお、本ガイドラインは原子力発電所の運転・制御の詳細および事故時対応手順を定めるものではなく、それらは原子力発電所の保安規定、運転要領書などに適宜記載されている。

2. 適用範囲

わが国の耐震設計に関わる基準類に従って設計された原子力発電所で地震の揺れに直接起因する事象を対象とし、津波、火災等の地震に起因する外部事象については適用範囲外とする。

【解説】

対象となる原子力発電所は、「原子力発電設備に関する技術基準」、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和56年7月20日、又は、平成18年9月19日原子力安全委員会）」に基づき耐震設計が実施されているもの、又は、それ以前の考え方に基づき設計され、その後、前記審査指針等に基づく評価が実施されているものであり、設定を超える地震動に対しては、自動的に原子炉が緊急停止するシステムを有している。

また、地震後の対応の実施主体は電気事業者であり、地域防災、避難等については適用範囲外とする。

なお、軽水型原子力発電所以外の原子炉及び原子力関係施設にも本書の基本的な考え方が参考となる。

3. 用語の説明

本ガイドラインの内容は、耐震性評価にかかわる広範な技術分野をカバーしており、国外の規格類も参考としたため、用語の意味について以下に定義する。

- ・ 実施区分A：
地震発生後1日程度の時間内を目安に、プラントの状態及び地震動のレベルを把握し、運転中または停止後の原子炉が、安定した状態にあることを確認するために実施される対応の区分。(第6.2節参照)
- ・ 実施区分B：
原子炉が安全停止状態を維持した後、遭遇した地震動のレベル及び発電所の状態を正確に把握し、安全状態の維持と再起動に向けた対応を確実にすることを目的として実施される対応の区分であり、地震発生後数日から数週間程度の時間内の対応を目安としている。(第6.3節参照)
- ・ 実施区分C：
発生した地震に対する建物・構築物及びプラント設備の健全性確認を目的として実施される対応の区分 (第6.4節参照)
- ・ 実施区分D：
建物・構築物及びプラント設備の地震力に対する余裕を確認することを目的として実施される対応の区分 (第6.5節参照)
- ・ 「地震による揺れ」：
発電所の中央制御室又は事務管理棟などの発電所内施設において、複数の者が揺れを感じる地震による揺れ、又は、発電所に設置された観測用地震計が起動するレベル以上の地震動をもたらす地震による揺れをいう。(【解説】(2) 参照)
- ・ 有意な損傷：
構築物、系統及び機器の機能、信頼性、運転性に支障のある影響を及ぼす可能性のある損傷 (第4.4節参照)
- ・ 地震動レベル：
地震動観測結果を基に、主要設備の設置場所(建物の床など)における地震動の強さ(最大加速度、応答スペクトルなど)を設計で考慮した弾性設計用地震動 S_d 、設計用基準地震動 S_s に対する値と比較し、レベル1～3の3段階の地震動レベルを設定する。更に設計用基準地震動 S_s を超えるレベル3においては、地震動が構造物に与える影響の視点から、その周期特性によって、3通り(3a、3b、3c)に区分される。(第4.3節参照)
- ・ 地震影響レベル：
発電所の安全性に関する設備、発電に必要な設備、及びそれ以外の設備に対する有意な損傷の有無によって、レベルⅠ～Ⅳの4段階に設定する。地震影響レベルは対象となる主要設備が設置される建物・床及び屋外について設定する。(第4.6節参照)
- ・ 対応ケース：
地震発生後に必要な対応を区分するものであり、地震動レベル及び地震影響レベルに応じて0～8の9ケースに設定される。(第4.7節参照)

- 重点点検：
プラントの地震影響の有無を確認し、プラントの状態を表す地震影響レベルの設定を目的として実施区分 B で実施される点検の総称であり、点検対象は各設備の耐震重要度、損傷の生じやすさなどを考慮し、地震前計画で選定する。(第 4.5 節、細則Ⅱ B.5 参照)
- 損傷指標設備 (Damage Indicator⁽⁴⁾)：
重点点検の点検対象設備のうち、地震影響レベルⅠ～Ⅱを判定する目的で選定される耐震 B、C クラスの設備で、地震損傷を生じる可能性の高いものを地震前計画で選定する。(第 5.2 節、細則Ⅱ B.5、附属書 A 参照)
- 拡大点検：
発電所設備の健全性評価を目的として実施区分 C で実施される点検の総称であり、重点点検より点検対象を拡大して実施する。(第 4.5 節、細則Ⅲ C.2 参照)
- 基本点検：
目視点検、作動試験(性能確認、振動等確認、漏洩確認)等で構成される点検の総称をいう。(第 4.5 節、細則Ⅲ C.2 参照)
- 追加点検：
分解点検、非破壊試験、特性試験、寸法測定、塑性ひずみ測定等で構成される点検の総称で、容器等の開放点検、計測制御装置の特性試験等による異常の有無確認を含む。追加点検は基本点検や地震応答解析の結果に応じて実施する。(第 4.5 節、細則Ⅲ C.2 参照)
- ベースライン点検：
地震発生後に実施される点検の評価を容易とするため、地震発生前の平常時に実施し、特に重点点検対象設備などの状態を記録する。(第 5.4 節参照)
- 余裕検討用地震動：
発電所の安全性に係る重要な設備の耐震性を評価する目的で設定される地震動であって、本ガイドラインでは観察された地震動の強さが基準地震動 S_s を超えた場合に検討する。【解説】(3)、細則Ⅳ D.2. 【解説】(3)参照)
- 原子炉スクラム設定用地震動：
「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」に従い設置される安全保護装置によって、原子炉を自動停止する地震動。地震動のレベルは弾性設計用地震動程度を原則とする。(第 4.2 節 【解説】(2) 参照)

【解説】

本ガイドラインの内容は、耐震性評価にかかわる広範な技術分野をカバーしており、さらには国外の規格類も参考としたため、第 3 章に用語の説明の章を設け、本書で意図した意味について定義した。同一用語であっても技術分野によっては異なる定義がなされていることに留意が必要である。

(1) 実施区分と対応ケース

実施区分は、実施する内容をおおまかな時間推移により区分したものであり、再起動に至る対応の手順は対応ケースにより定められる。例えば、対応ケース 2 の場合は、実施区分 A および B を実施し再起動を行う。詳細は

第6章に記載している。

(2) 地震による揺れ

津波対策では、気象庁による地震発生情報などが契機となるが、本ガイドラインでは発電所で感じられる地震動により地震後の対応を開始する。発電所における有感地震を感じるか否かは個人差があることから、観測用地震計が起動する設定加速度を参考としている。

わが国の原子力発電所が保安規定に従い実施している点検の地震動レベルは各事業者により異なり、1Gal 以上又は震度 1 で盤監視を行うことなどを規定している例がある⁽¹⁾。なお、観測用地震計の設定加速度は、米国では 10Gal 程度⁽⁸⁾ とされており、地震計の設定上は 0.1Gal から可能である。

(3) 余裕検討用地震動

実施区分 D など、発電所の安全性に係る重要な設備の耐震性を評価するために設定される地震動であり、例えば、IAEA Safety Report⁽⁹⁾の Review Level Earthquake(RLE)がこれに相当している。余裕検討用地震動は、敷地ごとにその特性を考慮したハザード評価をもとに設定する場合と、観測された地震動又は設計用基準地震動を係数処理して設定する場合がある。新たに地震ハザード解析を実施する場合は、発生した地震を確率評価に反映する。

(4) 基準地震動(Ss)、弾性設計用地震動(Sd)の読み替え

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に定める基準地震動(Ss)と弾性設計用地震動(Sd)について、旧耐震設計審査指針で設計された原子力発電所にあつては、「設計用限界地震」によって発電所敷地に想定される基準地震動 S2、「設計用最強地震」によって発電所敷地に想定される基準地震動 S1 に、注記を加えた上で読み替える場合がある。

4. 基本事項

4. 1 地震前計画と地震発生後の対応

供用中の原子力発電所は、地震発生前及び地震発生後の対応を計画し、地震に遭遇した場合にはその地震動の大きさならびに地震の影響の程度に応じた対応を確実に実施する。

【解説】

本ガイドラインは、総論としての本文と地震後の詳細手順を記した細則と付録から構成されており、地震発生前の計画、地震直後に緊急にとるべき対応、原子炉の安全停止後の点検及び試験・検査、解析、再起動に至る手順、さらには再起動後に長期的視点から実施する評価についての考え方を示している。

ここで、主な検討対象は機器の構造健全性であり、建物及び構築物については参考記載に留めている。また、解析評価は決定論的な手法をベースとしており、確率論的な評価手法は文献の引用のみに留めている。

発電用原子力設備に関する技術基準（省令 62 号）との適合性を大前提として、本ガイドラインに示す考え方をもとに、各発電所個別の手順書が作成され、原子炉安全を確実なものとすることが期待される。全体の構成及びフローを図 4-1 に示す。

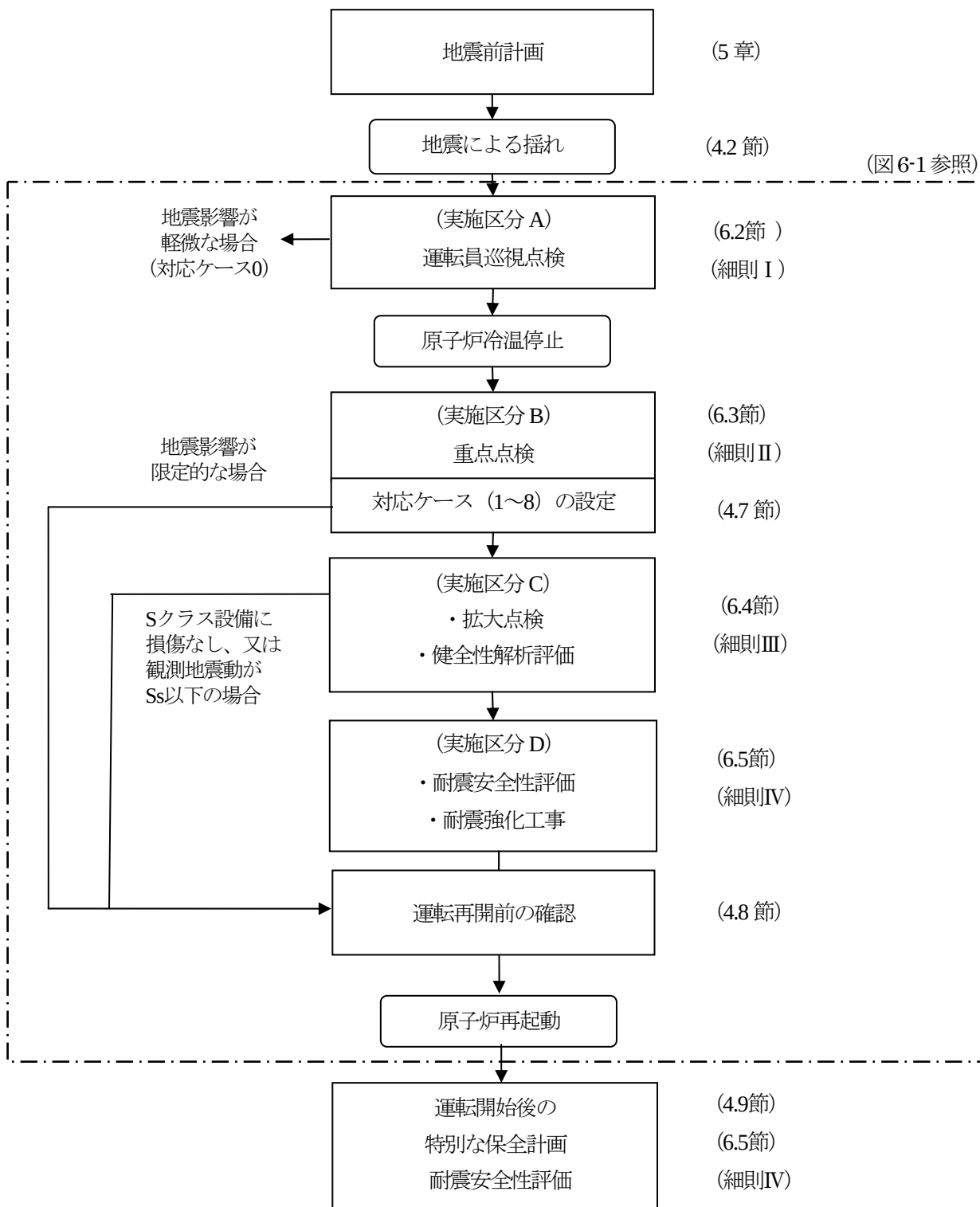


図 4-1 「地震前計画と地震後の点検・評価」の構成とフロー概要

4. 2 原子炉の停止

原子炉施設の安全に影響が生じるような地震が発生した場合には、安全保護装置によって原子炉は安全かつ確実に緊急停止される。また、安全保護装置の設定を下回る地震動に対しても、地震発生後の点検で原子炉施設の安全ならびに継続的な運転に支障のある損傷が確認された場合には、速やかに原子炉を手動停止する。

【解説】

(1) 原子炉の自動停止

原子炉施設には、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」第 22 条第 1 項「運転時の異常な過渡変化が生じる場合又は地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統及び工学的安全施設と併せて機能することにより燃料許容損傷限界を超えないようにできるものであること」に従い、安全保護装置が施設される。

(2) 原子炉スクラム設定用地震動

前記「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」に従い設置される安全保護装置には、発生した地震動を直接に感知して原子炉を緊急停止（スクラム）する装置を含む。

耐震設計審査指針の改訂にともない、基準地震動 **S1** を弾性設計用地震動 **Sd** に読み替えることで、参考文献 2 の考え方「日本では地震スクラム系を設置しその地震トリップレベルを **S1** 地震動程度とする」が適用されていることから、この装置を起動する信号となる原子炉スクラム設定用地震動は弾性設計用地震動程度とすることが原則と考えられる。また、現行の絶対加速度に加えて、地震動レベルを表す指標として Cumulative Absolute Velocity（累積絶対速度）、気象庁計測震度などの適用可能性についても検討が進められている。

4. 3 地震動レベルの設定

発電所に予め設置された地震観測装置により、原子炉停止、地震動のモニタ及び構造物の健全性評価に用いる観測記録を取得する。発電所施設への影響の視点から、観測された地震動を表 4-1 に示す地震動レベルに区分する。地震動レベルは対象設備の設置場所（建屋床面など）で設定する。比較される設計用地震動は、基準地震動 S_s 、弾性設計用地震動 S_d とし、更に設計時の静的地震力にも配慮する。

表 4-1 地震動レベル

地震動レベル	定 義
レベル1	対象設備の設置場所における地震動が、同位置における弾性設計用地震動 S_d による設計地震力以下の場合
レベル2	対象設備の設置場所における地震動が、同位置における弾性設計用地震動 S_d による設計地震力を超え、かつ基準地震動 S_s による設計地震力以下の場合
レベル 3	対象設備の設置場所における地震動が、同位置における基準地震動 S_s の設計地震力を超える場合 <レベル3は更に下記 a、b、c に区分>
レベル3a	短周期領域(*1)のみで基準地震動 S_s の設計地震力を超える場合
レベル3b	中間周期領域(上記及び下記の領域に挟まれる領域)で基準地震動 S_s の設計地震力を超える場合
レベル 3c	長周期領域(*2)のみで基準地震動 S_s の設計地震力を超える場合

*1：固有周期 0.1 秒より剛側を目安とする。

*2：固有周期 0.5 秒より柔側を目安とする。

【解説】

(1) 地震動レベル

地震動レベルは、観測された地震動と建設時の設計に考慮された弾性設計用地震動 S_d 及び基準地震動 S_s とを比較し、表 4-1 に示す「1、2、3」の3段階とするが、レベル 3 は地震動の特性による設備等への影響の視点より、応答スペクトルを、周期範囲によって表 4-1 に示す「a、b、c」の3区分に分けて評価する。

ここで設備等への影響の視点とは、仮に観測地震動の加速度応答スペクトルが基準地震動 S_s を超過しても、変位振幅が小さく、設備に与える損傷エネルギーが小さいことから有意な損傷を与える可能性は低いと考えられる短周期領域を 3a としている。また、我国の原子力発電所設備が剛側での設計を基本としていることから、天井クレーンなどのごく一部の設備やスロッシング挙動に影響が限定され、その他の設備に有意な損傷を与える可能性は低いと考えられる長周期領域を 3c としている。

地震動レベル 3 を区分する周期範囲（振動数範囲）は、原子力発電所に設置される施設の固有周期範囲及び破壊への影響を考慮し、経験的に設定したものであり、目安となる固有周期を表 4-1 欄外に示す（付録 5 参照）。

（２）「発電所施設への影響の視点」

「発電所施設への影響の視点」とは、観測された地震動の周期特性、最大加速度の継続時間、応答スペクトルなど、地震波形の形状が構造物の損傷に与える影響について考慮することをいう。

過去の地震被害例からは、地盤の不同沈下などによる相対変位に起因する損傷が多く報告されており、地震動のレベルに加えて敷地の地盤条件などについても考慮する必要がある。しかしながら、原子力発電所の安全に関わる設備は岩盤上に設置された建物・構築物内に設置されるなど地盤の相対変位に対する対策が施されていることなどから、本ガイドラインでは慣性力とその継続時間などに起因する損傷に注目して地震動のレベルを設定している。

（３）静的地震力への配慮

地震観測記録と比較評価される設計用の応答スペクトルの短周期成分は、当該位置の設備に建設時の耐震設計で考慮された静的震度を下限とする。

4. 4 地震による損傷

地震による損傷は、対象設備に要求される機能への影響が考えられる「有意な損傷」と、機能には影響しない「軽微な損傷」に区分し、地震影響を評価する。

【解説】

（１）有意な損傷

有意な損傷とは、構築物、系統及び機器の機能、信頼性、運転性に支障のある影響を及ぼす可能性のある損傷であり、軽微な損傷以外のものをいう。米国規格等における有意な損傷の例を表 4-2 に示す。

表 4-2 「有意な損傷」の例^{(4),(8),(9)}

対象	損傷例	備考
機器、電気品	① 基礎固定部（アンカー部）の目視出来る変形 ② 基礎ベースの滑り ③ 付属する配管・電線などの損傷（漏洩） ④ 機器本体、シェル、ハウジングの目視出来る皺または坐屈 等	（１） 機器本体またはハウジングの傷、又は部分的な変形は「有意な損傷」とは考えない。
回転機器	① 運転している機器における過大な騒音、振動、温度上昇 等	
配管	① 管本体のクラック発生による漏洩 ② 継ぎ手または接合箇所からの新たな漏洩又は地震後の漏洩の明確な増加	（１） 保温材の損傷及び配管の変形、傷は有意な損傷ではない。

	③ 配管の完全または部分閉塞 ④ 管断面の損傷による例えば 10%以上の重大な流量減少 ⑤ 流量調整弁の誤動作 ⑥ 目視によって判別できる塑性変形 等	(2) 実験結果によれば、8%程度の塑性変形は材料の強度特性に重大な影響は認められていない。
管路等の支持構造物	① 設計で要求している支持機能の喪失 ② 支持される設備の位置移動や傾き 等	
コンクリート構造物	① 地震により発生したクラックで、幅が 1.5mm より大きなもの ② コンクリートの構造強度に影響する剥脱 ③ 目視できる構造体の変形 等	
鋼構造物	① 新たな、又は地震により発生した、目視できる塑性変形 ② 継ぎ手部のクラック ③ 目視できるボルト、ボルト穴または鋼材の変形 等	

(2) 軽微な損傷

損傷の影響の小さなものは地震の影響で生じたとしても、有意とは考えない（軽微な損傷）。例えば下記のような損傷は軽微な損傷に属し、適宜、補修等の復旧措置が講じられる。

軽微な損傷の例

- ・窓ガラスの亀裂、破損（安全関連設備及び放射線管理に影響を及ぼさないもの）
- ・配管保温材の損傷
- ・配管とグレーチングの接触による傷、変形
- ・ケーブルトレイカバーのようなカバー類の損傷、移動、脱落（周辺設備に重大な影響の無い場合）
- ・コンクリートのヘアラインクラック
- ・支持機能に影響しないサポート類の曲がり、変形
- ・モノレール類のストッパーの変形
- ・蛍光灯や照明器具の落下（周辺設備に重大な影響の無い場合）
- ・液面計、フローグラス接合部などからの微小リーク（補修が容易なもの）
- ・変圧器放圧管（放圧装置）からの漏洩
- ・回転体の軸封部からの漏洩増加
- ・書物、事務用品などの机上からの落下（周辺設備に重大な影響の無い場合）
- ・倉庫などの棚の変形、保管物品の落下
- ・ドラム缶類の転倒

4. 5 設備点検、試験

あらかじめ設定された手順に従い発電所の地震影響を点検する。地震動の影響は、その耐震重要度に応じて、建物・構築物及びプラント設備の健全性への影響、機能に影響する有意な損傷の有無を評価する。また、地震後の点検評価に資するため、地震発生前の設備状態を確認し記録する。

【解説】

本ガイドラインで計画・実施される設備点検は表 4-3 に整理される。点検はその目的、対象範囲、実施時期によって段階的に、かつ必要に応じて実施され、また、表 4-3 に示す実施者により多面からの検討が加えられるものとする。

重点点検と拡大点検では、JANTI-SANE-G2 [検査手法—配管・基礎ボルト等]⁽¹⁰⁾を参考として、基本点検及び必要に応じた追加点検を実施することが望ましい。

表 4-3 設備点検／試験の目的及び実施時期等

点検／試験	実施時期	目的	実施者
ベースライン点検	地震発生前（平常時）	地震発生前の設備状態の確認	運転員、保全担当者
運転員巡視点検	地震発生直後	地震の影響を巡視により確認	運転員、発電所スタッフ
重点点検	原子炉冷温停止後	設備健全性の確認、 地震影響レベルの確定	専門家チーム ^(注1)
拡大点検	地震影響が大きい場合 ^(注2)	設備健全性の確認（対象範囲を拡大）	専門家チーム ^(注1)
機能確認試験	再起動前	機器、系統機能評価	試験員
プラント全体機能試験	核加熱開始後	蒸気通気後の機能確認、 総合性能の確認	試験員

（注1）専門家チームは、地震被害を評価経験、又は専門的知識（土木、建築、機械、電気工学等）を有する者と、発電所スタッフ、運転員巡視点検を実施した者、等で構成される。

（注2）耐震 S クラスが損傷、あるいは耐震 B、C クラスの設備が損傷しかつ地震動レベルが 3b または 3c の場合。

4. 6 地震影響レベルの設定

運転員巡視点検、重点点検の結果をもとに、当該設備の重要度と地震による損傷の程度を評価して地震の影響を表 4-4 に示す 4 段階に分類する。この地震影響レベルは、建物・構築物及び当該設備の設置場所（建物床面など）ごとに設定する。

表 4-4 地震影響レベル

地震影響レベル	定義
レベルⅠ	発電所の系統、構築物及び機器（以下、設備という）に有意な損傷が無い状態
レベルⅡ	耐震 S クラスの設備及び耐震 B クラス、耐震 C クラスのプラントの発電に必要な設備には有意な損傷が無いが、それ以外の設備には有意な損傷がある状態
レベルⅢ	耐震 S クラスの設備には有意な損傷が無いが、耐震 B クラス及び耐震 C クラスのプラントの発電に必要な設備には有意な損傷がある状態
レベルⅣ	耐震 S クラスの設備に有意な損傷がある状態

【解説】

地震影響レベルは、運転員巡視点検、重点点検の結果をもとに当該設備の重要度と地震による損傷の程度を評価して、表 4-4 に示す「Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ、Ⅳ」の 4 段階とする。地震影響レベルの判定に際しての当該設備・構造物の重要度については、原子炉施設としての安全性の観点に加えて、発電所としての運転継続機能に関する重要性も含めている。過去に遭遇した地震において、設備の損傷が設置場所に大きく依存した経験を踏まえ、地震影響レベルは地震動レベルと同様に設備の設置場所（構築物、場合によっては床面）ごとに設定する。各地震影響レベルにおける主要な機器等（建物・構築物の支持機能等を含む）の例を表 4-5 に示す。

地震後の対応が実施区分 B に移行する場合は、運転員巡視点検の結果を基に設定された地震影響レベルが重点点検によって再評価され、その結果が正となる。

表 4-5 地震影響レベルに考慮される設備と損傷の例

		系統及び機器			建物及び構築物(参考記載)		
		耐震 S クラス	耐震 B、C クラス		耐震 S クラス	耐震 B、C クラス	
			発電に必要	発電に必要でない		発電に必要	発電に必要でない
地震影響 レベル	I	無(軽微な損傷)* ¹			無(軽微な損傷)* ¹		
	II	無(軽微な損傷)* ¹		有意な損傷	無(軽微な損傷)* ¹		有意な損傷
	III	無(軽微な損傷)* ¹	有意な損傷	—* ²	無(軽微な損傷)* ¹	有意な損傷	—* ²
	IV	有意な損傷	—* ²	—* ²	有意な損傷	—* ²	—* ²
設備の例		・冷却材圧力バウンダリに属する機器・配管設備・原子炉停止設備 ・非常用冷却設備及びその補助設備	・タービン設備 ・主変圧器及び送・受電系統設備 ・廃棄物管理設備(気体、液体)	・廃棄物管理設備(固体) ・消火設備 ・原水系統設備 ・クレーン類	・原子炉格納容器 ・原子炉建屋(密閉機能、遮へい機能) ・安全上重要な建物・構築物* ³ ・中央制御室	・運転関連設備が設置される建屋(支持機能) ・放射性物質を内蔵する建屋(遮へい機能) ・常用取放水設備	・港湾設備 ・構内道路 ・事務本館 ・倉庫

*1:軽微な損傷が確認された場合もしくは、損傷が確認されない場合

*2:損傷の有無に依存しないことを意味する

*3:安全上重要な設備の支持機能を有する建物、非常用取水設備等

4. 7 対応ケースの設定

観測された地震動の大きさ(地震動レベル)及び発電所の設備に対する地震影響(地震影響レベル)をもとに原子炉が停止した後の対応を表 4-6 に示す 9 ケースに分類する。原子炉安全停止後の点検による再起動、更なる健全性評価、耐震安全性評価の実施、被害を受けた設備の補修・交換、機能確認試験の実施などの要否は対応ケースに従う。

【解説】

対応ケースは、ケース 0～ケース 8 に分類する。地震動レベル、地震影響レベルと対応ケースの関係を表 4-6 に示す。

地震動レベルが 1 (観測された地震動が弾性設計用地震動 S_d を下回る) の場合は、基本的には原子炉を自動的に停止する必要はなく、運転を継続できるものと考えられる。現実的には原子炉スクラム設定用地震動が弾性設計用地震動 S_d よりも低く設定されていることにより、仮に原子炉が自動停止した場合であっても、設備の健全性は耐震設計により保証されており、運転員巡視点検によって地震影響レベルが I、II (発電所の安全設備及び発電に必要な設備に有意の損傷がない) であることが確認される場合は、発電に不要な設備の損傷が原子炉運転中でも補修できることから、対応ケース 0 とし実施区分 A での確認が終了した段階で、実施区分 B に移行せずに原子炉を再起動することが可能である。

表 4-6 対応ケース

		地震動レベル				
		1 観測地震動 $\leq S_d$	2 $S_d < \text{観測地震動} \leq S_s$	3 $S_s < \text{観測地震動}$		
				3a *1	3b	3c *2
地震影響レベル	I 全設備に有意な損傷無	(対応ケース 0)	対応ケース 1	対応ケース 5		
	II B、C クラス設備のうち、運転に必要な設備に有意な損傷有 (その他設備に有意な損傷無)		対応ケース 2	対応ケース 6a	対応ケース 6b	対応ケース 6c
	III B、C クラス設備のうち、運転に必要な設備に有意な損傷有 (S クラス設備に有意な損傷無)	対応ケース 3		対応ケース 7a	対応ケース 7b	対応ケース 7c
	IV S クラス設備に有意な損傷有	対応ケース 4		対応ケース 8		

*1 固有周期が 0.1 秒より剛側のみで S_s を超える場合*2 固有周期が 0.5 秒より柔側のみで S_s を超える場合

4. 8 運転再開前の確認

運転再開に先立って、観測された地震動の大きさ及び地震の影響に応じて、別途対応ケースごとに定める条件を満足していることを確認する。耐震 S クラス設備に有意な損傷が発生した場合にはその原因を特定し、他設備への水平展開又は耐震安全性評価を実施して、必要な補修・改造が完了していることを確認する。

【解説】

原子炉を再起動する要件は、観測された地震動の大きさ（地震動レベル）及び試験・点検により確認された地震の影響（地震影響レベル）により異なる。原子炉が原子炉保護系により自動停止した場合はその原因を明らかとし、地震に起因する場合には、対応ケース 0～8 に定められた要件を満足することを確認した後に原子炉を再起動する。

観測された地震動が基準地震動 S_s を超えない（地震動レベル 1、2）にも拘わらず耐震 S クラス設備に有意な損傷が確認される場合（地震影響レベル IV）は設計上の想定外の事象が発生している可能性があり、損傷の原因を特定し、他の安全関連設備が同種の原因により損傷することが無いように水平展開を実施する。

また、建設時の耐震設計手法における余裕さらには設備固有の耐震余裕から、観測された地震動が基準地震動 S_s を超えた場合（地震動レベル 3）であっても当該設備に有意な損傷が発生するとは限らない。これら裕度は地震動の特性にも依存することから、原子力発電所の地震経験に基づき、地震動の周期特性と主要な設備の固有周期の関係などに配慮した対応ケースに従い、再起動の要件が設定されている（細則 II～IV 参照）。

観測された地震動が基準地震動 S_s を超え（地震動レベル 3）、基準地震動 S_s で耐震設計された安全関連施設に有意な損傷が発生した場合（地震影響レベル IV）は、当該安全設備の耐震余裕が小さい可能性を有しており、実施区分 D（細則 IV）に従った耐震安全性評価を再起動の要件としている。

4. 9 運転開始後の特別な保全計画

地震によりプラントが長期間停止した場合には、原子炉再起動後の実運転及び実運転開始後の定期検査期間中の特別な保全計画を策定し、継続的な監視等を行う。

【解説】

平成 21 年 1 月より運用を開始した新検査制度の一環として、1 年以上運転を停止していたプラントについて「特別な保全計画」等を策定することが、規制当局により義務付けられている。

このため、地震により長期間停止した原子力発電所については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に従い、原子炉再起動後の実運転及び実運転開始後の定期検査期間中に実施される通常の保全計画に加えて、個々のプラントの実情に応じて地震影響にその後の経時変化が加わることによる設備への影響を監視するための特別な保全計画を運転開始前に策定する。運転開始後の特別な保全計画では、必要に応じて地震影響の経時変化による顕在化の可能性を考慮し、機器の振動特性や漏洩検知等について、データ採取及び評価を行う。

実運転中及び実運転開始後の定期検査において、特別な保全計画に定める点検を実施し、異常のないことを確認した後は、通常の保全活動による監視を行う。

5. 地震前計画

地震発生後の対応を円滑かつ確実とするため、地震前に計画的に準備すべき事項を本章に示す。

5. 1 発電所個別の手順書作成

本ガイドラインを参考に、個別の発電所の手順書を作成する。手順書には特に地震関連の項目として下記を明示する。

(1) 組織と役割分担

細則に示す実施区分 A 及びその後の実施区分における対応組織と役割分担、責任範囲について明確にする。

(2) 連絡体制

規制機関をはじめとする必要な連絡先及び連絡方法とその連絡時期、点結果の報告を要する地震動のレベル、更には原子炉の停止、再起動などに際しての関係組織との係わりについて記載する。

(3) 点検要領

運転員巡視点検、重点点検、拡大点検の点検要領を作成し手順書に添付する。

【解説】

(1) 組織と役割分担

- 事業者は地震前計画において、地震時の対応組織と役割分担及び責任範囲を明確にする。

意志の決定： 本部責任者、発電所責任者

実施区分 A 及び B の対応者：運転員、発電所スタッフ、耐震関連技術者、その他

- 実施区分 A における運転員と発電所スタッフの役割分担を明確とする。運転員と発電所スタッフの地震対応に関係した役割分担例を下記に示す。

(運転員)

- ・ 地震による揺れの確認
- ・ 通常または非常時の運転手順に基づく発電所の安定化
- ・ 運転員巡視点検
- ・ 地震モニタによる地震動レベルの把握
- ・ 原子炉停止の必要性評価
- ・ 停止前点検
- ・ 原子炉の安全停止への移行
- ・ 機能確認試験
- ・ 原子炉の再起動

(発電所スタッフ)

- ・ 地震観測記録の収集・分析
- ・ 運転員巡視点検の助勢
- ・ 原子炉自動停止要因の評価
- ・ 原子炉停止の必要性評価
- ・ 関係組織への報告

- 実施区分 B 以降における運転員、発電所員及び耐震関連技術者の役割分担を明確とする。運転員と発電所員、耐震関連技術者の地震対応に関係した役割分担例を下記に示す。

(運転員)

- ・原子炉の安全停止の維持
- ・重点点検の助勢
(発電所スタッフ)
- ・重点点検
(耐震関連技術者)
- ・重点点検
- ・地震観測記録評価
- ・実施区分 C 以降の計画

なお、耐震関連技術者は、土木・建築、機械、電気工学等の関連知識を有し、地震被害の調査、評価経験又はその教育・訓練を受けた者であることが望ましい。

(2) 連絡体制

地震発生後の時間経過及び地震の影響の程度によって、責任部署が変わることに留意する。

(3) 点検要領

運転員巡視点検の点検対象及び要領については、細則Ⅰ（実施区分 A.6）を参考に作成する。重点点検、拡大点検に関しては、各々細則Ⅱ（実施区分 B.5）及び細則Ⅲ（実施区分 C.2）に示す対象選定及び点検の考え方を参考に作成する。

対象設備タイプ別の点検チェックシートをあらかじめ作成し、データベース化することが望ましい。

5. 2 点検対象設備の選定

重点点検については、対象設備選定の考え方に沿ってあらかじめ対象設備を選定し、リストを手順書に添付する。

【解説】

細則Ⅱ（実施区分 B）に対象選定の考え方を示すが、基本的には下記によっている。

- ・耐震 S クラスの設備を代表し、地震被害の可能性の高い設備
- ・耐震 B、C クラスの設備であって、建設時の耐震設計内容及び過去の地震被害経験などから損傷し易く目視点検可能な損傷モードが想定される代表的な設備（「損傷指標設備」として少数選定する）

ここで、重点点検は地震影響レベルを決定し、対応ケースに従った対応（更なる拡大点検の実施など）を判定するためのものであることから、地震影響の起こり易さによって対象設備を選別すること、設備の破壊メカニズムは地震動の特性によって異なることに留意する。

選定された設備については、損傷が予想されるモード⁽¹¹⁾に基づく点検箇所、点検方法などをあらかじめ文書化する。

地震前計画において選定された設備は必ずしも点検を実施するものではなく、観測された地震動のレベルによっては、地震動指標による判定、解析的評価などで点検を代替することに留意する。

5. 3 地震観測装置の整備

発生した地震動のレベルを明確とし、また解析評価が必要な場合に備えて、下記の地震計及び表示、記録設備を設置する。

- ・原子炉保護系用感震器
- ・表示用地震計
- ・観測用地震計

【解説】

(1) 地震観測装置の設置位置

地震観測装置は、原子炉保護系用感震器（原子炉緊急停止用）、中央制御室における表示用地震計、構造評価用の観測用地震計の3種を、その設置目的に従い選定し、適切な位置に設置する。

ここで適切な位置とは、基礎版上、中間階、上部階等の建屋耐震壁付近を意味し、各建屋及び各方向の有意な振動モードを測定可能な位置に地震観測装置を配置することが推奨される。

(2) 原子炉保護系用感震器

原子力発電所には、原子炉保護系として地震感知装置（制御用地震計）を設置し、地震によって原子炉の運転を緊急停止するシステムを構築する。地震感知装置の設置場所、論理回路などについては、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針」JEAG4601-1987 添付資料－3による^③。

(3) 表示用地震計

中央制御室等に発電所で観測された地震動の規模を表示し、運転員等の地震後対応に資するための計測システム（表示用地震計）を設置する。地震動の観測点は当該発電所の代表的な位置とする。中央制御室には警報、最大加速度又は計測震度などを表示するが、時刻歴波形を記録することは必ずしも必要としない。

大地震発生時には外部電源の喪失が予想されることから、表示システムの電源は無停電電源とすることが望ましい。

(4) 観測用地震計

主要構造物の耐震性評価及び地震動レベル設定を目的として、地震動の計測システム（観測用地震計）を設置し、地震動の時刻歴波形（加速度、速度、変位等）を記録する。設置場所及び計測器の仕様は対象とする構造物に依るが、地震後の解析の精度を高める目的からは、岩盤のほか、主要建屋の基礎版、主要構造物が設置される建物床、及び主要機器の代表点が考えられる。岩盤、地表、主要設備が設置されている建物内床面に地震計を設置することが推奨される。床面に地震計が設置されていない場合は、建物の地震応答解析モデル（弾性）及び、岩盤の観測記録から、各床の地震応答加速度時刻歴波形を算出する。また、地震計の記憶容量は、地震動の継続時間、余震の発生頻度などに留意し、十分な容量とそのバックアップ装置の設置が推奨される。

5. 4 ベースライン点検の実施

地震発生後の点検結果の評価を容易とするため、地震発生前の状態を記録する。

【解説】

地震の影響を識別するために、通常時基本点検の一環として定期的に点検を行い、結果を文書化して記録する。

点検対象には原則として重点点検の対象設備を含めるものとし、地震影響の識別に必要と判断される部位について実施する。目視点検の結果は、スケッチ図、写真、その他異常を示す手法を用いて文書化し、記録する。また、経年変化などに対する非破壊検査を実施している場合はその記録を保管する。

5. 5 耐震設計資料の整理・保管

実施区分 B、C 及び D で実施される解析評価に使用する資料として、建設時などの耐震設計資料を整理・保管する。

【解説】

設計資料は、地震荷重算出のための解析モデル、インプット、解析プログラム等を含み、原子力発電所から離れた場所にも保管する。

5. 6 点検要員の教育・訓練

重点点検、拡大点検を実施する耐震設計技術者に対して教育・訓練を計画し、点検までに実施する。

【解説】

重点点検、拡大点検は、土木・建築、機械、電気の知識を有する耐震関連技術者の指導のもとで実施される。点検に従事する技術者は、地震による損傷を観察した経験を有するか、各設備の地震時損傷モードに関する教育・訓練を受けた者とし、教育記録を保管する。

教育・訓練は、原子力発電設備全般の損傷モードに対する知識とその目視点検方法について実施する。

6. 地震後の点検・評価

6. 1 地震後対応の実施区分

地震による揺れが検知された場合には、第 4.1 節の基本方針に従い、実施時期と目的によって下記の実施区分に分類される対応をとる。

- ・実施区分 A
- ・実施区分 B
- ・実施区分 C
- ・実施区分 D

【解説】

(1) 地震発生直後の対応

地震による揺れの検知から原子炉の安定運転継続又は安全停止に至る地震発生直後の対応は、個々の発電所で地方自治体との関係等も考慮して定められている運転要領等に従う。本ガイドラインでは、何らかの損傷の可能性が示唆され、特別な対応を要する地震動（「有意な地震動」）が観測される場合を想定している。

「有意な地震動」のレベルとして、国外では最大絶対加速度 50Gal としている例⁽⁹⁾ があるが、地震経験が豊富で、地震観測網が整備されたわが国では、気象庁震度階などの地震動指標が参考となる。

○ 地震発生直後の原子力発電所の対応例⁽¹⁾

国内 A 電力

- 1～10Gal 制御盤監視
- 10～65Gal 同上と通常時並の巡回点検
- 65Gal 以上 巡回点検

国内 B 電力

- 震度 1、2 制御盤監視
- 震度 3 同上と通常時並の巡視点検
- 震度 4 同上及び原子炉停止系等の健全性確認試験
- 震度 5 弱以上または 80Gal 以上 同上及び安全保護系等の健全性確認試験

上記の如く、国内 A 電力の 65Gal、国内 B 電力の、震度 5 弱以上または 80Gal 以上の地震動が「有意な地震動」に相当している。

また、報告を要する地震としては、自治体などとの関係から発電所ごとに定められており、例えば国内 B 電力では「発電所の周辺地域で強い地震が観測されたとき（半径 100km 以内で震度 5 以上、半径約 50km 以内で震度 4 以上を目安）」としている。

(2) 地震後対応の全体構成

実施区分 A は地震による揺れを感知してから必要に応じて原子炉の冷温停止に至るまでの対応、実施区分 B は安全停止後に対応ケースを決定するまでの対応、実施区分 C はある程度以上（対応ケースによる）の地震影響が懸念される場合の発電所の健全性評価、実施区分 D は建設時又はその後の耐震バックチェック時などに想定した基準地震動 S_s を超える地震力に対する耐震安全性評価で実施する対応を示している。対応の全体構成を図 6.1 に示す。

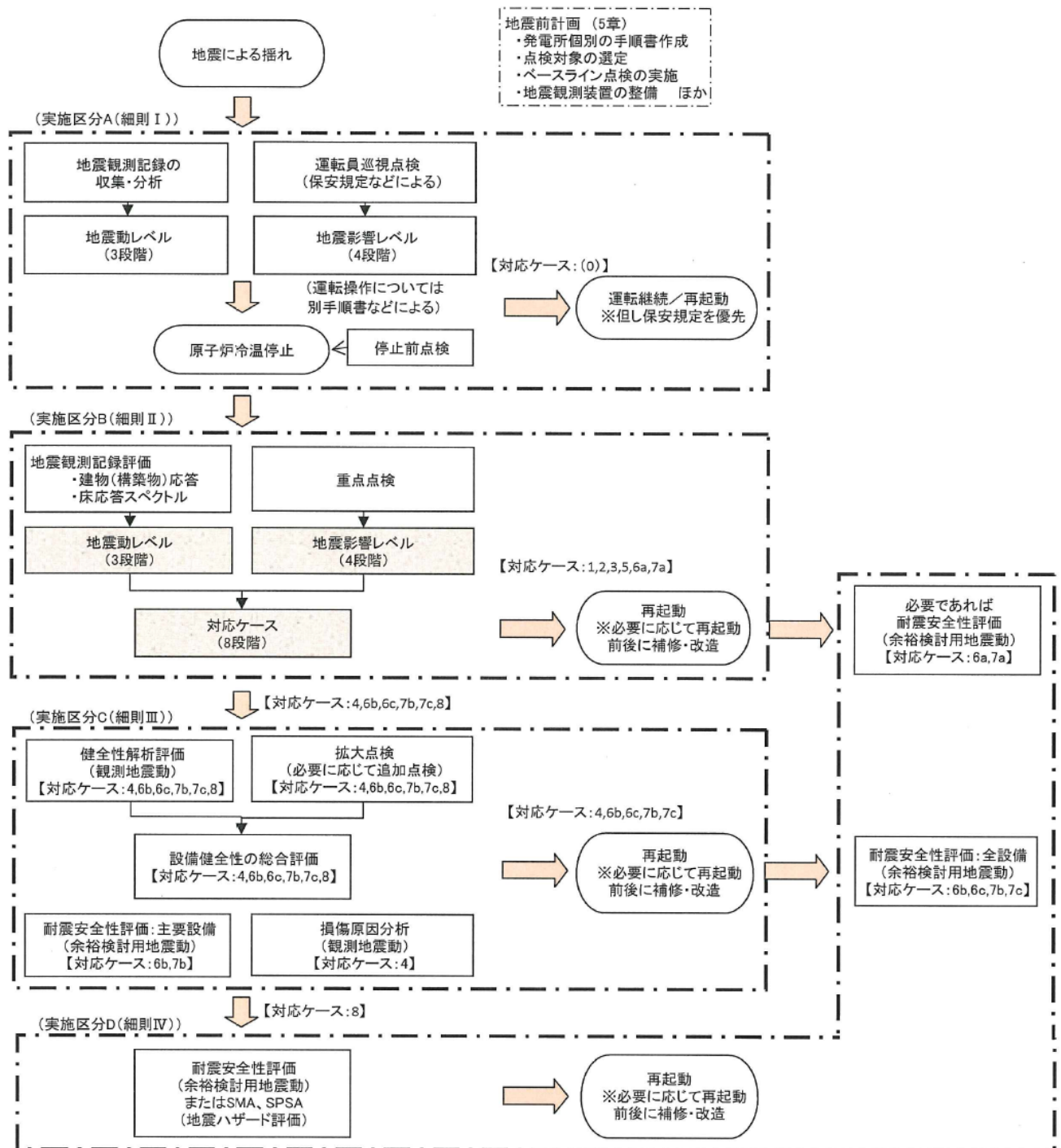


図 6-1 地震後の点検・評価全体フロー

6. 2 実施区分 A

実施区分 A では、地震による揺れを検知した直後に、プラントの状態及び地震動レベルを把握し、原子炉が安定した状態にあることを確認する。細則 I にその対応手順を示す。

【解説】

(1) 主要実施項目

発電所において地震による揺れを感じた際に速やかに以下の措置を講じる。

- ・原子炉の安定化に必要な運転操作
- ・地震観測記録の収集・分析（地震動レベルの設定）
- ・運転員巡視点検（地震影響レベルの設定）
- ・原子炉が自動停止している場合には、その停止要因の解明（二次的な要因により原子炉が停止している場合の再起動を含む）
- ・原子炉の手動停止が必要な場合には冷温停止状態への移行操作

(2) 留意事項

実施区分 A の対応には、地震に起因するプラントの異常状態の監視及び運転対応（原子炉が停止した場合は安全停止状態への移行など）、観測された地震記録の収集・分析、地震動レベルに応じた運転員及び発電所員による試験・点検、運転継続可否の判断、及び関係組織、部署への情報伝達が含まれる。

原子炉保護系用感震器の作動ではない二次的な地震影響などによって原子炉が停止していることが確認され、その対策が完了し、運転員巡視点検によって異常がないことが確認された場合には原子炉を再起動する。

原子炉保護系用感震器が原子炉スクラム設定用地震動を感知して原子炉が停止していることが確認され、運転員巡視点検による地震影響レベルと地震動レベルによって、地震による影響が軽微であり、原子炉の安全運転に支障がないことが確認された場合（対応ケース 0）には、原子炉を再起動する。

6. 3 実施区分 B

実施区分 B では、原子炉が冷温停止状態を維持した後、遭遇した地震動のレベル及びプラント設備の損傷状態を正確に把握する。細則 II にその対応手順を示す。

【解説】

(1) 主要実施項目

原子炉が冷温停止状態に維持された後、下記の措置を講じる。

- ・地震観測記録評価（地震動レベルの設定）
- ・重点点検（地震影響レベルの設定）
- ・上記に基づく対応ケースの決定

(2) 留意事項

実施区分 B では下記を総合的に評価し、原子炉が安全停止した後取るべき対応（対応ケース 1～8）を設定する。

- ・観測地震動と弾性設計用地震動 S_d 及び基準地震動 S_s の比較（地震動レベル）
- ・対象を限定した重点的な点検（重点点検）による建物・構築物及びプラント設備に対する影響度の把握（地震影響レベル）

実施区分 B では、必要に応じて、実施区分 A で設定された地震動レベル、地震影響レベルを発電所

スタッフや専門的知識を有するものが再評価する。

地震影響レベルと地震動レベルによって対応ケースが確定し、地震による影響が軽微であり、原子炉の安全運転に支障がないことが確認された場合には、原子炉を再起動する。

6. 4 実施区分 C

実施区分 C では、地震影響に対するプラント設備の健全性確認について、点検・評価の対象を拡大して実施する。細則Ⅲにその対応手順を示す。

【解説】

(1) 主要実施項目

実施区分 B で定めた対応ケースに従い、以下の措置を講じる。

- ・拡大点検の実施
- ・健全性解析評価
- ・設備健全性の総合評価
- ・対応ケースに応じた損傷原因分析
- ・必要に応じて健全性の確保及び安全運転に必要な設備の補修・改造

(2) 留意事項

観測された地震動が建設時又はその後の耐震バックチェック時などに想定した基準地震動 S_s を超えていないにも拘わらず安全関連設備に有意な損傷がある場合（対応ケース 4）には、損傷原因分析として解析による損傷原因の解明と類似構造物を含めた対策を実施する。

また実施区分 C において、対応ケース 6b、7b では細則Ⅳに記載する耐震安全性評価を主要設備に対し実施する。

対応ケースで実施区分 D が必要とされる場合を除き、地震影響に対する健全性が確認され、または健全性に対する対策が完了した場合には、原子炉を再起動する。地震動レベルが 3b で地震影響レベルがⅡ又はⅢの場合（対応ケース 6b、7b）は、主要設備のみ再起動前に耐震安全性評価を行い、残りの設備は再起動後に実施することが出来る。対応ケースが 6a 及び 7a の場合は、必要であれば再起動後に耐震安全性評価を行う。また、対応ケースが 6c 及び 7c の場合は、再起動後に耐震安全性評価を行う。

6. 5 実施区分 D

実施区分 D では、プラント設備の地震力に対する余裕を確認する。細則Ⅳにその対応手順を示す。

【解説】

(1) 主要実施項目

実施区分 B で定めた対応ケースに従い、以下の措置を講じる。

- ・余裕検討用地震動に基づく建物・構築物及びプラント設備の裕度の確認、またはこれと等価な確率論的評価
- ・必要に応じて耐震安全性確保ならびに安全運転に必要な設備の補修・改造

(2) 留意事項

観測された地震力が S_s 地震力を超えた場合は、発電所設備に全く有意な損傷が見られない場合（地震影響レベルⅠ）を除き、耐震安全性評価を必要に応じて実施する。この場合、耐震 S クラス設備に損傷が発生し（地震影響レベルⅣ）、耐震余裕が小さい恐れのある場合には再起動の前に実施する。

実施区分 D における原子炉の再起動に際しては、安全運転に必要な設備の補修・改造が完了していること。さらに、地震動レベルが 3 で原子炉の安全に関わる設備に有意な損傷がある場合（対応ケース 8）は、耐震安全性評価が終了していなければならない。

細則 I (実施区分 A)

細則 I 目次

- A.1 実施区分 A の対応
- A.2 プラント状態の監視、安定化
- A.3 地震情報の収集と共有
- A.4 地震動観測記録の収集・分析
- A.5 地震動レベルの設定
- A.6 運転員巡視点検と地震影響レベルの設定
- A.7 原子炉手動停止の判断
- A.8 原子炉停止前点検
- A.9 原子炉の安全停止状態への移行
- A.10 原子炉の再起動と実施区分 A の対応の完了
- A.11 報告及び記録

細則 I 本文

A.1 実施区分 A の対応

実施区分 A の対応は、発電所において地震による揺れを感知後、プラントの状態及び地震動のレベルを把握し、運転中または停止後の原子炉が、安定した状態にあることを確認するために実施される対応とする。

【解説】

実施区分 A には、地震に起因するプラントの異常状態の監視及び運転対応（原子炉が停止した場合は安全停止状態への移行など）、観測された地震記録の収集・分析、地震レベルに応じた運転員及び要員による試験・点検、運転継続可否の判断、並びに関係組織、部署への情報伝達が含まれる。

実施区分 A の対応フローを図 A-1 に示す。

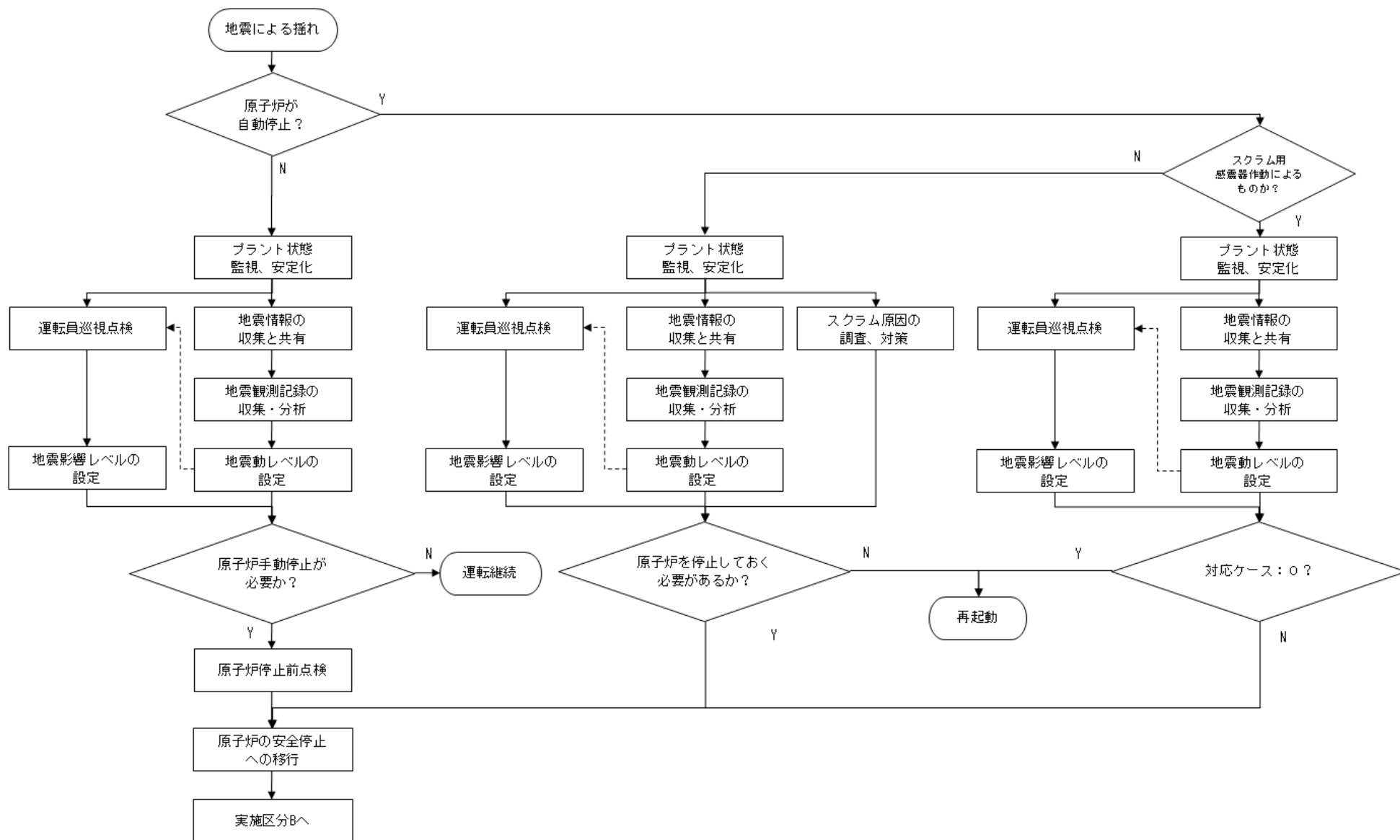


図 A-1 実施区分Aにおける対応フロー

A.2 プラント状態の監視、安定化

運転員は、中央制御室でプラントの異常発生を監視し、必要に応じて対応操作を行い、プラントを安定な状態に維持する。発電所スタッフは周辺環境への放射線の影響を確認し、速やかに必要な措置を講じる。

また、プラントが安全かつ安定な状態に維持されたのち、運転員及び発電所スタッフは下記を実施する。

- (1) 地震影響の兆候確認
- (2) 原子炉が自動停止している場合はその原因調査

【解説】

(1) 地震影響の兆候確認

プラントが安全かつ安定な状態に維持された後、運転員は地震による異常兆候を制御盤上でチェックする。

地震発生直後に特に注意する監視項目の例を以下に示す。

- a. 原子炉一次系、二次系の放射線量、温度、圧力、流量の変化。冷却材のサンプリング及び評価
- b. 原子炉一次系ルーズパーツモニタ
- c. 非安全系統設備の計測制御系トリップ又は異常
- d. 回転機の振動計
- e. 低圧液体貯槽・タンクの液位
- f. 給・配電設備の電圧、電流、周波数状態
- g. 中性子束モニタの変化

なお、負荷遮断により、単独運転に移行した場合は、その状態を維持する。

(2) 原子炉自動停止信号の確認

安全保護装置が作動して原子炉が自動停止した場合は、プラントが安全かつ安定な状態に維持されたのち、運転員は原子炉自動停止の原因を調査する。

原子炉保護系用感震器からの加速度大信号による原子炉自動停止の他に、地震動の影響により原子炉が自動停止した下記事例が経験されているが、いずれの事例においても設備（蒸気タービンや炉心燃料など）の異常は発見されていない。

- a. タービン軸振動大信号による主蒸気タービントリップ（国内 BWR）
- b. 中性子束高信号による原子炉スクラム（国内 BWR）
- c. 出力領域中性子束変化率高信号による原子炉スクラム（国外 PWR）⁽¹⁹⁾

これらにより原子炉が自動停止した場合は、地震動による設備の異常が原因ではないことが過去の事例で明らかとなっており、感震器からの加速度大信号が発信されていないことの確認、運転員巡視点検による他の異常がないことの確認、及び保護系の信号発生に対する所定の対応が完了した場合には原子炉を再起動する。

A.3 地震情報の収集と共有

地震による揺れが感知された場合は、速やかに地震の規模、震源位置、津波の予測などの情報を取得し、関連部署間で情報を共有する。

【解説】

運転員は、中央制御室に表示される表示用地震計の記録又は警報を確認し、第 5 章地震前計画で作成した手順書に従い、関係部署に連絡する。

発電所内の観測記録に加え、気象庁から発表される地震の規模（マグニチュード）、震央位置、震源深さ、発電所周辺の震度とその計測位置、津波の予測などの情報を取得する。

A.4 地震動観測記録の収集・分析

地震観測記録を収集し、観測された地震動と設計用地震動の比較評価を、加速度時刻歴、応答スペクトルにより行う。

【解説】

（１）加速度時刻歴

地震観測記録から加速度時刻歴波形を作成し、最大加速度を建設時又はその後の耐震バックチェック時などに想定した最大加速度と比較する。地震観測記録の時刻歴波形は加速度とし、単位は Gal とする。

（２）応答スペクトル

加速度時刻歴の観測記録から応答スペクトルを作成し、主要周期範囲の加速度応答を比較する。

観測された地震動の応答スペクトルの減衰定数は 5% とする。応答スペクトル算出の周期範囲、周期増分などは設計用応答スペクトル算出時の様式に従うが、拡張は行わない。

A.5 地震動レベルの設定

第 A.4 節で作成された応答スペクトルをもとに、各測定箇所における地震動レベルを設定し、運転員巡視点検の参考とする。

地震動レベルの設定に際しては、設計時の静的地震力を考慮する。

【解説】

観測された地震動の方向は、設計用応答スペクトルの方向（NS、EW、UD）に合わせ、個々に比較する。

地震観測記録と比較評価される設計用の応答スペクトルの短周期成分は、建設時の耐震設計で当該位置の設備に考慮された静的震度を下限とする。

実施区分 B に移行する場合は、実施区分 B で再評価する地震動レベルを正とする。

A.6 運転員巡視点検と地震影響レベルの設定

運転継続中又は停止した原子炉が安定した状態になった後、巡視点検を実施し、その結果を基に地震影響レベルを設定する。

巡視点検結果は関係部署に報告し、更なる対応の必要性を判定する。

【解説】

運転員巡視点検の内容は、発電所及び周辺地域で観測された地震動の大きさ（気象庁震度階など）、発電所で観測された表示用地震計などの絶対加速度値などにより発電所ごとに定めるが、設置場所の震度が気象庁震度階 5 弱（有意な地震動）を超えた設備については、本書に従って点検することが望ましい。

点検は、地震発生前の発電所の状態を熟知した運転員及び発電所スタッフが、原則として通常時の

アクセス可能な領域について実施する。ただし、点検者が高放射線領域、原子炉格納容器、その他のアクセスが制限されている区域に損傷があると推定する場合は、これらの区域も点検対象に含み、目視点検以外の適切な方法で実施する。

巡視点検に際しては、通常の点検で実施している内容に加え、地震発生に伴う状態の変化（損傷）を発見することに重点をおく。点検に際して特に留意すべき項目を表 A-1 に示す。

巡視点検の結果を基に、第 4.6 節に示す地震影響レベルを設定する。実施区分 B に移行する場合は、実施区分 A で設定した地震影響レベルは暫定とし、実施区分 B で再評価する地震影響レベルを正とする。

点検者は有意な地震動を超えた場所に設置された重点点検対象設備を目視観察し、地震前からの状態の変化又はその可能性などの留意事項を記録し、重点点検の点検者に連絡する。

表 A-1 運転員巡視点検の地震影響留意点⁽⁴⁾⁽⁹⁾

No	留意点
1	配管の漏洩チェック（特にフランジや機械継ぎ手、枝管などの結合部）
2	低圧タンクの損傷（特に地上、床上設置の縦型貯蔵タンク）
3	開閉所設備の損傷
4	タンク内液位のチェック（内蔵液体のスロッシングにより、レベルスイッチが作動し、一時的な液位変化を示す場合がある）
5	ポンプ、ファンなど回転機の振動大、ベアリング温度高、異音発生
6	隣接する機器の衝突又は落下物による機器や構造物の損傷
7	アンカーボルトの変形や緩み、アンカーボルトの引抜やせん断、機器の傾き、移動、ミスアライメントなどのような、機械基礎の状態
8	機器の接続配管（ホース、電線管を含む）の損傷
9	過大な相対変位発生箇所の配管本体の損傷、及び配管、機器の支持構造の損傷
10	電気制御盤の変形（リレーやブレーカのような内部搭載機器については、サンプルの目視検査を含む）
11	鉄筋コンクリート構造物の大きなクラックや破損（鉄筋コンクリート構造物のヘアクラックに対する特段の留意は不要）
12	重要なリレー、ブレーカ、スイッチギヤなどの地震影響を受ける可能性のある電気品（特に、状態変化が機器や系統の機能に影響する可能性のある保護、シーリング及びロックアウト回路のもの）の状態
13	安全停止系設備上に落下する可能性のある可搬物
14	原子炉格納容器ペネトレーションの損傷
15	建物や構築物の沈下や相対的な移動
16	構造物間の衝突や打撃痕の有無
17	地中埋設配管や電線管などが損傷していることを示す兆候（配管の破断や地盤の沈下、亀裂発生など）

A.7 原子炉手動停止の判断

当直長は、原子炉スクラム用感震器の設置場所で観測された地震動が、同位置における弾性設計用地震動 S_d による設計地震力を超える場合又は運転員巡視点検の結果、原子炉の安全な運転継続に支障がある損傷が発見された場合には、より詳細な点検・試験を行うために、通常時の方法で原子炉を手動停止する。

【解説】

「弾性設計用地震動 S_d による設計地震力を超える」か否かの判断においては、細則Ⅱ「B.4 地震動の評価と地震動レベルの設定」に従い、設備の損傷モードに関わる参考指標（計測震度、CAV など）を必要に応じて参照する。

原子炉が自動停止して停止状態が保たれている場合は実施区分 B の重点点検に備えて、原子炉を低温停止の状態に移行する。

A.8 原子炉停止前点検

原子炉の通常停止作業（低温停止への移行を含む）に先立ち、運転員及び発電所員は作業が円滑に行えることを確認する。

点検は通常停止に必要な設備及び安全関連設備の機能が保たれることの確認を重点とし、下記を対象とする。

- ・ 原子炉状態の確認
- ・ 制御棒駆動機構の操作確認
- ・ 安全停止系及び代替手段の機能確認
- ・ 外部電源及び非常用所内電源の利用可能性確認

【解説】

（１）点検内容

通常運転時に運転員によって実施される点検と同一の点検内容、及び地震影響に対する目視点検とする。

運転中は通常停止している原子炉の安全停止及び低温停止への移行に必須な設備の機能に対する地震の影響を把握し、必要に応じて補修を実施するか、または停止操作前に代替設備を準備できるようにする。

（２）原子炉の状態確認

原子炉内の状態を示す各種計測データから原子炉の状態を把握する。

燃料及び原子炉内部構造物への地震影響については、例えば下記のデータを通常運転時と比較する。

- ・ 制御棒駆動機構の運転性
- ・ 炉内計装の読値変化
- ・ 原子炉一次冷却系の放射線モニタ読値変化
- ・ 原子炉一次冷却系の流量、温度、圧力変化
- ・ ルーズパーツモニタのノイズ信号変化
- ・ 原子炉一次冷却系水質の地震前データとの比較

（３）安全停止設備の確認

原子炉の安全停止に必要となる設備について、機能の健全性を確認する。下記の機能に係わる設備

が安全停止設備に含まれる。

- ・ 原子炉の反応度制御
- ・ 原子炉一次系の圧力制御
- ・ 原子炉一次系の冷却材保有量
- ・ 崩壊熱除去

点検対象には表 A-2 に示す設備を含める。

表 A-2 停止前点検の対象設備^{(4) (9)}

1	崩壊熱（残留熱）除去系（ポンプと熱交換器を含む）
2	冷却材の水源 ○ ほう酸水貯蔵タンク、燃料取替え用水貯蔵タンク（PWR のみ） ○ 復水貯蔵タンク
3	冷却材供給システム ○ 補給水系 ○ 補助及び非常用給水系（PWR のみ）
4	所内非常用電源 ○ ディーゼル発電機 ○ 所内バッテリー ○ 交流・直流母線 ○ 関連する遮断器、継電器
5	安全停止系の制御、監視に必要な計装、及び制御系
6	原子炉格納施設の隔離系

（４）外部電源と所内常用電源の確認

原子炉の停止及びタービン発電機の解列に際して、外部電源に切り替わる際の機器類の健全性を確認する。

外部電源への切り替えには、回路遮断器及び変圧器が使用される。これらの回路遮断器、変圧器及び関連する配電設備は、特に下記に留意して点検する。

- 給電指令所に外部電源の状態を確認し、さらに、回線、開閉所、補助系統の状態確認を実施する。利用可能な外部電源の回線数を確認し、2 を下回る場合又は状態が不明の場合は、速やかに所内非常用電源を点検すること。これらの点検では、給電盤上の回路遮断器及び制御電源表示灯が通常運転時の運転手順に適合し、通常時の電圧、電流、周波数の状態を示していることを確認する。
- 起動及び補助変圧器、回路遮断器、関連する配電設備を目視点検する。特に、変圧器の保護装置が作動して、起動及び補助変圧器が隔離されていないことを確認する。
- ユニット変電所及びモーターコントロールセンターの損傷を目視で点検する。

（５）所内非常用電源の確認

所内非常用電源又は代替電源の利用可否を確認する。

特に下記について実施する。

- a) ディーゼル発電機の目視点検。起動システム、冷却システム、燃料油システム、潤滑油システム、取放水構築物、配電及び制御システムの点検
- b) 所内直流電源システムの目視点検（蓄電池、充電器、変換器を含む）
- c) 外部電源喪失時に所内非常用電源が利用可能であることを確実にするために必要と考えられる、その他のプラント固有の試験・点検

A.9 原子炉の安全停止状態への移行

停止前点検によって、必要な安全停止装置及び電源の利用が確認された場合は、通常停止操作を開始する。安全停止設備の機能低下が確認された場合には、運転要領書に従い、速やかに原子炉を停止する。

A.10 原子炉の再起動と実施区分 A の対応の完了

原子炉が運転を継続しており、原子炉の手動停止が不要と判断される場合は実施区分 A の対応を完了する。

原子炉が停止しているときには、原子炉自動停止が原子炉保護系用感震器の信号によるものではないことが確認されてその対策が完了した場合、又は運転員巡視点検の結果と地震動レベルによって、地震による影響が軽微であり原子炉の安全運転に支障がないことが確認され（対応ケース 0）、原子炉の停止を継続する必要が無いと判断される場合には、通常原子炉起動手順に従い、原子炉を再起動し実施区分 A の対応を完了する。

A.11 報告及び記録

運転員から報告を受けた手順書に定める要員は、地震の規模に応じて、手順書に定める国、地方自治体などにプラントの状態を報告するとともに記録に残す。

細則Ⅱ （実施区分 B）

細則Ⅱ 目次

- B.1 実施区分 B の対応
- B.2 地震観測記録評価
- B.3 解析による地震動評価
- B.4 地震動の評価と地震動レベルの設定
- B.5 重点点検
- B.6 地震影響レベルの設定
- B.7 対応ケース
- B.8 原子炉再起動と実施区分 B での対応
- B.9 記録

細則Ⅱ 本文

B.1 実施区分 B の対応

実施区分 B では、原子炉が冷温停止の安定した状態を維持した後、観測された地震動のレベル及び地震影響のレベルを確認して対応ケースを決定する。実施区分 C への移行が不要なケースでは、原子炉を再起動する。

【解説】

原子炉が安全停止状態を維持した後の実施区分 B では、遭遇した地震動のレベル及び発電所の地震影響のレベル評価の精度を高め、再起動を含めた必要な対応を確実なものとする。

実施区分 A での対応により安全停止状態にある原子炉施設に対し、実施区分 B では、短期的な対応として下記の総合的な評価に基づく対応ケースの選定を行い、それに基づいて実施区分 B の中で所定の手順に従った再起動を行うか、次のステップである実施区分 C に移行するかを判断する。

- ・発電所設備に実際に作用した地震入力と、設計時に考慮した地震荷重との比較
- ・重点的な点検による地震影響の把握

実施区分 B の対応フローを図 B-1 に示す。

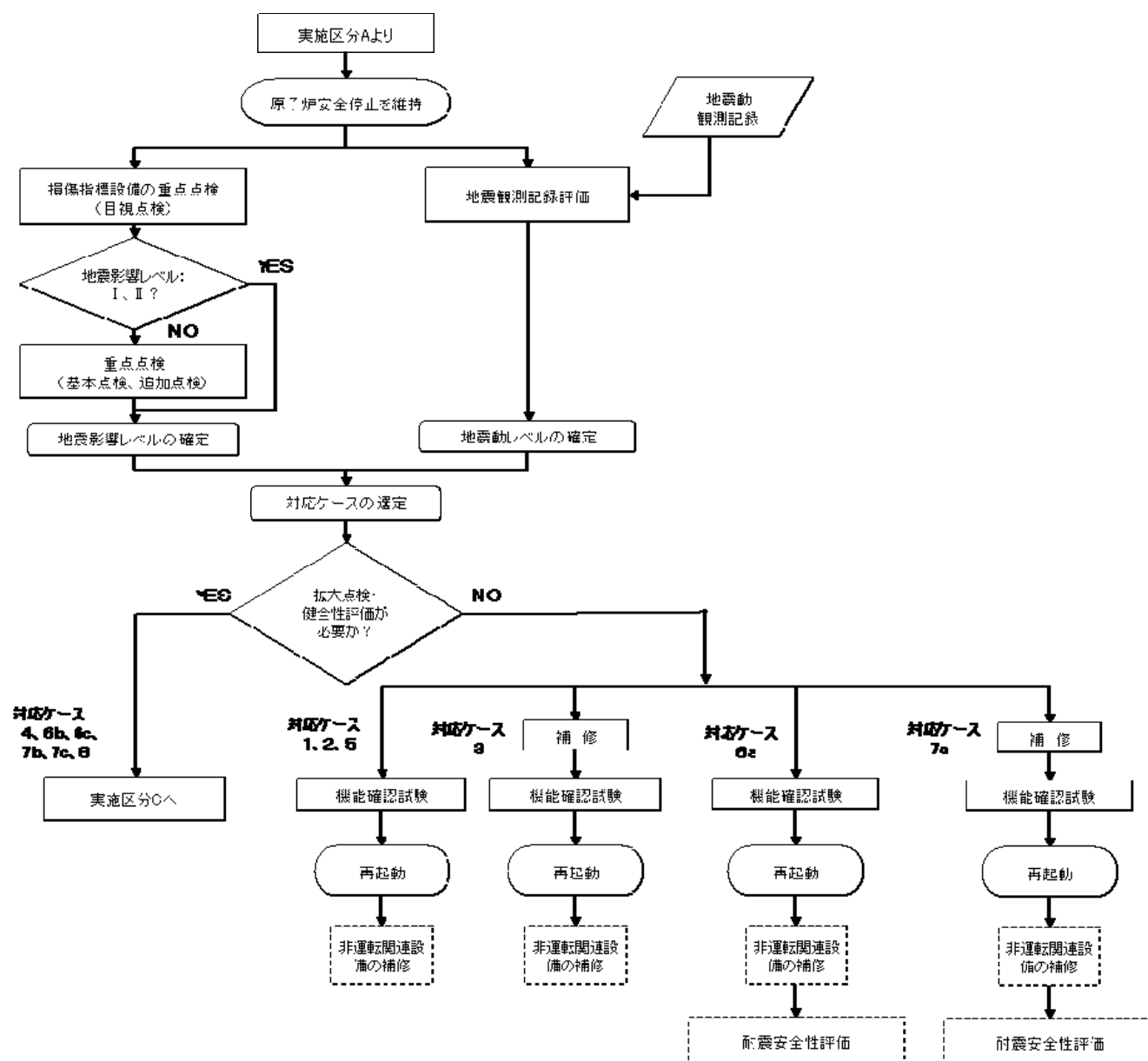


図 B-1 実施区分 B における対応フロー

B.2 地震観測記録評価

実施区分Aで収集した地震動の観測記録を分析して発電所設備への地震入力を評価し、地震動レベルの設定に資する。

【解説】

(1) 観測記録評価の目的

発電所に設置されているシステム、建物・構築物及び機器設備等への地震の影響を正確に評価するには地震動の特性を知ることが重要であり、これら設備に作用した地震力の想定を目的として地震動の観測記録を評価する。

(2) 地震観測記録データの処理

地震観測記録は各計測点の比較を容易とするために、表示法を統一し、必要に応じて計測器特性などの補正を加える。

- ・ 観測用地震計で記録された絶対加速度の単位は Gal とし、デジタル化に際しての時間刻み幅は評価対象設備の固有周期を考慮して設定する。
- ・ 各観測用地震計の記録の開始点の時間は共通とする。
- ・ 加速度記録は、センサーの固有振動数と減衰、感度調整、記録開始過渡時の乱れ、基準軸などの補正を加える。
- ・ 加速度記録には、計測器の型式、波数レンジ、計測位置、計測軸の方位を明示する。

(3) 加速度時刻歴

前項で補正処理を施した地震観測記録データから各測定点の加速度時刻歴波を同定し、その最大加速度振幅を求める。ここで同定する加速度時刻歴波は、実施区分Aにおいて求めた補正処理を行う前の記録データに基づく最大加速度振幅とは異なった数値となる場合があることに留意する。

(4) 加速度応答スペクトル

前項の加速度時刻歴波から各測定点の加速度応答スペクトルを作成する。

加速度応答スペクトルの周期範囲、定義周期などは設計用応答スペクトル算出時の様式に従うが、周期方向の拡幅は行わない。

加速度応答スペクトルを算定する減衰定数は、代表的な機器設備の設計用減衰定数（例えば、1、2、5%）とする。

(5) 観測データの管理

地震観測記録は、磁気テープ等の電子メディアのデータを複製し、保管を確実とする。記録データの原本を発電所外部に持ち出す場合には、リストの複写、データ転送のログの取得などの管理を確実に行う必要がある。

B.3 解析による地震動評価

影響評価の対象となる設備が設置されている位置の地震動が直接観測されていない場合は、地盤(岩盤)や同一建屋内の他床面などの地震動観測記録を用いて、当該位置での地震動特性を解析的に評価する。

【解説】

地盤や他床面での観測記録から当該床の応答スペクトルを算定する手法は下記の何れかとする。

- a) 時刻歴の観測波形を用いる場合

観測された加速度時刻歴を、設計時に使用した建物・構築物の動的解析モデルに入力して応答解析を行い、各床の加速度応答時刻歴を求める。この加速度時刻歴波から床応答スペクトルを算定する。この場合、建物・構築物及び支持地盤の動的解析モデルは、物性値の不確かさに対して中央値を用いるなど、現実 に即したモデルとする必要がある。

b) 他床の床応答曲線から推定する場合

上記と同様な建物・構築物の動的応答解析モデルから、関連する床間の伝達関数を算出し、観測された床面の応答スペクトルから必要な床の応答スペクトルを推定する。

B.4 地震動の評価と地震動レベルの設定

評価対象設備が設置されている位置（建屋床面等）で観測、又は解析的に想定された地震動の特性を、設計時の地震動の特性及び静的震度と比較し地震動レベルを設定する。

【解説】

評価する地震動特性を検討するために、設置された設備の振動応答に関係する応答スペクトル（第 B.2 項及び第 B.3 項）に加えて、設備の損傷モードに関わる参考指標（計測震度、CAV など）を必要に応じて参照する。

設計時との比較は、機器設備の耐震クラスに応じた地震動レベル（基準地震動 S_s 、弾性設計用地震動 S_d 等）に従って行う。ここで設計時の地震動の特性とは、必ずしも建設時の設計条件のみを指すものではなく、建設時の耐震条件に加えて、実績として耐震耐震バックチェックや改造・補強工事での条件についても適宜含めることを意味する。

床応答スペクトルの比較では、評価対象設備の主要な固有周期に着目して、比較する周期帯を設定する。また、観測された地震動の方向は、設計用応答スペクトルの各方向（NS、EW、UD）に合わせて個別に比較する。

静的震度は、慣性力に関する指標での評価の他、床応答スペクトルの短周期成分応答値の評価にも考慮する（簡易的な方法としては、地震観測記録と比較評価される設計用の応答スペクトルの短周期成分は、建設時の耐震設計で当該位置の設備に考慮された静的震度を下限とする）。

B.5 重点点検

地震影響の有無を確認し、地震影響レベルを設定することを目的として、対象とする設備の耐震性に関する専門的な知識を有する技術者による点検を実施する。

【解説】

（１）重点点検の目的

対応ケースを決定するための地震影響レベルの設定を目的として重点点検を実施する。即ち、遭遇した地震が地震被害を及ぼす可能性が実際にあったか否かを実地に評価し、実施区分 C の「拡大点検」を実施する必要性を判断するためのものであり、予め選定された設備に構造上又は機能上の有意の損傷が観察されなかった場合には、地震の影響は無いと判断し、拡大点検は不要とする。

（２）点検対象設備

重点点検の対象とする機器・構築物は、次の観点から地震発生前に選定する（本文第 5.2 節）。ここで、重点点検は地震影響レベルを設定し、対応ケースに従った対応（更なる拡大点検の実施など）を判定するためのものであることから、地震影響の起こり易さによって対象設備を選別すること、設備

の破壊メカニズムは地震動の特性によって異なることに留意する。

- a. 安全に関連した機器・構築物の全ての構造上の種別からそれぞれを代表し、地震被害の可能性の高い形状の設備
- b. 非安全系統設備であって、過去の地震被害経験で損傷し易く、目視点検可能な損傷モードが想定される代表的な設備（地震影響レベルの設定用として少数選定する）：「損傷指標設備」と称する
- c. 実施区分Aの運転員巡視点検又は重点点検実施時点で異常が認められたもの。

上記 a、b の対象設備は、地震前計画段階で発電所の号機ごとに選定し、リスト化して手順書に記載する。また、手順書に記載されていないもの（上記 c）でも、運転員巡視点検及び重点点検中に異常が認められたものは点検対象に含める。

重点点検の対象設備選定の考え方を付録 A「重点点検対象設備の選定」に示すが、地震被害を受けやすい代表的な設備に限定することに留意する。

選定された設備については、損傷が予想されるモードに基づく点検箇所、点検方法などをあらかじめ文書化する。

地震前計画において選定された設備は必ずしも点検を実施するものではなく、観測された地震動の特性とレベルによって実施の要否を判断し、また、目視出来ないものについては、解析的評価などで点検を代替することにも留意する。

（3）点検者

損傷指標設備については、過去の地震経験から損傷する可能性の高い部位及び損傷モードが明らかであり、発電所スタッフが地震発生前に設定された手順書に従って目視検査を実施する。

その他の重点点検対象設備は、地震被害の調査経験があるか、又は専門的知識（土木・建築、機械、電気工学）を有する者と発電所スタッフ、運転員巡視点検を実施した者などのチームが、地震発生前に設定された手順書に従って実施する。また、地震発生前のベースライン点検を実施した者が点検チームに加わることを望ましい。

（4）重点点検の実施手順

重点点検は地震影響レベルの設定を目的として実施するものである。地震影響は、観測された地震動の特性に依存しており、例えば地震動の最大加速度は必ずしも損傷に結びつくものではないことが知られている。このため、重点点検では損傷指標設備の点検を優先して実施し、観測された地震動が設備の損傷に有意か否かを判定する。

損傷指標設備に想定された部位の有意な損傷の有無と運転員巡視点検の結果から、地震影響レベルがⅠ又はⅡであると判断され、対応ケースが1、2、5の場合には、その他の重点点検対象設備の点検は不要とする。

（5）点検内容及び評価

損傷指標設備は損傷する可能性の高い部位を目視で点検する。

その他の対象設備については、耐震工学の知見や設計時の解析データ・評価資料などを参考に、各分類の設備ごとに脆弱部を想定して点検箇所を設定し、チェックリストを作成して手順書に記載する。

重点点検は、構造的な外観確認を主体とし、必要に応じて基本点検⁽¹⁶⁾を実施すると共に、下記及び機能的な損傷の形跡や兆候の有無についても留意する。

- (a) 機器のアンカーの状態確認（目視点検）

(b) 接続された配管や電線管の状態確認（目視点検）

基本点検で異常等が発見された場合は、地震影響レベル設定の為の原因確認（地震を起因とした異常か否か）等のために、実施区分 B としての追加点検を行う場合がある。その点検方法は、基本的に実施区分 C の拡大点検における方法と同一とすることによって、実施区分 B の点検（重点点検）によって実施区分 C の点検（拡大点検）を兼ねることが出来る。

点検項目の例を付録 2「重点点検における基本点検項目例」に示す。本例は米国規格等を参考としたものであるが、耐震 S クラス及び B クラスの一部について地震応答解析を実施するわが国にあっては、地震前計画（第 5.2 節）において点検箇所及び点検方法をあらかじめ設定することが望ましい。

(6) 解析等による点検の代替

基本点検の実施が困難である設備については、観測された地震動による解析評価又は過去の実験等をもとにした地震動指標により耐震余裕を評価することによって点検に替えることが出来る。

観測された地震動の特性、レベルによる判断手法としては下記が考えられる。

a. 地震動観測結果を用いた時刻歴地震応答評価

建設時の設計用解析モデル又はシミュレーション解析モデルにより、観測された地震動に対する時刻歴応答解析を実施し、目安とする限界荷重と比較して余裕を評価する。

b. 観測された地震動の応答スペクトル特性による評価

当該設備の設計時に考慮した振動特性（固有周期、減衰定数）と観測された地震動の応答スペクトル特性から地震応答を想定し、余裕を評価する。

c. 観測された地震動の地震動指標によるスクリーニング

過去の地震被害や設計時の解析評価をもとに設備の損傷モードと損傷発生の閾値となる地震動指標を想定し、観測された地震動の地震動指標と比較して点検対象をスクリーニングする。

B.6 地震影響レベルの設定

重点点検の結果をもとに、当該設備の重要度と地震による損傷の程度を評価して地震影響レベルを 4 段階に設定する。実施区分 B での地震影響レベルは、原則として設備の設置場所ごとに設定する。また、実施区分 C の拡大点検の結果により、適宜見直す。

【解説】

地震影響レベルについては、本文第 4.6 節に示す。

地震影響レベルを判断するに当たっての当該設備の重要度については、原子力施設としての安全性の観点に加えて、発電所としての運転継続機能に関する重要性も含めている。また、損傷状態は、対象とする設備の機能に影響を与える有意な損傷が見られるか否かをもって評価する。

B.7 対応ケース

観測された地震動の大きさ（地震動レベル）並びに発電所の設備に対する地震影響（地震影響レベル）を総合的に評価し、原子炉が停止した後の対応を 9 段階に分類する。

【解説】

対応ケースについては、本文第 4.7 節に示す。

地震動レベルが 1（観測された地震動が弾性設計用地震動 S_d を下回る）の場合は、基本的には原子炉が自動的に停止しておらず、また、地震影響レベルが I、II（発電所の安全設備及び発電に必要な

設備に有意な損傷がない場合）は、運転継続又は再起動後に損傷した施設を補修出来ることから、対応ケースを 0 とし実施区分 A で対応が完了している。実施区分 B 以降の対応は、1~8 の 8 段階に分類される。

対応ケース選定の対象範囲の単位については、サイトあるいはプラント（号機）で一括設定する場合から、建屋毎、床面レベル毎、設備の種別毎など、地震後のサイト内の被害状況や周辺の地震被害状況などを考慮して立てられる復旧計画に応じて、事業者が合理的に選定できる。

B.8 原子炉再起動と実施区分 B での対応

対応ケース 1、2、3、5、6 a、7 a においては、必要な補修及び機能確認試験が全て完了し、原子炉の安全性が確認されれば、原子炉を再起動する。

【解説】

（1）実施区分 B で再起動するケースでも、原子炉安全に全く関係なくかつ発電にも直接関係しない設備の補修工事は、再起動後に計画的に実施することとし、地震後の電力供給を早急に確保することを優先する。また、対応ケース 6 a、7 a において実施区分 D で規定する「余裕検討用地震動に基づく耐震安全性評価」が必要な場合も、再起動後に計画的に実施することとする。

（2）再起動に先立って、系統機器設備及び電気設備については、必要な機能確認試験を行い、所定の機能が確保されていることを確認する。再起動前に実施する機能確認試験では、通常実施されている当該設備の機能確認項目のほか、地震により起こりえる影響を想定して、運転振動や騒音データなどに有意な変化がないかについても留意する。

評価にあたっては、当該地震の直前に実施された機能確認試験との比較のほか、それまでに蓄積された試験データのトレンドを参考にするなど、総合的に判断する。

原子炉格納容器の機能確認が必要な場合、耐漏洩健全性をオンラインでモニタする手段を有する場合には、再起動前の格納容器漏洩率試験は除外できる。

（3）実施区分 B で起動が実施できない対応ケース 4、6 b、6 c、7 b、7 c、8 は、実施区分 C の手順に従って必要な対応を行う。

B.9 記録

点検結果を記録し、保管する。

【解説】

点検結果は個々の点検された機器・構築物を明確に記述する。可能な部位については、点検結果は以前に実施されたベースライン点検の結果と比較する。事前に準備されたチェックリストの結果を添付する。

細則Ⅲ （実施区分 C）

細則Ⅲ 目次

- C.1 実施区分 C の対応
- C.2 拡大点検
- C.3 拡大点検の設備対応
 - C.3.1 建物・構築物
 - C.3.2 静的機器
 - C.3.3 動的機器
 - C.3.4 支持構造物
- C.4 拡大点検結果の評価
- C.5 健全性解析評価
- C.6 健全性解析評価における構造強度評価の方法
- C.7 健全性解析評価の評価部位及び評価基準
- C.8 設備健全性総合評価
- C.9 原子炉再起動と実施区分 C での対応
- C.10 記録

細則Ⅲ 本文

C.1 実施区分 C の対応

対応ケースが 4、6b、6c、7b、7c、8 の場合は、実施区分 C として、拡大点検を含む設備健全性評価及び必要とされる補修を実施する。

【解説】

重点点検によって耐震 S クラス設備に有意な損傷が発見された場合（対応ケース 4、8）、又は、地震動レベルが 3a 以外で発電所の施設に有意な損傷が発見された場合（対応ケース 6b、6c、7b 及び 7c）には、健全性評価及びその結果に基づく対策を実施する。

健全性評価は対象範囲を拡大した点検（拡大点検）及び点検に並行して実施される解析評価（健全性解析評価）から構成される。

発生した地震から得られた知見により、建設時又はその後の耐震バックチェック時などに想定した基準地震動 S_s を超える地震が将来発生する可能性を否定できない場合、想定を超える地震に対する評価（耐震安全性評価）は実施区分 D で実施される。

地震後に原子炉が安全に維持されていることは、発生した地震に対して所期の耐震性能が達成されたことを意味している。従って、設備健全性評価の目的は、設備の損傷の有無を明確にするとともに、例えば、累積疲労破壊のような損傷モードに係る影響を評価し、再起動に際して実施すべき対応を具体的に明確にすることにある。

ただし、基本点検で実施する原子炉の蒸気を必要とする作動試験等では、原子炉の蒸気を発生する

ことが可能となった時期以降に行うものがあることに留意する必要がある。

本文中の「点検に並行して」とは、地震動レベルが3であっても、拡大点検を実施しない場合には解析による健全性の評価は不要とする。

実施区分 C の対応フローを図 C -1 に示す。

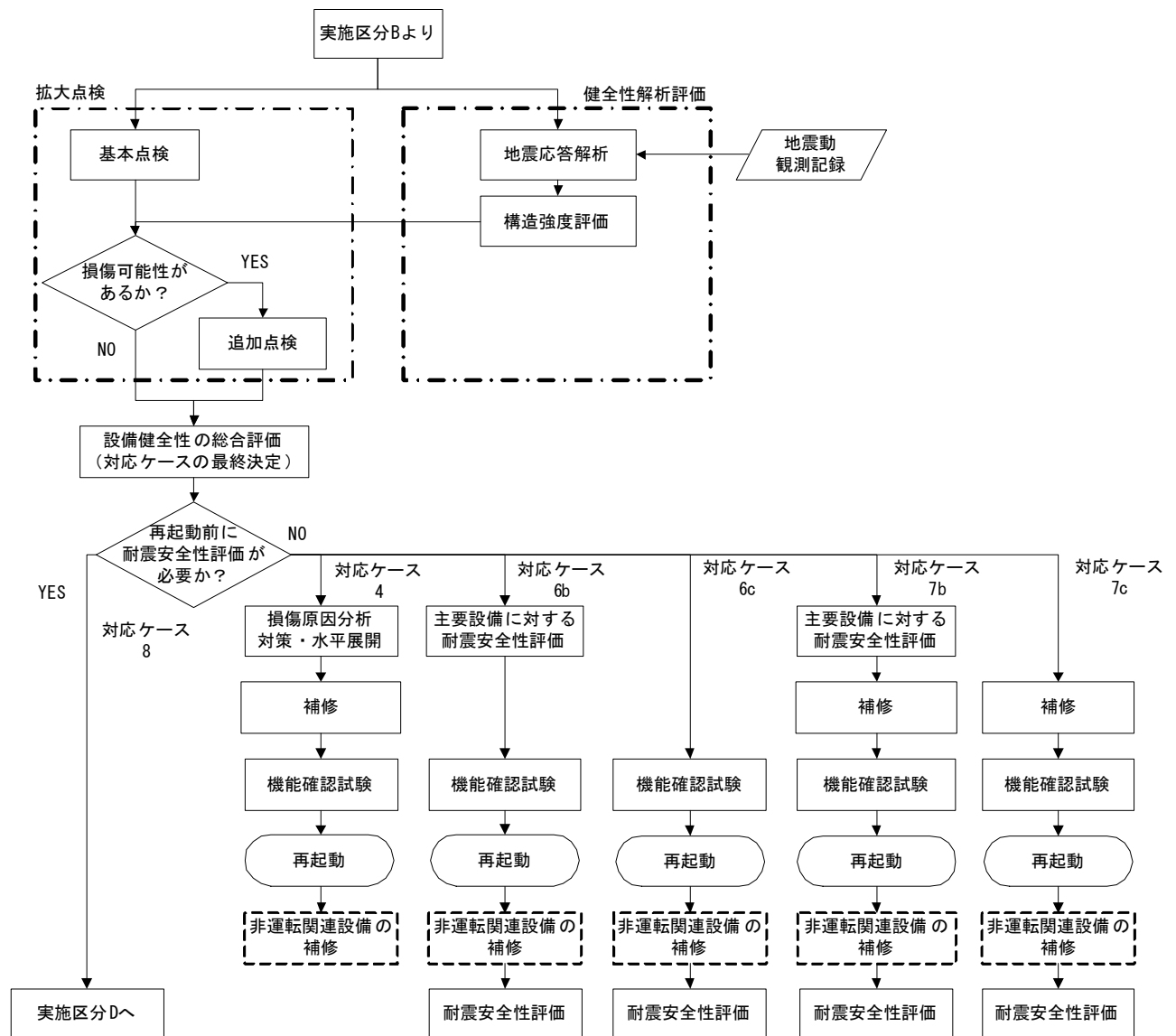


図 C-1 実施区分 C における対応フロー

C.2 拡大点検

設備の損傷の有無、損傷の程度、原因について確認を行うために、重点点検よりも対象設備を拡大し、専門的知識を有する技術者による点検を実施する。

また、原則として耐震 S クラス設備及び耐震 S クラス設備に波及的影響を及ぼす可能性がある設備については、基本点検とあわせて地震応答解析を実施し、設備の健全性について解析的に評価するとともに、余裕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。

【解説】

(1) 拡大点検の目的と点検内容

重点点検よりも対象設備（下記（2）項に示す）を拡大し、基本点検を実施する。基本点検において異常が確認された設備、および観測された地震動による地震応答解析により必要と判断される設備については更に追加点検を実施する。検出された全ての損傷は、評価され、必要に応じて補修又は是正される。拡大点検を構成する基本点検、追加点検は例えば下記であり⁽¹⁶⁾、必要に応じて実施する。

- ・ 基本点検：目視点検、作動試験（性能確認、振動等確認、漏洩確認）等を実施する。
ここで、
 - ・ 目視点検：専門的知識、技量を有する者などで構成される点検チームにより、地震の影響の可能性のある部位に着目して損傷・異常の有無を確認する。
 - ・ 作動試験：設備の運転による、振動等の実測・比較も含めた性能確認
 - ・ 漏洩試験：バウンダリからの漏洩有無の確認
- ・ 追加点検：分解点検、非破壊試験、特性試験、寸法測定、塑性ひずみ測定等で、基本点検、地震応答解析の結果に応じて実施する。容器等の開放点検、計測制御装置の特性試験等による異常の有無確認を含む。

(2) 点検対象設備

拡大点検の対象設備は下記方針に従い選定する。

- a) 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設備（建物・構築物を含む）を対象とする。ここで、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対象とする。
- b) 下記を原則としつつ、重点点検の結果及び並行して実施される解析を総合的に考慮して点検対象設備を選定する。
 - ・ 対応ケース 4（設計時に考慮した地震動を下回る地震動（地震動レベル 1 又は 2）で、耐震 S クラス設備に損傷が観察されるケース）については、設計もしくは据付が不適切であると考えられることから、損傷の原因を特定し、類似の構造又は損傷モードを有する設備を拡大点検の対象設備とする。
 - ・ 対応ケース 6c、7c（観測された地震動が、地震動レベル 3c の目安とする固有周期よりも長い領域でのみ、設計で考慮した地震動を超えるケース）にあつて、損傷が観察された設備の設計時に想定した固有周期が、目安とする固有周期よりも長い場合は、地震動レベル 3c の固有周期範囲の固有周期を有する設備を点検対象とする。固有周期が短い場合は、前記対応ケース 4 と同様に損傷原因を特定して対象設備を選定する
 - ・ 対応ケース 6b、7b については、重点点検の対象設備の 100%を点検対象とする（100%の設備

について重点点検が完了している場合は、重点点検の結果で替えることが出来る)。更に、重点点検の対象選定で考慮した種別（細則Ⅱ、B.5（2）参照）に属し、同様の損傷モードが想定される全ての設備を対象として選定する。

- ・ 運転員巡視点検、重点点検で有意な損傷が確認された設備

また、原子力発電所耐震設計審査指針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、以下の場合は代表設備または代表部位による点検を実施できる。

- ・ 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、地震時の使用条件等を考慮して点検対象設備を選定する。

（3）点検者及び体制

基本点検は機器・構築物の地震損傷について、観察及び評価の経験又は訓練された者か、又は専門的知識（土木・建築、機械、電気工学）を有する者と運転員巡視点検を実施した者のチームが、地震発生前に設定された手順書に従って実施する。また、ベースライン点検を実施した者が点検チームに加わることが望ましい。

基本点検、追加点検で点検・検査の実施・評価に要求される技量、力量の例を JANTI-SANE-G2[検査手法－配管・基礎ボルト等]に示す。追加点検で実施する非破壊検査作業等の有資格作業等については、必要となる有資格者を配置する⁽¹⁶⁾。

（4）点検方法の策定

基本点検及び追加点検については、以下を考慮して対象設備に対する点検方法を策定する。

- a) 実施区分 B で点検を完了していない重点点検対象設備を優先的に点検する。
- b) 各設備の種類、設置方法等から地震時に想定される損傷の形態を分析し、点検手法に反映させる。
- c) 機器ごとに要求機能の整理と、各部位への地震による損傷要因の想定を行ったうえで、要求機能の喪失に至る各部位の損傷形態を整理し、それぞれの損傷形態に応じた点検手法を選定する。
- d) 作業員被ばく低減、人身安全等の観点から点検が困難な場合は、合理的な点検を策定する。
- e) 現場における点検によって十分に健全性が確認できないと考えられる場合は、適宜サンプル採取、モックアップ試験等の実施を検討する。

（5）留意事項

a) 基本点検の代替

基本点検の実施が困難な設備については、当該設備の追加点検、類似仕様の他設備の基本点検または追加点検結果、ないしは地震応答解析結果等をもって基本点検の代替手法とする。

b) 拡大点検の除外事項

重点点検を実施した設備は、重点点検をもって拡大点検と兼ねることが出来る。また、重点点検で発見された損傷が特定の設備又は構造に限定的である場合、又は常用の計測装置などによって機能が確認される場合は、拡大点検の対象を限定又は除外する。

c) 地震影響レベルの修正

拡大点検によって新たな設備の損傷が発見された場合には、必要に応じて地震影響レベルを修正す

る。

C.3 拡大点検の設備対応

地震被災経験や地震工学の知見等に基づき、各対象設備（建物・構築物を含む）の地震時に想定される損傷形態、損傷部位について、基本点検及び必要に応じて追加点検を実施する。

【解説】

各設備が地震荷重を受けて、地震の影響が及ぶ可能性のある部位に着目した点検を行う。各設備の要求機能の整理と各部位への地震による損傷要因の想定を行ったうえで、要求機能の喪失に至る各部位の損傷形態を整理し、それぞれの損傷形態に応じた点検手法を選定する。

点検方法の策定にあたっては、以下を考慮して策定し、手順書に記載する。

- ① 各設備の種類、設置方法等から地震時に想定される損傷の形態を分析し、点検手法に反映させる。
- ② 安全上重要な機能を有する動的機器、計装系、安全保護系等については、機能確認試験を点検手法に盛り込む。
- ③ 現場における点検によって十分に健全性が証明できないと考えられる場合は、適宜モックアップ試験等の実施を検討する。

作業員被ばく低減、人身安全等の観点から点検が困難な場合には、合理的に基本点検の代替手法を策定する。

C.3.1 建物・構築物

建物・構築物は支持機能、隔離機能などの確認を目的とし、目視点検を行う。

【解説】

建物・構築物の支持機能、耐漏洩、遮へい、隔離機能については、コンクリート構造物のクラック挙動、鉄骨構造物の接合部や部材の座屈などが重要であり、目視により点検する。

さらに、地震応答解析により裕度が比較的少ないものと判断された建屋・構築物の他、基本点検の結果異常が確認されたものについては、追加点検を行う。

C.3.2 静的機器

静的機器は、耐漏洩性など耐圧、強度等の機能が要求され、目視点検、漏洩試験を主体とした基本点検を実施する。

【解説】

配管、熱交換器等は地震力による変形、割れ等の発生が予想されるが、これらの確認には、外観の確認や通水状態における漏えいの目視確認等が有効であると考えられる。

計器、遮断器などの電気計装機器には機器性能の健全性が要求されており、地震力による機器本体の損傷や機能不全が想定されるが、これらの確認には、目視点検や絶縁抵抗測定、機能確認試験等が有効であると考えられるため、これらを主体とした基本点検を実施する。

また原子炉圧力容器内部が、拡大点検対象になる場合、燃料集合体及びチャンネルボックス（BWR）を点検対象とするが、これらの機器には制御棒挿入性の確保、崩壊熱除去可能な形状の維持が要求されている。損傷形態としては地震力による変形の発生が想定されるが、これらの確認には、外観の確認等が有効であると考えられるため、目視点検を主体とした基本点検を実施する。

さらに、地震応答解析により裕度が比較的少ないものと判断された設備の他、基本点検の結果異常が確認された設備については、追加点検として、非破壊試験、寸法確認等を行う。配管、基礎ボルトの追加点検手法については JANTI-SANE-G2 [検査手法－配管・基礎ボルト等]に記す。

C.3.3 動的機器

回転、開閉などの機能が要求される動的機器については、外観、稼動部形状などについての外観の確認、振動計測などの作動試験を主体とした基本点検を実施する。

さらに、動的機器の機能については系統機能試験等で、系統としての機能を最終的に確認する。

【解説】

動的機器のうち例えば回転機器については、地震力による軸受等の損傷が想定されるが、これらの兆候の確認には、外観の確認や機器の運転状態における性能低下、振動等の確認が有効と考えられるため、目視点検、作動試験を主体とした基本点検を実施する。

さらに、地震応答解析により裕度が比較的少ないものと判断された設備の他、以下の設備については追加点検として分解点検を行う。

- ・ 基本点検の結果、異常が確認された設備
- ・ 地震後の運転状況、運転データから分解点検を実施することが望ましいと判断した設備
- ・ 駆動源が蒸気である等の理由により、停止中に作動試験の実施が困難な設備

なお、蒸気を通気させることで、初めて機能試験（作動確認、漏えい確認等）が可能となる設備について、機器レベルの設備点検及び第 D.6 節記載の系統レベルの機能試験を実施し、設備健全性を確認する。

また、作動試験等からは確認困難な、機能上影響のない微細な傷等についても念のために把握する観点から、機種毎に適切な代表設備を選定して分解点検を実施することも考慮する。

C.3.4 支持構造物

構造強度等の機能が要求される支持構造物については、支持構造物本体に加えて、定着部についての目視点検を主体として基本点検を実施する。

【解説】

地震力に対して設定された支持構造物は、主に機器基礎部、支持脚、静的レストレント、動的レストレント等から構成される。これらについては地震力により支持構造物本体の変形やコンクリート定着部等の損傷（基礎ボルトの損傷、コンクリートのひび割れ等）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外観上の確認が有効であると考えられるため、目視点検を主体とし基本点検を実施する。

さらに、地震応答解析により、裕度が比較的少ないものと判断された設備の他、基本点検の結果、異常が確認された設備については、追加点検として非破壊試験、表面検査等を行う。なお、動的レストレントについては走行試験又は分解点検を行う。

C.4 拡大点検結果の評価

基本点検の結果は、地震前の状態ならびに設計・建設時の各種データ、判定基準等を基に評価する。

追加点検の判定基準については、原則として、これまでの保守点検等において用いられる規格・指針等を準用する。準用が困難である場合には技術的に妥当であると確認されたものを採用するなど、

点検対象設備ごとに手順及び判定基準を策定する。

【解説】

各点検・評価方法の判定基準の例を下記に示す。

- ・ JANTI-SANE-G2 [検査手法－配管・基礎ボルト等]⁽¹⁶⁾
- ・ 絶縁抵抗測定：電気設備に関する技術基準を定める省令 等
- ・ 分解点検： 定期事業者検査等の分解検査における手順及び判定基準

C.5 健全性解析評価

設備健全性評価では、拡大点検に並行して解析評価を実施し、地震の影響を解析的に評価するとともに、拡大点検に必要なデータを提供する。

【解説】

（１）健全性解析評価の対象

耐震 S クラス及び設計時に動的地震動による耐震評価の対象としている建物・構築物及び設備とそれらの支持構築物、及び拡大点検を実施する上で必要となる設備を対象とする。

また、その破損が耐震 S クラス設備に波及的影響を生じさせるおそれのある設備についても評価を行う。

基本的には耐震 S クラスのもの及びその他の設計時点で動的地震動による耐震評価の対象としているものが主対象となるが、評価に際しては、下記の観点から解析対象設備を限定することが出来る。

- ・ 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には、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。
- ・ 当該設備に想定される損傷モードと設置された位置の地震動の特性、重点点検の結果を考慮して解析対象を選定する。

（２）地震応答解析手法

観測された地震に対する地震応答解析は、地震時に観測した水平方向及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、設備の動的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う。

原子炉建屋内の大型機器である原子炉格納容器、原子炉圧力容器及び炉内構造物の評価にあっては、水平地震動と鉛直地震動による建屋・機器連成解析を行う。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及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。

健全性評価の解析では、建設時の設計における過度の余裕を排除した条件を設定する。建物が弾塑性挙動を示す場合には、これと連成する大型機器の動的解析モデル（例えば、原子炉本体基礎など）の弾塑性挙動について注意する。

（３）拡大点検に必要なデータの提供

拡大点検に必要なデータとは、点検では目視出来ない部位の応力状態の想定、追加点検における最大応力発生点の想定などをいう。

C.6 健全性解析評価における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が、規格基準の範疇で評価の合理化を行うことも考慮する、また、余裕度の大きな設備については、簡略評価（応答倍率法等）の結果を算出値とする。

【解説】

建物・構築物及びプラント設備の評価手順を付録 C に示す。

建物・構築物にあっては地震応答解析で得られた応答荷重が、また、設備にあっては、設置されている床面の地震応答スペクトルが弾性設計用地震動 S_d のそれを下回ること、設計値を超えていないと判定する。

設計値との比較を行う場合は、下記によることが出来る。

a. 簡易評価（応答倍率法による評価）

建物・構築物、大型機器である原子炉格納容器、原子炉圧力容器及び炉内構造物については、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。

それ以外の機器については、観測された地震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。

b. 設計時と同等の評価

簡易評価（応答倍率法等）により、評価基準値を満足しない設備については、設計時と同等の評価を行って算出値を求め、評価基準値と比較する。

なお、必要に応じて下記の条件を考慮する。

- ・燃料装荷の有無等、運転状態を考慮した条件の適用
- ・これまでの試験、研究等により妥当性が確認された評価手法、評価パラメータの適用
- ・床応答加速度の方向成分（NS/EW）を考慮
- ・解析モデルの精緻化

c. 詳細評価

「b.設計時と同等の評価」にて評価基準値を満足できない場合には、より現実に近い応答が得られるよう、解析モデルへの有限要素法の適用、時刻歴解析の採用、減衰定数の見直し等、規格基準の範疇で評価の合理化を行う。

本文の「規格基準の範疇」とは、国内の設計指針や建設規格などに加えて諸外国の規格・基準類を適用することを意味する。

C.7 健全性解析評価の評価部位及び評価基準

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。

解析により得られた応力値に対して、以下に示す評価基準を適用する。

- ・有意な変形が生じていない状態であること
- ・疲労評価を実施し、設計で考慮されている疲労損傷を加味しても、再起動後に疲労累積係数が 1 を超えないこと。
- ・座屈がないこと

【解説】

対象設備が、発生した地震による荷重を地震発生時の供用状態と組み合わせた状態で、機器・構造物の全体的な塑性変形が生じない状態であることが確認する。ここで「機器・構造物の全体的な変形が生じない状態」の目安となる応力としては、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC 4601-2008」に規定される供用状態 C_s を用いる。

許容応力は、設計時に用いられた値を基本とするが、運転状態における温度を考慮して値を設定することも考慮する。

なお、解析または試験などにより、全断面降伏が防止できるなどの妥当性が確認されたしきい値を適用できる場合は、そのしきい値を上記の目安である供用状態 C_s の代替とすることができる。

C.8 設備健全性総合評価

拡大点検及び健全性解析による評価の結果を踏まえ、設備健全性の総合評価を行う。

総合評価は設備点検で異常が確認されなかった場合と異常が確認された場合に分けて評価する。

【解説】

(1) 拡大点検で異常が確認されなかった場合

設備点検結果が良好で、かつ、健全性解析評価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。

設備点検結果が良好にもかかわらず、健全性解析評価において評価基準を満足しないとの結果が得られる場合は、

- ・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。

また、健全性解析評価以外で評価される機器については以下の条件の一つ以上を満たすことで、許容できると考えられる。

- ・詳細目視点検結果
- ・機器の運転性確認試験結果
- ・対象の非破壊試験を追加して実施した結果

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。

(2) 拡大点検で異常が確認された場合

設備点検結果が良好でない設備については、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。

C.9 原子炉再起動と実施区分 C での対応

対応ケース 6 b、7 bにおいては、設備健全性総合評価の完了後、必要な補修及び機能確認試験によって原子炉の安全性が確認され、また、耐震安全性評価（細則Ⅳ）を主要設備に対して行い余裕を確認した後に原子炉を再起動する。

対応ケース 6 c、7 cにおいては、設備健全性総合評価の完了後、必要な補修及び機能確認試験が全て完了し、原子炉の安全性が確認されれば、原子炉を再起動する。

対応ケース 4においては、損傷した安全関連施設の原因究明とその対策の水平展開が完了後、必要な補修及び機能確認試験を経て再起動する。

【解説】

(1) 対応ケース 8においては、実施区分 D における耐震安全性評価を完了した後に再起動する。

(2) 実施区分 C で再起動する対応ケースにおいて、発電に必要な設備の補修が必要な場合は、機能確認試験前に補修・取替を行い、発電に必要でない設備の補修が必要な場合は、再起動後に計画的に工事を実施する。

(3) 再起動に先立って、系統機器設備及び電気設備については必要な機能確認試験を行い、所定の

機能が確保されていることを確認する。再起動前に実施する機能確認試験では、通常実施されている当該設備の機能確認項目のほか、地震により起こりえる影響を想定して、運転振動や騒音データなどに有意な変化がないかについても留意する。

評価にあたっては、当該地震の直前に実施された機能確認試験との比較のほか、それまでに蓄積された試験データのトレンドを参考にするなど、総合的に判断する。

原子炉格納容器の機能確認が必要な場合、耐漏洩健全性をオンラインでモニタする手段を有する場合には、再起動前の格納容器漏洩率試験は除外できる。

C.10 記録

点検・評価の実施記録、評価の結果等を記録する。当該記録の保存期限は、保守管理を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後5年が経過するまでの期間とする。

【解説】

記録は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の原子炉施設の保守管理記録に基づく。

細則Ⅳ （実施区分 D）

細則Ⅳ 目次

- D.1 実施区分 D の対応
- D.2 評価方針及び評価手法
- D.3 決定論による耐震安全性評価内容
 - D3.1 建物・構築物
 - D3.2 機器・配管系
- D.4 電気・機械設備の動的機能維持評価
- D.5 原子炉再起動と実施区分 D での対応
- D.6 プラント全体の機能試験
- D.7 記録

細則Ⅳ 本文

D.1 実施区分 D の対応

実施区分 D の対応は、建設時又はその後の耐震バックチェック時などに想定した基準地震動 S_s を超える地震に対する安全関連施設の耐震余裕を検証するために、対応ケースに従い必要に応じて耐震安全性評価を実施する。

ここで、耐震安全性評価は、安全関連設備の必要な補修・改造が完了した状態を対象とし、対応ケース 8 については、原子炉再起動の前に実施することを原則とする。

【解説】

耐震安全性評価を実施する対応ケースとその時期を表 D-1 に示す。

表 D-1 対応ケースと耐震安全性評価の実施時期

対応ケース	耐震安全性評価の実施時期
6a 、 7a	必要に応じて、再起動後に地震ハザードを再評価し、その結果、影響を受けると考えられる安全関連施設を選択し、耐震安全性を評価する。
6b 、 7b	再起動前又は再起動後に地震ハザードを再評価し、その結果、影響を受けると考えられる安全関連施設を選択し、耐震安全性を評価する。 主要な設備については、再起動前に余裕検討用地震を設定し、耐震安全性を評価する。
6c 、 7c	再起動前又は再起動後に地震ハザードを再評価し、その結果、影響を受けると考えられる安全関連施設を選択し、耐震安全性を評価する。
8	再起動前に地震ハザードを再評価し、新たに設定した地震ハザードに対するプラント及び建物・構築物、機器・配管系の耐震安全性を評価する。

対応ケース 6a 、 7a の「必要に応じて」とは、観測された地震動が構造物の損傷にとって有意であり、かつ、基準地震動 S_s を超える地震動が将来発生する可能性を否定できないことを意味する。

D.2 評価方針及び評価手法

基準地震動 S_s を超える地震に対する耐震安全性評価用の地震入力を新たに設定し、原子力発電所の耐震安全上重要な施設の耐震余裕を解析的に評価するとともに、必要に応じて機能確認試験を実施する。

【解説】

(1) 耐震安全性評価手法

解析的に評価する手法としては、評価用の地震入力を新たに設定し、耐震バックチェック等で用いられている耐震計算に基づいて耐震安全上重要な施設の耐震余裕を評価する決定論的手法のほか、地震 PSA のような確率論的手法や、SMA (Seismic Margin Assessment) を用いた耐震安全性評価手法を採用することも可とする。地震 PSA 及び SMA については、IAEA の Safety Standard¹⁴⁾や日本原子力学会標準¹⁵⁾などに基づくこととし、本細則では設備ごとの耐震余裕を評価する決定論的な手法について述べる。

決定論による耐震安全性評価を実施する場合の対応フローを図 D-1 に示す。

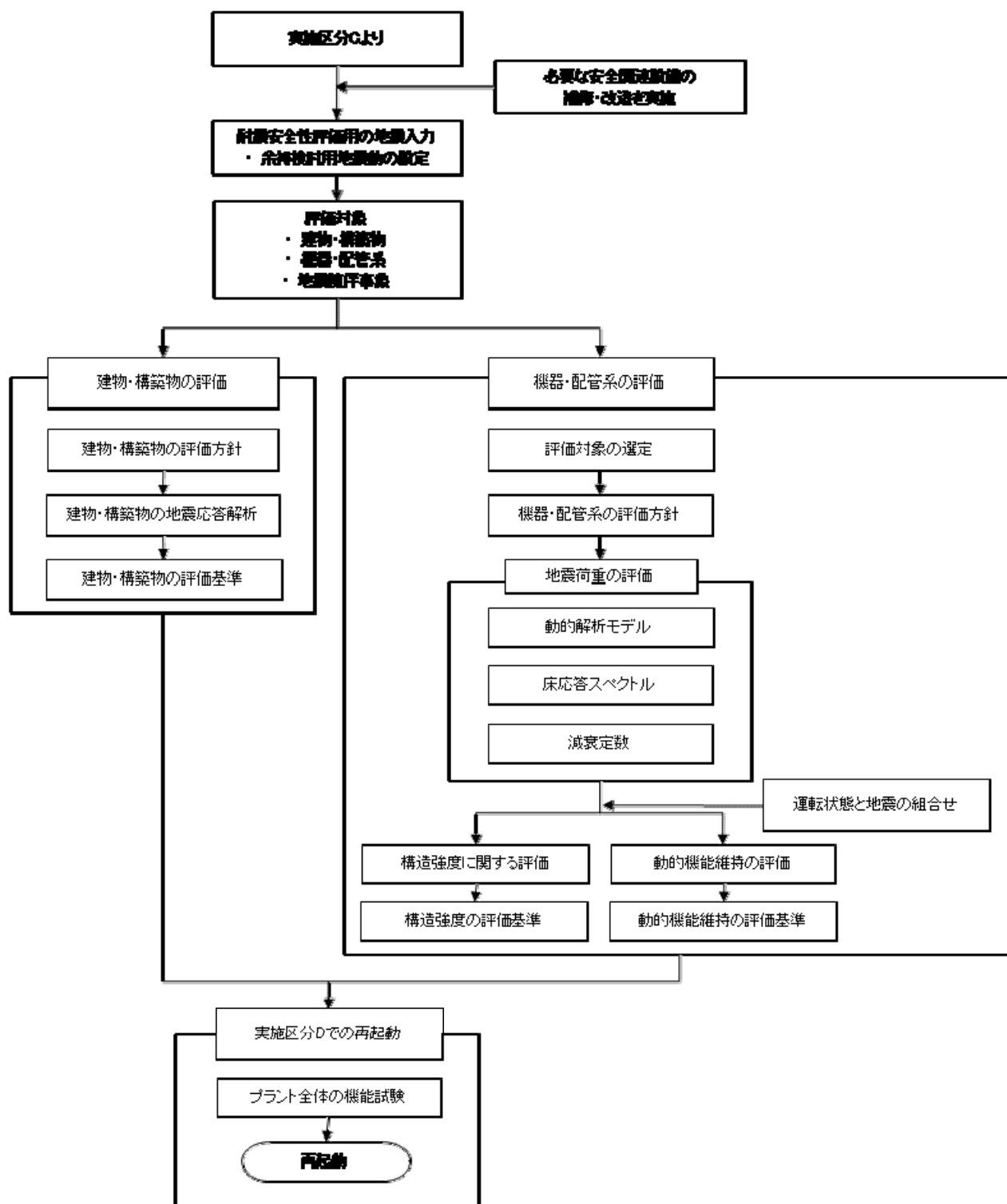


図 D-1 実施区分 D における対応フロー（決定論による耐震安全性評価）

（２）評価対象

評価対象範囲は、ケース 8 においては、実施区分 C で健全性解析評価を実施した範囲、その他の対応ケースにおいては、地震動の見直しにより影響を受けると考えられる安全関連の主要施設とする。

評価対象施設は、耐震 S クラスに属する建物・構築物及び機器・配管設備とするが、耐震 B、C ク

ラスのうち、その破損が耐震 S クラス設備に波及的破損を生じさせるおそれのある設備については、波及的影響を評価する。

耐震安全性評価対象施設等の例を表 D-2 に記載する。地震随件事象としては、津波及び周辺斜面の安定性評価が考えられている。

表 D-2 耐震安全性評価対象例

施設等の分類	評価対象施設等の内訳（BWR の例）
建屋基礎地盤	原子炉建屋基礎地盤、タービン建屋基礎地盤*1、コントロール建屋基礎地盤など
建物・構築物	原子炉建屋、タービン建屋*1、排気筒、コントロール建屋
機器・配管系	原子炉本体、計測制御系統設備、原子炉冷却系統設備、原子炉格納施設、放射線管理設備、燃料設備、附帯設備
屋外重要土木構造物	原子炉冷却系統設備に係る土木構造物
地震随件事象	津波、周辺斜面

*1：タービン建屋に耐震 S クラスの施設が内蔵されていない場合は評価対象外とする。

（3）耐震安全性評価用の地震入力

耐震安全性評価用の地震入力は、観測された地震の発生機構などに配慮し、基準地震動 S_s を超える地震動として設定した余裕検討用地震動から求める。

余裕検討用地震動は、基準地震動 S_s 及び観測された地震動に余裕を考慮し、例えば下記によって設定される。

- 観測された地震動に対して、ある倍率を一律に掛け応答スペクトルを平滑化するというような保守性を加える。
- 基準地震動 S_s に対して、ある倍率を一律に掛けて保守性を加え、かつ観測された地震動を包絡する。
- 確率論的又は決定論的地震ハザード評価を実施する。ここで、地震ハザードには、サイトの地質的な安定性、想定する地震動及び地震随件事象が含まれる。

対応ケース 6b、6c、7 b、7c で耐震安全性評価を再起動前に実施する場合は、上記 a)又は b)によることが考えられる。

D.3 決定論による耐震安全性評価内容

施設に作用する地震力の算定、発生応力の算定、安全機能の評価等に用いる地震応答解析手法、解析モデル、許容値等については、従来の評価実績、最新の知見及び規格・基準等を考慮する。また、施設運用上の管理値や実測値などについても考慮する。

D3.1 建物・構築物

安全上重要な建物・構築物の耐震安全性評価は、余裕検討用地震動に対する耐震設計上重要な施設の安全機能を保持する観点から実施する。

【解説】

(1) 機能

耐震 S クラスの建物である原子炉建屋の安全機能としては、「遮へい機能」、「耐漏洩機能」、「支持機能」及び「波及的影響の防止機能（隔離機能）」が地震時及び地震後に必要となる。

(2) 評価方針

建物・構築物の耐震安全性評価は、余裕検討用地震動を用いた、地震応答解析によることとし、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデルを設定したうえで行う。

耐震安全性評価は、地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと評価基準値との比較により行う。

局所的な応答による構造物の安全性への影響の評価は、水平地震動と鉛直地震動による地震応答解析結果より評価する。

(3) 評価基準

建物が構造物全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物の終局耐力に対し、妥当な安全余裕を有していることを確認する観点から、主たる耐震要素である耐震壁の安全性について評価する。

耐震壁の評価は、各層における耐震壁の最大せん断ひずみが、評価基準値（ 2.0×10^{-3} ）を超えないことを確認する。

接地圧の評価において、水平地震動による応力と組み合わせる場合の鉛直地震動による応力は、組合せ係数法により、係数 0.4 を用いる。

D3.2 機器・配管系

地震時安全性評価は、余裕検討用地震動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と定数を設定した上で応答解析をおこない、その結果求められた応力値、または応答加速度値をもとに機能が維持できることを評価する。

【解説】

(1) 機能

「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」、「原子炉停止後または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」、「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放散を直接防ぐ」等の安全機能が保持されることを確認するため、耐震 S クラスの設備について構造強度評価を実施するとともに、ポンプ、弁及び制御棒等の地震時の動的機能が要求される動的機能については動的機能維持評価を実施する。

(2) 評価方針

構造強度評価に際しては、当該設備の耐震安全機能を確認する観点から耐震構造上重要な評価箇所を、既往の耐震評価結果を参考に選定する。

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設置位置における応答加速度を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。

評価にあたり、同一仕様、同一設計の複数の設備が存在する場合は、代表設備について評価する。また、配管系のように類似設備が多数存在する場合は、仕様、使用条件等の観点から耐震安全評価上

適切にグループ化し、その代表設備について評価する。

(3) 構造強度の評価基準

機器・配管系の評価基準値は、材料の過度な変形や破損に対して裕度をもった値とする。

余裕検討用地震動から求めた地震力を、設計用地震力と見做し、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」及び「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NCI-2005」に規定される設計用の評価基準値を用いることを原則とする。

D4. 電気・機械設備の動的機能維持評価

動的機能維持の評価は、機能確認済加速度との比較、または詳細評価により実施する。

機能確認済加速度は試験又は解析等で得られ、設計時に設定された値のほか、試験等で妥当性が確認された値も用いることが出来る。

【解説】

動的機能維持の評価手順の例を図 D-2 に示す。

(1) 機能確認済加速度との比較

余裕検討用地震動による評価対象機器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、横形ポンプ及びポンプ駆動用タービン等、機種ごとに、試験又は解析により、動的機能維持が確認された加速度である。制御棒の地震時挿入性については、余裕検討用地震動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する（BWR の場合）。

(2) 詳細評価

余裕検討用地震動による応答加速度が、機能確認済加速度を上回る機器については、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」等を参考に、動的機能維持を確認する上で評価が必要となる項目を抽出し、対象部位ごとの構造強度評価または動的機能評価を行い、発生値が評価基準値以下であることを確認する。

(3) 設計用機能確認済加速度

設計用の機能確認済加速度は「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC 4601-2008」に準拠する。

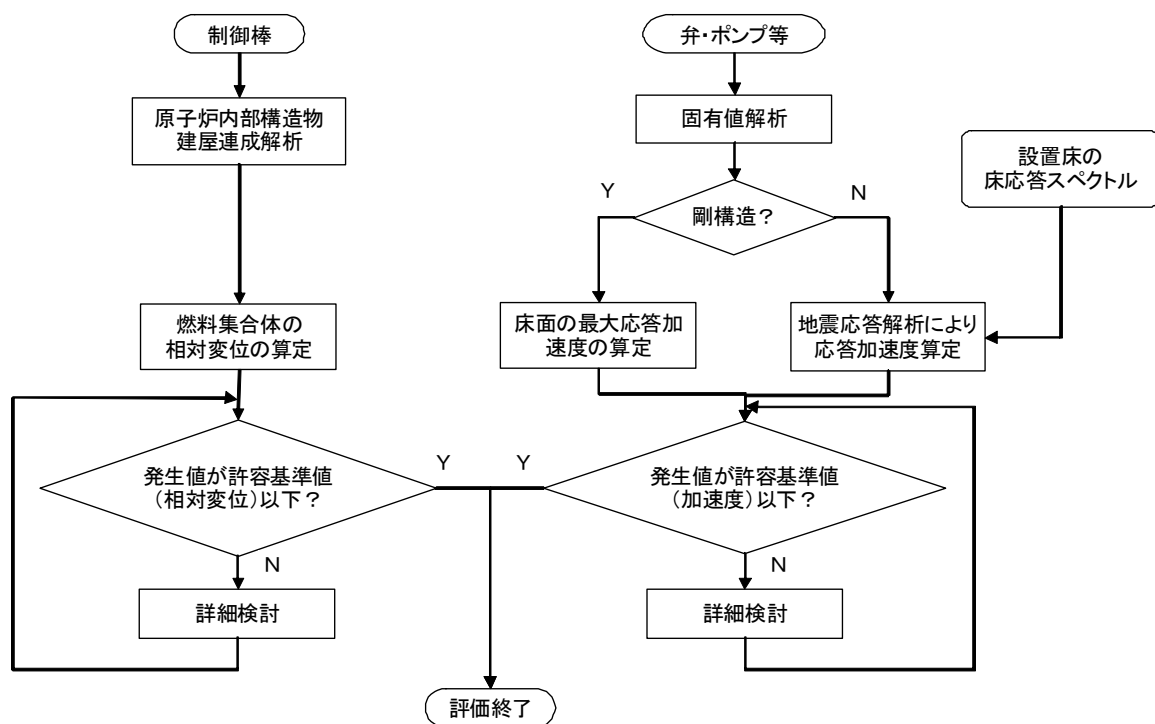


図 D-2 動的機能維持の評価手順例

D.5 原子炉再起動と実施区分 D での対応

対応ケース 8 にあっては、耐震安全性評価の完了後、機能確認試験によって安全性を確認し、原子炉を通常の起動手順に従い再起動する。

【解説】

設備の耐震強化を実施した場合は、本細則の耐震安全性評価により耐震強化後の耐震安全性が確認された段階で、再起動の準備が整ったと判断される。

D.6 プラント全体の機能試験

再起動に際し、起動準備操作、原子炉起動、発電機の並列及び定格運転状態までの出力上昇試験を行い、地震による設備への影響を確認するとともに、プラント全体の健全性評価を行い、この後も継続的に運転が可能であることを確認する。

【解説】

地震による設備への影響を下記により実施する。

- ・ 蒸気を通気させることで、初めて機能試験（作動確認、漏えい確認等）が可能となる設備について、機器レベルの設備点検及び系統レベルの機能試験を実施し、設備健全性を確認する。
- ・ プラント全体の総合性能を確認する。
- ・ プラント全体の総合性能確認において、特に地震の影響を考慮した運転状態を確認する。

D.7 記録

耐震安全性評価の結果等を記録し、当該記録の保存期限は、保守管理を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後5年が経過するまでの期間とする。

【解説】

記録は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の原子炉施設の保守管理記録に基づく。

付録1 重点点検対象設備の選定

重点点検の対象設備選定の考え方は下記を参考とする。

- (1) 地震影響レベルの区分に従い、耐震 S クラス設備、耐震 B、C クラスで発電に必要な設備、その他の 3 分類について、各々から最も地震により損傷する可能性の高い設備を選定する。
- (2) 耐震 S クラス設備については、表 付 1-1 に示す構造上の種別を代表する設備とし、下記に留意する。
 - ① 発電所に少数の設備しかない種別（例えば蓄電池ラック、非常用ディーゼル）については全数点検
 - ② 多くの台数が設置されている種別（例えば弁、配管、ケーブルトレイ）はサンプル点検
 - ・代表サンプルは地震によって最も影響を受けやすいと考えられる設備及び部分を含むものとする（例えば建物の上階に設置されているもの、平底の縦型タンクなど）。
 - ・そのサンプル数は、原則として全対象項目の約 20%を含み、各耐震クラスでは 2 個を下回らないものとする。但し、建設時の耐震設計で比較的耐震余裕の大きい機器・構築物は、20%以下のサンプル数でも可とする（例えばポンプ、配管、ケーブルトレイ）。比較的耐震余裕の小さいものは 20%を超えるサンプル数についても配慮する。
- (3) 土木・建築構築物（鋼及びコンクリート）は、全ての安全関連構築物を対象とするが、下記観点からサンプルを選定する。
 - ① 鋼構造にあつては、ボルト締結部、アンカーボルト、圧縮荷重をうけるブレース
 - ② コンクリート構造にあつては、損傷を受ける疑いのあるコンクリートの代表部分
- (4) 上記の設備毎の耐震性の観点に加えて、地震荷重の厳しさも、重点点検対象設備の選定に考慮する。
 - ① 発電所内で最大加速度が予想される場所に設置されている設備
 - ② 特定の荷重方向に厳しい設備
- (5) 耐震 B、C クラス設備については、運転員巡視点検で異常が認められた設備の部位に加え、一般産業及び発電施設の地震被害経験⁽¹⁰⁾及び原子力発電所の経験をもとに設定した、表 付 1-1 に損傷指標設備として記載される設備の当該部位を対象とする。

表 付 1-1 重点点検対象設備選定例

I 耐震 S クラス設備⁽⁴⁾

下記に示す種別に分類し、地震により損傷する可能性の高い代表設備を選定する

- 1 設置台数が少ないものは全数を対象とする
- 2 設置台数が多いものはサンプルとするが、建屋の高い床に設置されているものや、タンク類については、平底の如く、地震に対して弱いと考えられるものを選択する。
- 3 設計時の耐震裕度の低い設備は、全数の 20%以上とし、最低 2 台以上とする。
- 4 建築構造物については、安全に関わる全施設を対象とするが、点検部位を限定する。

【種別】

- a 安全停止系に属する、下記の 20 種の機器
 - ・送風機 ・空気圧縮機 ・蓄電池ラック ・直流変換器及び充電器
 - ・空調機 ・冷却器 ・変圧器 ・縦型ポンプ ・横型ポンプ
 - ・電動発電機 ・MCC ・低電圧スイッチギア ・中電圧スイッチギア
 - ・配電盤 ・電動弁 ・空気作動弁 ・ディーゼル発電機 ・計器ラック
 - ・センサー ・計装制御盤
- b 低圧貯蔵タンク
- c 高圧タンク及び熱交換器
- d 配管

下記の口径区分及び、低温(66℃以下)及び高温(66℃以上)から少なくとも 1 種を選定する。

 - ・ 6 インチよりも小
 - ・ 6 インチ以上、12 インチ以下
 - ・ 12 インチよりも大
- e 電線路
 - ・電線管 ・ケーブルトレイ
- f 空調ダクト
 - ・ 30.5cm よりも小
 - ・ 30.5cm 以上
- g 鋼製骨組構造物
- h 鉄筋コンクリート構造物及びブロック壁
 - ・ 主要建屋(例:原子炉建屋、補助建屋、ポンプ建屋)
 - ・ 使用済燃料プール
 - ・ 排気筒(BWR)

II 損傷指標設備及び点検部位

耐震 B、C クラスで、地震被害経験などから損傷する可能性が高く目視点検可能な損傷モードが想定される下記の設備の部位

- a 屋外設置低圧平底タンク(ろ過水タンク、純水タンク) ー 胴部(坐屈)及び基礎ボルト
- b 開閉所設備 ー ブッシング基礎及び碍子部
- c 主変圧器、起動変圧器、所内変圧器 ー 基礎ボルト
- d 所内蒸気発生装置 ー ボイラー基礎
- e 海水ポンプ保守設備 ー クレーン鉄骨、基礎
- f 消火設備 ー 配管接合部、建屋貫通部
- g 吊天井 (落下)
- h 無鉄筋のブロック壁 (倒壊)

付録2 重点点検における基本点検項目例

重点点検は「拡大点検」を実施する必要性を判断するためのものであり、目視による点検（基本点検）を基本としている。点検項目は耐震工学の知見や設計時の解析データ・評価資料などを参考にし、観測された地震動のレベルに応じて点検チームが選択するが、各分類の機器・配管ごとに脆弱部を想定して点検箇所を設定し、チェックリストを作成して手順書に記載することが望ましい。

表 付 2-1 は米国規格で挙げている点検項目であり、過去に実施した耐震性評価等をもとに定めたものであるが、わが国の一般産業施設の地震被害経験等からも妥当と考えられる。

表 付 2-1 基本点検項目の例（1）⁸⁾

No	種別	基本点検項目
【機器・配管】		
1	一次冷却系	1 フランジ接続部、例えば制御棒駆動機構、の原子炉冷却材漏洩のチェック
		2 大型機器、例えば主冷却材ポンプ、蒸気発生器、加圧器、の支持構造物及びスナッパの状態チェック
		3 制御棒駆動機構の支持構造物の状態チェック(PWRのみ)
2	高圧タンクおよび熱交換器	1 アンカー部の損傷チェック:例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み;ロッキング又はコンクリート上の底板の滑り
		2 接続配管の損傷
3	低圧貯蔵タンク	1 タンクのアンカー部の損傷チェック:例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み;ボルト座金の変形;基礎上でのロッキングまたは滑り
		2 取り付けられた配管、接地線の損傷チェック
		3 タンク側面の座屈チェック;例えば「象脚(象の足)座屈」
		4 底板と円筒殻壁の接続部のき裂又は漏洩のチェック
		5 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック
4	縦型ポンプ	1 機器のベースプレート及びアンカー部の損傷チェック:例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロッキングまたは滑り
		2 ベースプレート下のケーシングに対する地盤沈下／移動による損傷チェック
		3 過度な騒音又は振動、軸封部の漏洩の痕跡のチェック(電動機とポンプ軸の芯ずれの兆候の可能性はある)
		4 接続配管から加わった地震荷重によるポンプハウジングの損傷チェック
		5 軸ハウジングの損傷チェック
		6 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック
		7 現場警報器、遮断器および保護装置の作動／トリップのチェック
		8 ポンプ及び電動機ベアリングの過熱及び潤滑に対するチェック
		9 機器に取り付けられた電線管や接地線の損傷チェック

表 付 2-1 基本点検項目の例 (2) ⁽⁸⁾

No	種別	基本点検項目
5	横型ポンプ	1 機器のベースプレート及びアンカー部の損傷チェック:例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロッキングまたは滑り
		2 過度な騒音若しくは振動、軸封部の漏洩の痕跡のチェック(電動機とポンプ軸の芯ずれの兆候の可能性もある)
		3 接続配管から加わった地震荷重によるポンプハウジングの損傷チェック
		4 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック
		5 現場警報器、遮断器および保護装置の作動/トリップのチェック
		6 ポンプ及び電動機ベアリングの過熱及び潤滑に対するチェック
		7 機器に取り付けられた電線管や接地線の損傷チェック
6	空気圧縮機	1 機器のアンカー部又は防振支持部の損傷チェック:例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロッキングまたは滑り
		2 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック
		3 過度の騒音や振動のチェック
		4 空気圧縮機が周期的に運転、停止しておらず連続運転している場合には、空気漏えいのチェック
		5 ファンベルトの張りや滑りチェック:例えば、ベルトからの煙や異臭
		6 現場警報器、遮断器および保護装置の作動/トリップのチェック
7	配管	1 スナッパ損傷のチェック、例えば、取り付けボルトからの引張で緩むスナッパ、過剰な移動量(トラブル)の痕跡、慣性機構のかじり又は駆動液の漏洩、ピストンロッドの曲がり
		2 架構サポートの損傷チェック、例えば、サポート構造の変形、サポート構造からの衝撃による配管の変形
		3 剛な接続部の配管の損傷又は漏洩のチェック、例えば、他の機器及び構造物とのアンカー点
		4 配管および枝管の損傷又は漏洩のチェック
		5 建物との接続部及び建物間の配管の損傷
		6 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック

表 付 2-1 基本点検項目の例 (3) ⁽⁸⁾

No	種別	基本点検項目
8	埋設配管	1 建物及びタンクと配管接続部の損傷又は漏洩のチェック
		2 消火用主配管からの漏洩(地盤の自然陥没及び予備消火ポンの起動で明らかとなる)
		3 消火用主配管、サービス水、循環水配管 (特に停滞水部(dead legs)は、地震動によってルーズになった腐食生成物(錆び)の蓄積や成長が生じやすい。これらのルーズになった蓄積物はスクリーン及び消火ホース用水栓のような小口径配管を目詰まりさせる可能性がある。目詰まりのチェックおよび主配管のフラッシングが必要)
9	油圧作動／空気作動／電動の弁	1 アクチュエータの弁への取り付け部の損傷若しくは変形のチェック
		2 機器に取り付けられた電線管や小径管、接地線の損傷チェック
		3 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック
		4 現場警報器／表示器／保護装置の作動／トリップのチェック
		5 弁の開・閉両方向に作動チェック
10	空調ユニット	1 機器のアンカー部又は防振支持部の損傷チェック:例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロッキングまたは滑り
		2 機器に取り付けられた電線管や接地線の損傷チェック
		3 取付ダクトからの地震荷重による損傷、または、布製消音装置の裂断のチェック
		4 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック
		5 ファンベルトの張りや滑りチェック:例えば、ベルトからの煙や異臭
		6 現場警報器、遮断器および保護装置の作動／トリップのチェック
11	冷却器(チラー)	1 機器のアンカー部又は防振支持部の損傷チェック:例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロッキングまたは滑り
		2 機器に取り付けられた電線管や接地線の損傷チェック
		3 取付ダクト、配管からの地震荷重によるチラー部品の損傷、または、漏洩のチェック
		4 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック
		5 ファンベルトの張りや滑りチェック:例えば、ベルトからの煙や異臭
		6 現場警報器、遮断器および保護装置の作動／トリップのチェック
		7 冷媒の漏洩チェック

表 付 2-1 基本点検項目の例（４）⁽⁸⁾

No	種別	基本点検項目
12	排風機	1 機器のアンカー部又は防振支持部の損傷チェック:例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロッキングまたは滑り
		2 機器に取り付けられた電線管や接地線の損傷チェック
		3 取付ダクトからの地震荷重によるファンハウジングの損傷、変形、または、布製消音装置の裂断のチェック
		4 ファンの過度の振動やノイズの傷痕のチェック(これらは電動機とファンの回転軸とのズレの兆候の可能性あり)
		5 ファンの回転翼とハウジングとの間の間隙チェック
		6 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック
		7 ファンベルトの張りや滑りチェック:例えば、ベルトからの煙や異臭
		8 現場警報器、遮断器および保護装置の作動／トリップのチェック
13	空調ダクト	1 自重サポート及びスウェイブレース(筋交い)の変形のチェック
		2 接続部のダクトの損傷チェック
		3 建物との接続部及び建物間のダクトの損傷チェック
		4 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック
		5 布製のダクト接続部／ノイズエリミネータの裂断のチェック
		6 内部のフィルター、ラックの損傷チェック

表 付 2-1 基本点検項目の例 (5) ⁽⁸⁾

No	種別	基本点検項目
	【電気設備】	
1	ディーゼル発電機	1 機器のアンカー部又は防振支持部の損傷チェック:例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロックキングまたは滑り 2 機器に取り付けられた配管やダクト、電線管、接地線の損傷チェック 3 特にコモンベースに載っていない場合は、エンジンと発電機の軸の芯ずれにより生じる騒音若しくは振動のチェック 4 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック 5 現場警報器、遮断器および保護装置の作動／トリップのチェック
2	電動発電機	1 機器のアンカー部又は防振支持部の損傷チェック:例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロックキングまたは滑り 2 特にコモンベースに載っていない場合は、電動機と発電機の軸の芯ずれにより生じる騒音若しくは振動のチェック 3 機器に取り付けられた電線管や接地線の損傷チェック 4 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック 5 現場警報器、遮断器および保護装置の作動／トリップのチェック
3	蓄電池ラック	1 蓄電池ラックのアンカー部の損傷チェック:例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロックキングまたは滑り 2 ラック構造の変形チェック 3 ラック内蓄電池のロックキングや滑り、ブスバーの座屈や変形の傷痕、蓄電池間のスペーサの状態をチェック 4 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック 5 ブス／ケーブル／接地線の損傷、変形又は断線のチェック 6 現場警報器、遮断器および保護装置の作動／トリップのチェック
4	静止型インバータ及び蓄電池用充電器	1 機器のアンカー部の損傷チェック:例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロックキングまたは滑り 2 機器に取り付けられた電線管や接地線の損傷チェック 3 収納キャビネット構造の変形チェック 4 収納キャビネットを開け、内部に取り付けられた器具が健全で損傷していないことを目視チェックする 5 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック 6 現場警報器、遮断器および保護装置の作動／トリップのチェック

表 付 2-1 基本点検項目の例 (6) ⁽⁸⁾

No	種別	基本点検項目
5	変圧器	1 機器のアンカー部の損傷チェック: 例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロッキングまたは滑り
		2 機器に取り付けられた電線管や接地線の損傷チェック
		3 油溜の液位チェック
		4 窒素ガス封入系及び消火系の損傷チェック
		5 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック
6	モーターコントロールセンター	1 機器のアンカー部の損傷チェック: 例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロッキングまたは滑り
		2 機器に取り付けられた電線管や接地線の損傷チェック
		3 収納キャビネット構造の変形チェック
		4 収納キャビネットを開け、内部に取り付けられた器具(リレー及びブレーカを含む)が健全で損傷していないことを目視チェックする
		5 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック
		6 制御器、遮断器および保護装置の作動/トリップのチェック
7	低電圧スイッチギア	1 機器のアンカー部の損傷チェック: 例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロッキングまたは滑り
		2 機器に取り付けられた電線管や接地線の損傷チェック
		3 収納キャビネット構造の変形チェック
		4 収納キャビネットを開け、内部に取り付けられた器具(リレー及び接点を含む)が健全で損傷していないことを目視チェックする
		5 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック
		6 現場警報器、遮断器および保護装置の作動/トリップのチェック
		7 トリップを全てリセット(リセット後の再トリップを調査)
8	中圧スイッチギア	1 機器のアンカー部の損傷チェック: 例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロッキングまたは滑り
		2 機器に取り付けられた電線管や接地線の損傷チェック
		3 収納キャビネット構造の変形チェック
		4 収納キャビネットを開け、内部に取り付けられた器具(リレー及び接点を含む)が健全で損傷していないことを目視チェックする
		5 衝撃や地震による浸水またはスプレイによる損傷チェック
		6 現場警報器、遮断器および保護装置の作動/トリップのチェック
		7 トリップを全てリセット(リセット後の再トリップを調査)

表 付 2-1 基本点検項目の例 (7) ⁽⁸⁾

No	種別	基本点検項目
9	配電盤	1 機器のアンカー部の損傷チェック: 例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロッキングまたは滑り
		2 機器に取り付けられた電線管や接地線の損傷チェック
		3 収納キャビネット構造の変形チェック
		4 収納キャビネットを開け、内部に取り付けられた器具が健全で損傷していないことを目視チェックする
		5 衝撃や地震による浸水またはスプレーによる損傷チェック
		6 トリップを全てリセット(リセット後の再トリップを調査)
10	計装ラック	1 機器のアンカー部の損傷チェック: 例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロッキングまたは滑り
		2 ラック構造の変形チェック
		3 機器に取り付けられた電線管、接地線の損傷チェック
		4 ラックに取り付けられた計器が健全で損傷していないことを目視チェックする
		5 衝撃や地震による浸水またはスプレーによる損傷チェック
		6 現場警報器、遮断器および保護装置の作動/トリップのチェック
		7 トリップを全てリセット(リセット後の再トリップを調査)
11	制御及び計装盤	1 機器のアンカー部の損傷チェック: 例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み、即ち、機器のロッキングまたは滑り
		2 ラック構造の変形チェック
		3 機器に取り付けられた電線管、接地線の損傷チェック
		4 パネルに取り付けられた計器、メータ、制御器及びその他の器具が健全で損傷していないことを目視チェックする
		5 衝撃や地震による浸水またはスプレーによる損傷チェック
		6 現場警報器、遮断器および保護装置の作動/トリップのチェック
		7 トリップを全てリセット(リセット後の再トリップを調査)
12	検出器	1 機器に取り付けられた電線管/チューブ、接地線の損傷チェック
		2 衝撃や地震による浸水またはスプレーによる損傷チェック
		3 現場盤/制御室盤の表示器で読み取り、計器の作動確認
13	ケーブルトレイ	1 自重サポート及びスウェイブレース(筋交い)の変形のチェック
		2 建物との接続部及び建物間のケーブルの損傷チェック
		3 衝撃や地震による浸水またはスプレーによる損傷チェック

表 付 2-1 基本点検項目の例 (8) ⁽⁸⁾

No 種別	基本点検項目	
【建物・構築物】		
1 鉄筋コンクリート構造 (建物、格納容器、冷却 塔、取水構造物) 及び ブロック壁	1	新たに口をあけたクラック(0.06インチより大)、コンクリートの剥がれのチェック。 【注: 微小なクラックはたとえ地震によるものであっても、配筋の降伏を生じるほど 大きなものでなければ、重視しない】
	2	地盤沈下の痕跡のチェック
	3	隣接又は接続された建物／構築物の間の水平及び垂直相対移動の痕跡の チェック
2 鋼製骨組み構造	1	ボルト又は溶接接続部の損傷チェック
	2	アンカー部の損傷チェック、例えば、基礎ボルトまたはナットの伸びや緩み; ロッ キング又はコンクリート上のベースプレートの滑り
	3	ブレース及びその他の圧縮材の変形又は座屈のチェック

付録3 設備健全性評価における解析手法

健全性評価では、拡大点検に並行して解析評価を実施し、地震の影響を解析的に評価するとともに、拡大点検に必要なデータを提供する。

健全性評価の解析では、建設時の設計における過度の余裕を排除した条件を設定する。例えば材料の機械的特性、減衰定数などについては、実際の状態を反映した値を採用することが望ましい。

(1) 建物・構築物の評価

建物・構築物については、構造、材料強度などの運転時データをもとに地震動観測結果のシミュレーションを行い、設置設備の地震入力条件を算出するとともに、各階のせん断応力度、せん断ひずみを評価する。建物・構築物の健全性解析評価フローを図 付 3-1 に示す。

設置設備の地震入力を与える床応答が、実施区分 B で評価した結果と異なる場合には、地震動レベルを再設定する。

各階のせん断応力度、せん断ひずみが健全性の目安となる値を超える場合には、構造部材の復元力特性を考慮した動的応答解析を実施するなどの詳細検討により評価する。

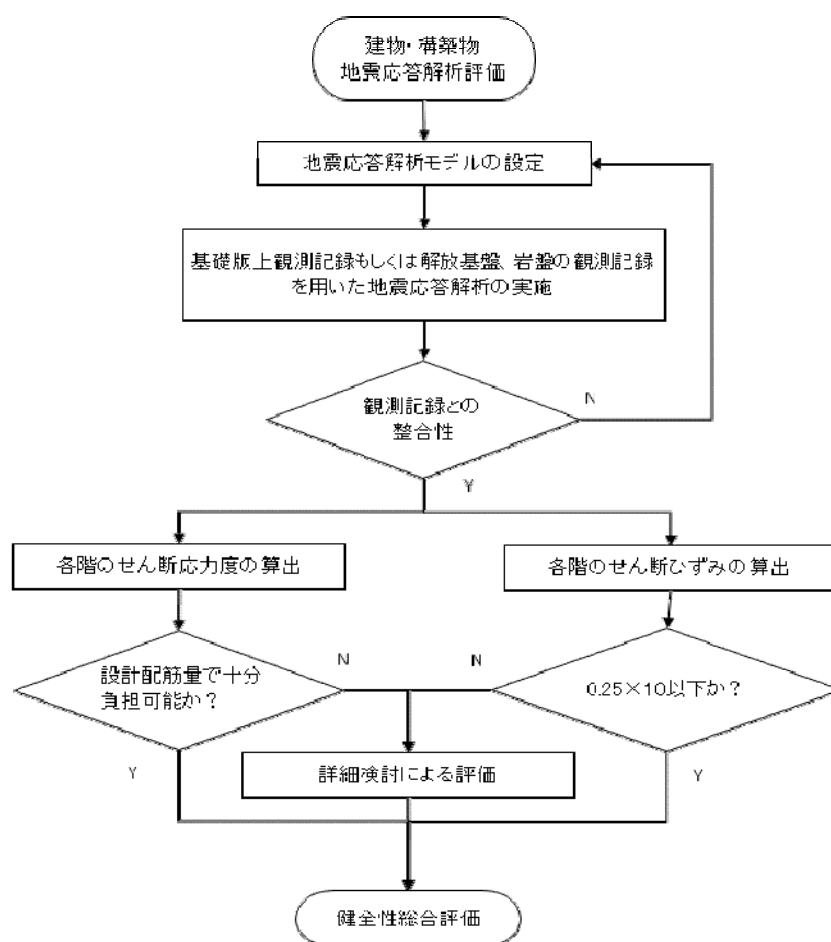


図 付 3-1 建物・構築物の健全性解析評価フロー

(2) 設備の地震応答解析に用いる建屋応答加速度

地震動が観測された建物の床については観測記録を用い、それ以外の床については、観測記録をもとに建屋の地震応答解析で算出された建屋応答加速度を用いる。

建設時の床応答スペクトルの作成においては、建物の地震応答解析の不確かさ（地盤物性、建屋剛

性、地盤ばね定数、模擬地震波の位相特性等)を考慮して拡張が行われるが、健全性評価では、観測記録、または観測記録に基づく建屋応答解析による応答加速度を用いるため拡張は行わない。

観測された床応答スペクトルは、建物の地震応答解析の精度を検証するために利用される。

(3) 設備の健全性解析評価

地震影響については、観測された地震入力与设计・評価で考慮された地震入力との比較、又は、現実的な条件のもとで観測された地震動で発生が予想される応力と許容値を比較する。また、拡大点検に必要なデータを得るための解析を実施する。

設備の健全性解析評価フローを図 付 3-2 に示す。

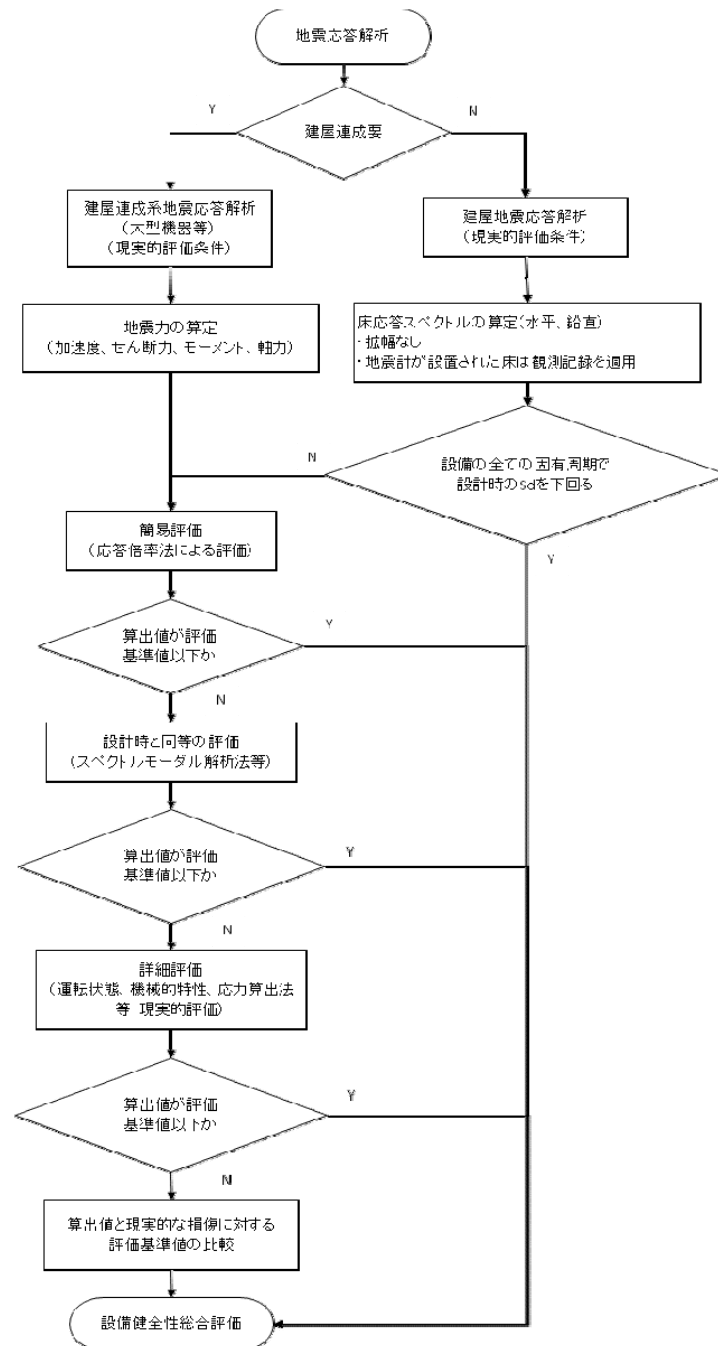


図 付 3-2 プラント設備の健全性解析評価フロー

付録4 耐震安全性評価における解析手法

耐震安全性評価では、基準地震動 S_s を超える地震に対する耐震安全性評価用の地震入力を新たに設定し、原子力発電所の耐震安全上重要な施設の耐震余裕を解析的に評価する。解析手法の特色を以下に示す。

(1) 建物・構築物の評価

建物・構築物の地震応答解析モデルは地震動の観測結果に基づき、可能な限り観測された建物・構築物の振動挙動を模擬できるように、設計時に用いた解析モデルから修正を行うこととする。

観測結果に近づけるための修正としては例えば下記が考えられる。

- ① 設計時にはコンクリートの設計基準強度を基に算定していた鉄筋コンクリートの剛性評価を、コンクリートの実際の平均的な強度を基に算定して見直す。
- ② 設計時に耐震要素として考慮していなかった補助壁について、上下階に応力伝達が可能と考えられる壁を再評価して、新たに耐震要素に取り入れる。
- ③ 建物と地盤の相互作用に関しては、地盤ばねのモデル化手法のほかに埋め込み部の有効性を評価する。

特に基準地震動 S_s を遥かに超える余裕検討用地震動については、必要に応じて下記の建物・構築物の非線形特性を考慮する（設備健全性評価において検証した考え方を採用してもよい）。

- ④ 基礎底面地盤ばねには、基礎浮き上がりによる幾何学的非線形性を考慮する。
- ⑤ 復元力特性は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC 4601-2008」に基づいて設定する。水平方向の地震応答解析は、上記復元力特性を用いた弾塑性応答解析とする。

建物・構築物と連成して地震応答解析される大型機械設備については、それらの非線形特性についても配慮する。また、鉛直方向の地震応答解析モデルは、耐震壁の軸剛性及び屋根トラスの曲げせん断剛性を評価した質点系モデルが考えられる。

(2) 設備の地震応答解析

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、及び炉内構造物の安全評価に当たっては、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い、それぞれの応答結果を用いる。また、比較的小型の機器等の安全性評価に当たっては、当該設備の据付床の水平方向及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。なお、水平方向、鉛直方向それぞれの応答結果を二乗和平方根（SRSS）法等により組み合わせる場合もある。

a) 動的解析モデル

機器・配管系の動的解析のモデルは、その振動性状に応じて、代表的な振動モードが適切に表現でき、応力評価に用いる地震荷重を適切に算定できるものを使用する。

解析モデルは既往評価で用いられたものの他、有限要素法等実績がある手法によるモデルを使用する。モデル化に当たって使用する物性値等については、既往評価で用いられたものの他、施設運用上の管理値や実測値等を考慮して設定する。

建屋内の大型機器は大規模構造物で建屋から各点で支持されているため、建屋からの各入力を厳密に評価することを目的とし、地盤・建屋と連成した解析モデルにより余裕検討用地震動による地震応答解析を時刻歴応答解析で実施する。

b) 床応答スペクトル

床応答スペクトルは、建物・構築物、大型機器の地震応答解析で得られた床応答時刻歴を用いて水平方向及び鉛直方向について算定する。

床応答スペクトルの算定に当たっては、地盤や建屋の物性値のばらつきが床応答に与える影響を考慮し、周期軸方向に±10%拡幅する。

c) 減衰定数

機器・配管系の地震応答解析に用いる減衰定数は、対象とする設備の余裕検討用地震動に対する振動特性を考慮し、設計に使用した値のほか、振動試験等で妥当性が確認された値も評価に用いることが出来る。

余裕検討用地震動は基準地震動を上回り、極めて発生する可能性が低い地震動であることから、設計用減衰定数（例えば「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」に規定された値）に加え、試験等で妥当性が確認された現実的な値を用いることも出来る。

d) 運転状態と地震の組合せ

通常運転時に生じる荷重及び運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重と余裕検討用地震動により生じる地震力を組み合わせて評価する。

事故事象の発生確率と継続時間及び余裕検討用地震動の年超過確率を踏まえ、両者が同時に発生する可能性が極めて小さい場合、具体的には「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」に基づき 10^{-7} /年以下であれば、事故事象と余裕検討用地震動による荷重を組み合わせる必要はない。

(3) 構造強度評価における応答倍率法と詳細解析法

構造強度に関する評価は、応答倍率法による評価、または詳細評価により実施する。構造強度の評価手順の例を図 付 4-1 に示す。

a) 「応答倍率法による評価」

建屋との連成応答解析を実施する大型機器については、余裕検討用地震動による地震力（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で、発生値を算定し、評価基準値と比較する。

また、比較的小型の機器については、剛構造の場合は余裕検討用地震動による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（又は静的震度）の比、剛構造でない場合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で、発生値を算定し、評価基準値と比較する。

設備の発生値を算定するにあたり、水平加速度、鉛直加速度を用いる機器は余裕検討用地震動による床応答スペクトル等と、既往評価で用いた床応答スペクトル等から水平加速度と鉛直加速度の比をそれぞれ求め、大きい方の値を応答比とする。

b) 「詳細評価（スペクトルモーダル解析法等による評価）」

配管系はスペクトルモーダル解析法による詳細評価を行い、発生値を算定し評価基準値と比較する。

応答倍率法による評価の結果、詳細評価が必要と判断された設備は、設計時の評価方法を参考に、以下の a.～c.に示す解析法から選択して評価を行い、発生値を算定し評価基準値と比較する。

また、設備によっては応答倍率法による評価によらず、以下に示す解析法から選択して評価を行い、発生値を算定して評価基準値と比較することも可能である。

- ・スペクトルモーダル解析法

- ・時刻歴応答解析法
- ・定式化された評価式を用いた解析法（床置き機器等）

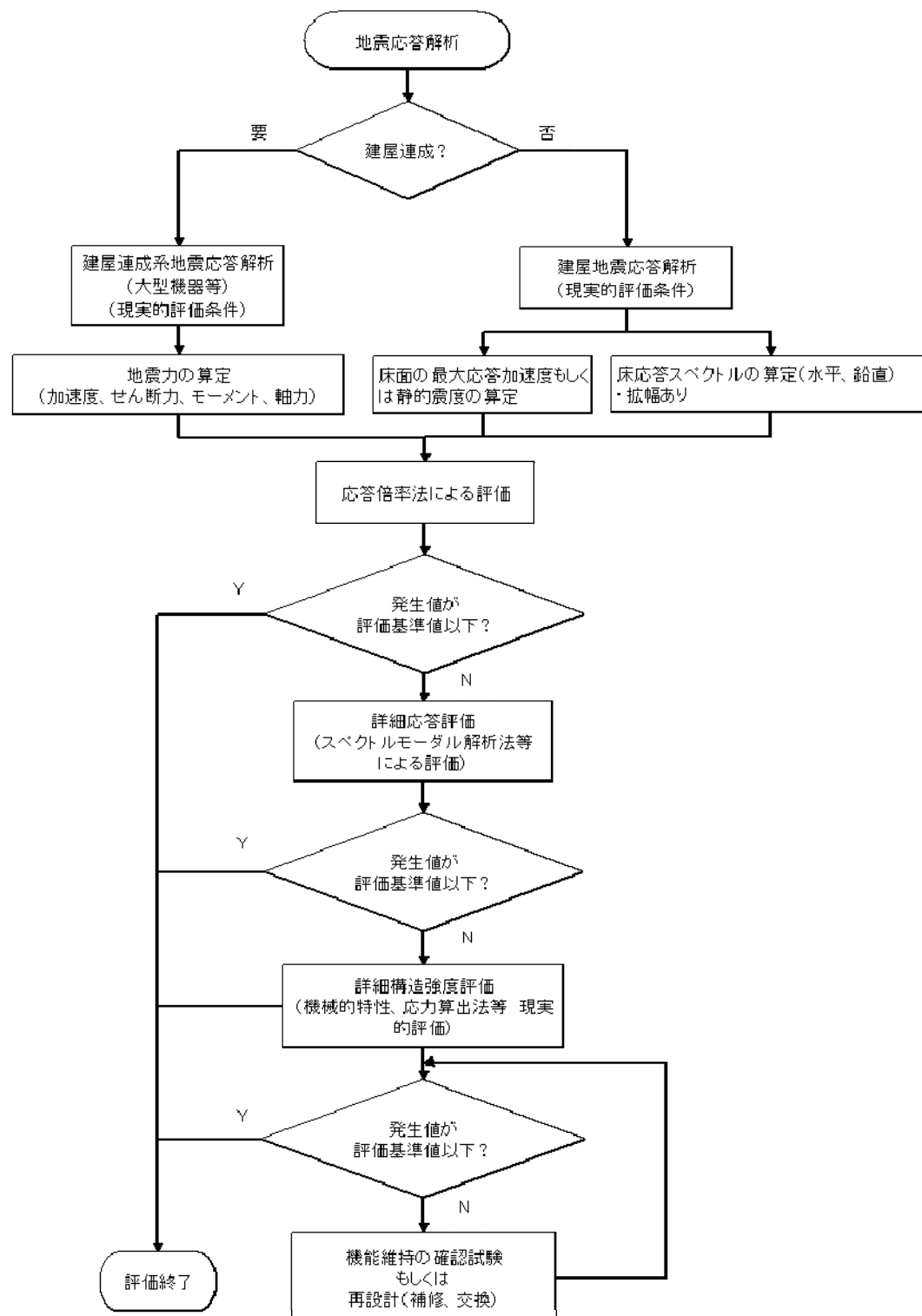


図 付 4-1 構造強度の評価手順の例

付録5 地震動レベル3で考慮した地震動特性（周期範囲）の決定根拠について

観測された地震動が設計用基準地震動 S_s を超える「地震動レベル3」においては、観測された地震動の周期特性によってさらに「a、b、c」に区分している。各区分の目安となる周期は「a：周期0.1秒以下のみで超える場合、c：周期0.5秒以上のみで超える場合」としているが、その数値的根拠について考察する。

なお、地震動レベル3のa、b、c区分は、地震影響レベルⅡ及びⅢ（耐震Sクラス以外の設備に有意な損傷が発生している状態）について、発生した地震に対する拡大点検の必要性、地震応答解析による設備健全性評価の要否を判定することを目的としている。

地震動レベル3 a：重点点検で損傷の有無は確認される（できる）ので、必要な補修をして再起動する。

3 b：拡大点検と重要設備の地震応答解析評価により健全性を確認する。

3 c：主排気筒、液体の揺動のような限定的な施設について点検及び解析評価を実施することで健全性は確認できる。

米国等の考え方の背景には、ダクティルでない設備（例えば碍子など）は地震発生直後に実施される運転員の巡視点検によってもその損傷の発見が容易であるとの工学的な判断が加えられていると考えられる。

5.1 地震動レベル3 aと3 bを区分する周期について：

地震動レベル3 aと3 bを区分する周期は下記の理由により0.1秒を目安とする。

理由1：過去に、観測された地震動がこの周期領域のみで設計時の想定を超えた原子力発電所では被害の発生が無い。

【周期0.1秒以下で設計時の想定を超える地震動が観測された原子力発電所】

女川原子力発電所（2005年宮城県沖地震）

米国 Perry 原子力発電所（1986年 Leroy 地震）

米国 Summer 原子力発電所（1978年 小規模地震多数）

理由2：周期0.1秒を下回る領域は変位振幅が小さく（エネルギーが小さく）、下記理由により設備の損傷にはつながらない。

- （1） 応答変位の試算例¹⁷⁾は、図 附5-1に示す如くであり、周期0.1秒以下では3mm程度の応答相対変位となって、地震動のエネルギーが小さい。またこの程度の振動振幅は例えば配管レストレントに設けられた間隙程度であるなどの理由で、振動が吸収されと考えられる。

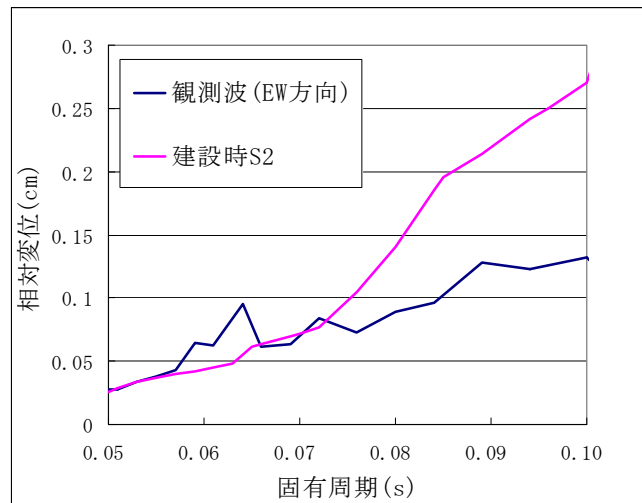


図 附 5-1 応答変位の試算例¹⁷⁾

(2) ダクティリティの高い設備ではエネルギーの小さい（周期の短い）成分は破壊に繋がらない

地震後の対応に関する米国の規格（ANSI/ANS-2.23-2002）⁴⁾では、観測された地震が設計用の地震動を超えたか否かの判定（OBE Exceedance Criteria）で、応答スペクトルで 0.1 秒以下の周期帯については考慮外としており、その根拠として下記の 4 つの観点が論じられている。¹⁸⁾

- Use of Blast Data to Determine the Potential for Damage Due to High-Frequency, Short-Duration Earthquake
- Equipment Fragility Data
- Performance of Equipment Under Industrial Equipment Vibration
- Effect of Cyclic High-Frequency Loading on Seismic Capacity

理由 3：近地地震などでは短周期成分が多く含まれる。日本では経験的に地震動と破壊の状態との関係を震度で示している。気象庁震度階の元となっている計測震度では、周期 0.1 秒よりも短周期側の地震動成分をフィルターでカットしている。

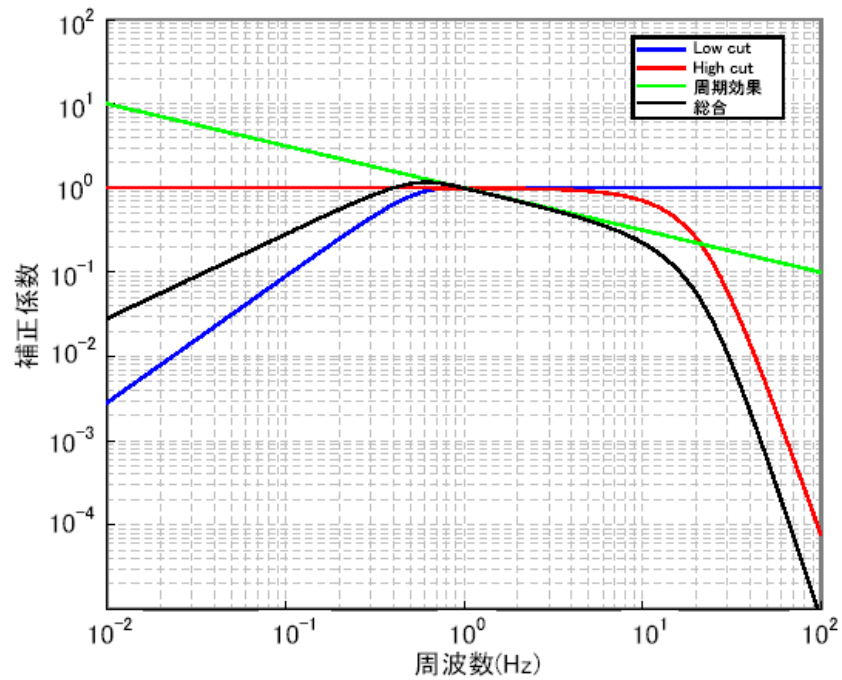


図 附 5-2 震度計算のためのフィルタ特性

理由 4 : 米国の規格 (ANSI/ANS-2.23-2002) ⁴⁾では、CAV という指標を導入して観測された地震動の有効性 (構造物の破壊に対する影響度) を判定している。原波形と 0.1 秒のフィルターをかけた波形について各々 CAV を算出し、その比を地震による影響の程度を示す震度 (米国では修正メルカリ震度を使用している) に対してプロットすると、図 附 5-3 に示すように、破損が生じるといわれる修正メルカリ震度Ⅶ程度以上で安定し、0.1 秒のフィルターを掛けた波形が破損との関係をより良く表している。

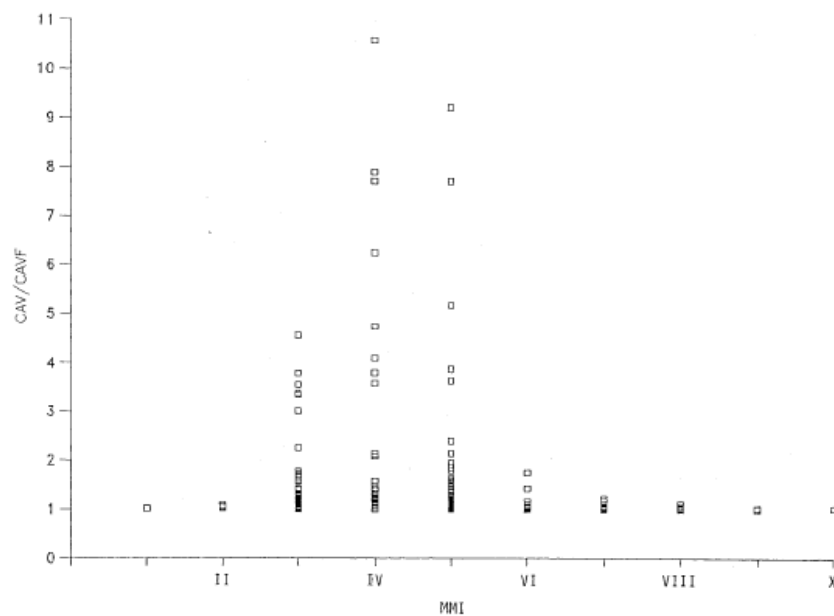


Figure 4-4. CAV/CAVF Ratio for All Records

図 附 5-3 CAV 指標の地震動特性 ⁴⁾

5.2 地震動レベル 3 b と 3 c を区分する周期について：

地震動レベル 3 b と 3 c を区分する周期は 0.5 秒を目安とし、地震前計画において、決定する。

剛構造設計を基本とする原子力発電所設備は、原則として支持構造物の基本固有周期よりも短い固有周期を有するように設計されることから、建物等の支持構造物の基本固有周期よりも長い固有周期を有する設備は限定される。従って、建物等の基本固有周期に余裕をみた周期を境界とすることで、点検及び解析を必要とする設備を限定することが出来る。わが国の原子力発電所は岩盤立地のために、原子炉建屋の固有周期は 0.5 秒を下回っており、当面はこの 0.5 秒を目安とする。地震前計画の段階で、建物の固有周期解析値が 0.5 秒よりも短いことを確認する。

付録6 発生した地震が基準地震動 Ss を超えた場合の動的機能の解析評価について

動的機器については、実施区分 B（重点点検）及び実施区分 C（拡大点検）の基本点検で作動試験が実施され、また、目視によって残留変形などの動的機能への影響が残っていないことを確認する。

動的機器の地震応答解析による機能評価は、地震力が作用した状態の試験結果などを元にして設定された動的機能確認済加速度を評価基準としており、発生した地震によって動的機器に残留した地震影響を評価するものではなく（構造強度評価の残留ひずみ評価とは異なる）、健全性評価の目的とは合わない。

以上により、動的機器については、発生した地震による影響は基本点検で判定し、耐震安全性評価で、基準地震動 Ss を超える余裕検討用地震について地震応答解析を実施し、動的機能を評価することとする。

なお、設備健全性の説明性を向上させるための比較目的や、再起動の準備を円滑に行うなどの運用上の目的などにより、自発的に健全性評価で地震応答解析評価を実施することを否定するものではない。

6.1 静的機器の耐震性評価

静的機器については、表 附 6-1 に示す如く、設備健全性評価及び耐震安全性評価の双方で地震応答解析評価を行うことが提案されている。

表 附 6-1 静的機器に対する評価

区分	目的	実施時期	静的機器
設備健全性評価 (実施区分 C)	発生した地震動の影響について評価する	原子炉再起動前	拡大点検 地震応答解析による構造強度評価
耐震安全性評価 (実施区分 D)	将来の発生が否定できない地震動（余裕検討用地震動）についても機能が維持されることを評価する（耐震余裕の評価）	基本的には原子炉再起動後に実施するが、対応ケース（例、ケース 8）によっては再起動前に実施	地震応答解析による構造強度評価

ここで、設備健全性評価における地震応答解析評価は、追加点検を確実なものとするという目的のほかに、下記を評価し、対象構造物に残留する地震影響の有無と、地震影響が有った場合には再起動後の静的機器としての機能が保てるか否かを判定している。

- （１）スクリーニング：構造物の全体的な挙動として弾性（線形）内にあり、破壊エネルギーの蓄積が無視できるものは詳細評価不要。
- （２）許容基準：スクリーニングを超えた場合は、詳細応力評価を実施して設計規格の許容応力と比較評価するとともに、疲労評価や非破壊検査などによって再使用に問題がないことを確認する。

6.2 動的機器の耐震性評価

動的機器には回転機や弁などのほかにリレーなどの電気器具が含まれる。動的機器の機能維持評価は基本的には試験結果をもとに、また、解析が可能なものは解析のみで評価しているが、その評価基

準は、解析で得られた地震応答が試験等により確認されている動的機能維持確認済加速度より小さいことを比較評価することが基本となっている。

機能維持の試験は設計用床応答スペクトルと等価な時刻歴波を選定して実施することが原則とされる（JEAC 4601-2008、4.6.3.2 節）。原子力発電所が冷温停止状態に保たれ、設備健全性評価が実施される場合は、地震に遭遇した原子力プラントが安全に維持されたことから、原子炉の安全を確保するパスは発生した地震動によって動的機能が確認されたことになる。

一方、例えば回転体の径方向は回転による機械振動が地震荷重を上回ることなどから、強度評価の基準値としては通常運転時や弾性限度内の許容応力を準用して静的機器よりも厳しい条件で評価し、変形が残留するまでの余裕が大きくなっている。また、電気品の機能損傷のモードは局所的な振動力の釣り合いなどで構造的に決定されており、機能確認済加速度を超えても、影響が残るとは考えにくい。

動的機器の地震後再使用の観点からは、将来の発生が否定できない基準地震動 S_s を超える（観測された地震動に余裕を考慮した）地震動で機能を確認することになるが、一般に電気品などの動的機器は局所的な共振などが機能を損なうモードとなることから地震入力の特徴が重要であり、それが明確となる時点（耐震安全性評価）の余裕検討用地震動で地震応答解析評価することが合理的（必要十分）である。

表 附 6-2 動的機器に対する評価

区分	目的	実施時期	動的機器の機能
設備健全性評価 (実施区分 C)	発生した地震動の影響について評価する	原子炉再起動前	拡大点検
耐震安全性評価 (実施区分 D)	将来の発生が否定できない地震動についても機能が維持されることを評価する（耐震余裕の評価）	基本的には原子炉再起動後に実施するが、対応ケース（例、ケース 8）によっては再起動前に実施	地震応答解析評価 （余裕検討用地震動で応答解析し、機能確認済加速度と比較する。機能確認済加速度を超える場合は振動試験などを実施する）

（参考）国外規格類との比較

（１） 米国規格(ANSI/ANS-2.23-2002)⁴⁾

Long-Term Evaluation は、本提案の耐震安全性評価を観測された地震動に対して実施する場合と等価であり、本ガイドラインでは観測された地震動よりも大きな余裕検討用地震動に対して耐震安全性評価を実施することから、表 附 6-3 に示す米国規格よりも厳しい条件となっている。

表 附 6-3 ANSI/ANS 規格⁽⁴⁾の要求事項抜粋

区分	目的	実施時期	静的／動的機器
Long-Term Evaluation	SSE を超えた観測された地震動に対する地震応答解析評価 (1) 観測された地動による地震荷重算出 (2) 設計荷重と前記地震荷重との組合せ (3) 設計荷重を上回る部位の耐震性再評価	原子炉再起動後を原則とし、安全関連設備の損傷が確認された場合 (EDIS レベル 3) には再起動前に実施する (耐震安全性評価と同等)	地震応答解析評価 評価基準は (1) 解析による評価 (緊急状態、損傷状態との比較) (2) 解析によらない評価 (試験結果又は標準許容スペクトルとの比較評価)

(2) IAEA Safety Report⁽⁹⁾

IAEA Safety Report の要求事項は、表 附 6-4 に示すように地震ハザードを見直した後に解析評価を行うことから、本ガイドラインと同等と考えられる。

表 附 6-4 IAEA Safety Report⁽⁹⁾ の要求事項抜粋

区分	目的	実施時期	静的／動的機器
Comparative Analysis(観測された地震動に対する)	発生した地震動の影響について評価する (設計のベンチマークとして実施されるが、必要性は各国の判断による)	第 5 章 Actions for Restart に記載されている。	地震応答解析評価 評価基準は (1) 解析による評価 (緊急状態、損傷状態との比較)
Comparative Analysis(地震ハザードの見直しによる)	Action Level 5～7 再評価された地震ハザードに対する設備の健全性評価	基本的には原子炉再起動後に実施するが、地震動レベル 3 b、c については再起動前又は後とする。	(2) 解析によらない評価 (試験結果又は標準許容スペクトルとの比較評価)
	Action Level 8 再評価された地震ハザードに対する安全性	再起動前に実施	地震 PSA 又は SMA によるプラント評価

付録 7 米国ノースアナ原子力発電所の地震経験と反映事項

2011 年 8 月 23 日に発生した米国バージニアの地震では、定格出力で運転中の North Anna 原子力発電所の原子炉 2 基（WH 社製 PWR：1 号機 971MWe、運転開始 1978 年、2 号機 963MWe、運転開始 1980 年、Dominion 社の関連会社 Virginia Electric and Power Company (VEPCO)が運転管理）が、設計基準を超える地震動により停止した。

VEPCO は EPRI NP-6695 に従い発電所を点検し、約 3 カ月間後に運転を再開した。その経緯についての調査結果は H22、23 年度 SANE 報告書⁽²⁰⁾に取り纏めているが、当該事象への対応について本ガイドラインを適用した場合の検証と課題の概要を以下に示す。

7.1 地震発生から再起動にいたる経緯の概要

2011 年 8 月 23 日に発生した地震の特徴は、マグニチュード 5.8（リヒタースケール）、震源深さ 6km、発電所からの震央距離は西南西 11 マイル（17.7km）であり、発電所近傍での修正メルカリ震度は、Ⅶ（JMA 旧震度階でⅤ相当、5 弱程度）と推定される。

North Anna 原子力発電所で観測された地震動は、NS 方向、上下方向で設計基準（DBE）を超えている。（最大加速度観測値：23%G（NS）、DBE 最大加速度：12%G）

米国では原子力発電所が地震に遭遇した場合の対応として、EPRI のガイドライン NP-6695（1989 年発行）が NRC の Regulatory Guide 1.166、1.167（1997 年発行）によってエンドースされている。

点検の結果から ESDS が 1 以下（本来は 0 であるが、安全側に 1 として拡大点検を実施）であることが確認され、同年 11 月、NRC は EPRI NP-6695 に従って再起動の準備が整っていると判断するとともに、Confirmatory Action Letter によって長期間対応（「実施区分 D」に相当）での実施項目を VEPCO に約束させている。VEPCO は原子炉再起動の準備に入り、11 月 26 日に 1、2 号機ともに定格出力運転となった。

7.2 VEPCO の対応とガイドラインの対比評価

本ガイドラインの実施区分（A～C）ごとに、VEPCO の対応を対比した評価結果の概要は以下。

7.2.1 「実施区分 A」の対応

(1) 原子炉の自動停止その 1

North Anna 原子力発電所での対応
U.S.NRC が RG1.167 でエンドースした EPRI NP-6695 には、地震発生後 4 時間以内に自由地盤表面で観測された地震動が OBE を超えているか否かを判定し、超えている場合は 8 時間以内に原子炉を手動停止するとの記述があるが、外部電源喪失時の電源切り替えで中央制御室での地震アラームが発せられず、地震計測装置がアナログの旧式であったことから、OBE 超過判定が 3 日後となった。
本ガイドライン（細則 I、A.1 節、図 A-1 参照）
原子炉が自動停止した後、自動停止の原因がスクラム用感震器作動によるトリップであれば、ケース 0 の場合を除き、冷温停止状態に移行する。

(2) 原子炉の自動停止その 2

North Anna 原子力発電所での対応
定量的な原因究明は出来ていないが、燃料の目視検査を実施し、安全性に関わる事象ではないとして原因究明と対策を再起動の条件とはしていない（長期対応の懸案リストからも外している）。
本ガイドライン（細則Ⅰ、A.2 節、（2）項）
感震器作動以外の二次的な地震影響の経験事例として、新たに NAPS で観察された PWR の中性子束変化率高によるスクラムを追記した。また、VEPCO から U.S.NRC に提出された評価報告書を「参考資料」に追記して、同種事例発生時の評価に資することとした。

(3) 地震動計測その 1

North Anna 原子力発電所での対応
EPRI NP-6695 に従った地震発生後 4 時間以内の OBE 超過判定が出来なかったことから、地震計測装置の強化を再起動前に暫定的に実施し、設備の交換を長期的課題として実施する。 →電源強化、計測点の追加（自由地盤表面）、計測装置のデジタル化
本ガイドライン（本文、5.3 節）
「地震前計画」の「地震観測装置の整備」で、3 種類の地震計測装置の設置を推奨している。中央制御室の表示については、外部電源喪失から非常用電源立ち上げにおける電源の確保を目的とし、無停電電源の採用を追記した。

(4) 地震動計測その 2

North Anna 原子力発電所での対応
OBE 超過判定の自由地盤および 2 号機の地震動は計測しておらず、1 号機原子炉格納容器建屋基礎版上の観測結果で代表している。 → 長期対応として地震動計測を強化する（ツインプラントの 2 号機の扱いは U.S.NRC の要求文書には具体的な記述なし）
本ガイドライン（本文 4.3 節）
地震動レベルは設備の設置位置の地震動計測（解析による地震動を含む）で判定する。（ツインプラントであっても、新潟県中越沖地震などの経験から号機間の計測値に差があることから、各号機個別に評価する）

(5) 地震動指標の活用

North Anna 原子力発電所での対応
地震動指標（CAV、有効地震動継続時間）による評価を行って、安全関連施設の損傷発生（特に安全関連施設の Hidden Damage）が無いとの説明を補強している。
本ガイドライン（細則Ⅱ、B.4 節）
地震動指標（計測震度、CAV など）を参考指標として「必要に応じて参照する」と記述しており、長期的課題として扱いを保留している（IAEA ISSC EBP の WA4 で地震動指標を検討中であり、将来にその結果を反映する）

(6) 地震動の周波数特性評価

North Anna 原子力発電所での対応
VEPCO のみならず、NRC も「構造物の損傷に影響のある振動数範囲」を 2-10Hz としている。
本ガイドライン（本文、4.3 節）
地震動レベル 3 については、2-10Hz の振動数範囲と、それ以下、それ以上の 3 領域について、地震動レベルを判定し、3a、3b、3c を設けている。

7.2.2 「実施区分 B」の対応

(1) 地震影響レベルの特定

North Anna 原子力発電所での対応
NP-6695 の EPRI Seismic Damage Scale の定義によって評価すると ESDS は「0」と判定されるが、VEPCO は安全側に「1」として拡大点検を実施するとし、U.S.NRC もその判断を承認している。
本ガイドライン（本文、4.3 節、4.6 節、4.7 節）
今回の地震では、耐震クラスが C ではあるが「プラントの発電に必要な設備」である変圧器に地震動を起因とする機能障害が発生して外部電源を喪失したこと、また発電機昇圧トランスのブッシングが漏油し修理を要することから、重点点検を実施する以前に「地震影響レベル」は「Ⅲ」と判定される。 また、原子炉格納容器建屋の床で観測された地震動が 2-10Hz の振動数範囲で設計基準（この場合は SSE（DBE）を基準地震動 Ss 相当と判断）を越えていることから、「地震動レベル」は「3b」と判断される。 これにより「対応ケース」は「7b」となり、直ちに（重点点検を行うことなく）実施区分 C に移行する。ただし、地震動計測によって「地震動レベル」が「1 または 2」と評価される場所の「対応ケース」は「3」であり、実施区分 B の重点点検を実施することで実施区分 C への移行の必要性が判断される（設備の設置場所によって、拡大点検や健全性解析評価の要否が決定される）。

7.2.3 「実施区分 C」の対応

(2) 解析評価

North Anna 原子力発電所での対応
EPRI NP-6695 は ESDS による地震影響の判定（目視点検）のみで、地震で発生した応力の評価は要求していない。日本で実施しているような健全性解析評価は再起動前には実施していないと判断される。
本ガイドライン（細則Ⅲ、C.5 節）
実施区分 C では拡大点検に平行して健全性の解析評価を実施し、点検精度の向上及び Hidden Damage の評価を実施する。・当該設備に想定される損傷モードと設置された位置の地震動の特性、重点点検の結果を考慮して解析対象を選定する。

(3) 点検手順書

North Anna 原子力発電所での対応
地震発生後に点検手順書を作成し、点検員の訓練を実施している。
本ガイドライン（本文、5.1 節、5.6 節 及び付録 2）
「地震前計画」の一環として、手順書の作成及び点検員の訓練は地震発生前に実施する。 手順書作成の参考となる EPRI NP-6695 の点検項目については、ガイドラインに引用し記載している。

(4) 重点点検の対象、埋設配管など

North Anna 原子力発電所での対応
IPEEE で評価された耐震裕度が小さいと考えられる設備については、特に専門的な訓練を受けた技術者が点検している。Hidden Damage 対策として、埋設配管の点検を重視している。
本ガイドライン（細則Ⅲ、C.2 節）
地震前計画で選定する重点点検の対象設備（ガイドラインの付録 1 に掲載）が該当するが、実施区分 B で重点点検を実施せずに実施区分 C の拡大点検に移行する場合には他の対象設備と同時に、同等な点検を実施することになり、点検の重要性に関する差が生じない。拡大点検における重点点検対象設備については特に点検信頼性に注意することを記載。なお、日本では安全上重要な配管は岩盤上に設置されたトレンチ内にあり、直埋設の配管は存在しない。

(5) 点検対象の重点化

North Anna 原子力発電所での対応
同様な設備が設置されている場合（例えば、1 号機と 2 号機）には、代表的な設備の点検のみで判定するなど対象設備が限定されている。
本ガイドライン（細則Ⅲ、C.2 節、(2) 項）
設備の耐震性の特色、拡大点検に平行して実施される解析評価（地震応答）から確認される耐震裕度などによって、対象の重点化が可能としている。

(6) 拡大点検結果の評価

North Anna 原子力発電所での対応
点検結果と地震動指標（ESDS 及び CAV）によって総合的な健全性評価を行っている。
本ガイドライン
ESDS は地震動指標の一つ（原子力発電所に適用する震度に相当）と考えられている（IAEA）ことから、地震動指標としての ESDS を継続検討する。（本文、4.2 節解説(2)に関連記載）

7.3 まとめ

設計時の想定を超える地震動に遭遇した North Anna 原子力発電所では、EPRI NP-6695 による拡大点検に加え、効率的な点検による健全性評価を実施後、運転を再開した。

米国では EPRI が 1989 年に発行したガイドラインが存在したことで、地震影響（健全性）の評価及び原子炉の再起動の手順が明確であり、実施区分 B 以降（原子炉冷温停止以降）の点検作業は円滑、効率的に実施された。また NRC も健全性点検評価の手順書レビュー及び重点的な点検作業の立会いという役割を計画的に実施し、運転再開に至る判断を明確に行った。民間規定である EPRI NP-6695 が有効に活用され、地震に遭遇し 0 た原子力発電所の安全な運転への寄与した事例として、わが国でも参考とすべき事例である。

「地震前計画と地震後の点検・評価」ガイドラインは、EPRI NP-6695 及び近年のわが国の地震経験を反映した IAEA Safety Report 66 の知見を反映したものであり、地震後の原子力発電所の安全性、健全性評価をよりの確にすることを確認した。さらに米国事例から新知見や参考とすべき対応をガイドラインに反映した。

- ・ PWR の地震時中性子束変化率高による原子炉自動停止（参考例として記載）
- ・ 外部電源喪失時の中央制御室地震モニター表示不能（電源構成に対する注意）
- ・ 拡大点検における、重点点検対象設備の扱い（点検における重要度の認識）

本ガイドラインでは、健全性評価の信頼度を高めるために、米国では原子炉再起動後に実施する解析評価を原子炉起動前の拡大点検に併行して実施することとしている。また、地震動の特性指標（CAV など）の活用について検討を継続し、ガイドラインに適宜反映していく。

更に、地震発生に備えた事前計画の重要性が改めて示唆されたことから、①地震動計測装置の性能及び設置条件（設置場所など）、②ウォークダウン、重点点検、拡大点検の点検者用の手順書の整備、教育計画策定と訓練の実施が今後の課題と考えられる。

参考文献一覧

- (1) 07 基構報-0001、平成 18 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 原子炉施設の地震後の影響評価に係る報告書、原子力安全基盤機構、平成 19 年 10 月
- (2) 日本電気協会、地震時の原子炉停止及びその後の安全確認についての検討報告書、日本電気協会原子力専門委員会 原子力研究部会作業会、昭和 55 年 7 月
- (3) JEAG 4601-1987、原子力発電所耐震設計技術指針、添付資料－ 3 地震感知装置、添付資料－ 4 地震後の点検、昭和 62 年 8 月
- (4) ANSI/ANS-2.23-2002, Nuclear Plant Response to an Earthquake, May, 2002
- (5) ANSI/ANS-2.10-2003, Criteria for the Handling and Initial Evaluation of Records from Nuclear Power Plant Seismic Instrumentation, April 2003
- (6) RG1.166, Pre-Earthquake Planning and Immediate Nuclear Power Plant Operator Post earthquake Actions, USNRC, Mar. 1997
- (7) RG1.167, Restart of a Nuclear Power Plant Shut Down by a Seismic Event, USNRC, Mar. 1997
- (8) EPRI NP-6695, Guidelines for Nuclear Plant Response to an Earthquake, EPRI, Dec. 1989
- (9) IAEA Safety Report Series No.66, Earthquake Preparedness and Response for Nuclear Power Plants, IAEA, May 2011
- (10) 日本機械学会、阪神・淡路大震災調査報告 機械編 機械設備の被害、阪神・淡路大震災調査報告編集委員会、CPD-A22-101、1998 年 8 月
- (11) 07 耐部報-0001、耐震設計の観点から地震後のプラント点検対象設備の選定に関する報告書、原子力安全基盤機構、JNES/SSD07-001、平成 20 年 1 月
- (12) 日本原子力技術協会、中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価 中間報告、中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会、平成 20 年 4 月
- (13) 日本原子力技術協会、中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価 平成 20 年度中間報告、中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会、平成 21 年 4 月
- (14) IAEA Safety Standards, Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations, Safety Guide No. NS-G-2.13, 2009
- (15) 日本原子力学会標準、原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準、日本原子力学会 AESJ-SC-P006:2007、2007 年 9 月
- (16) 日本原子力技術協会 JANTI-SANE-G2、地震後の機器健全性評価ガイドライン [検査手法－配管・基礎ボルト等]、平成 24 年 3 月
- (17) 日本保全学会 第 2 回検査・評価・保全に関する連携講演会、「地震動特性と構造物への有効地震入力」、石垣ほか、2010 年 1 月
- (18) EPRI, A Criterion for Determining Exceedance of the Operating Basis Earthquake, EPRI NP-5930, July 1986)
- (19) VEPCO, “Virginia Electric and Power Company (Dominion) North Anna Power Station Units 1 and 2, Root Cause Evaluation Dual Unit Trip Following the August 23, 2011 Earthquake”, Oct. 12 2011, NRC ADAMS Acc. No. ML11290A170
- (20) 日本原子力技術協会、中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価 平成 22,23 年度報告、中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会、平成 24 年 3 月

S A N E 委員会委員，再起動WG委員と主な参加者（平成 24 年 3 月，順不同，敬称略）

	氏名(敬称略)	所 属
主査(再起動WG主査)	野本 敏治	東京大学 名誉教授
委員	安藤 柱	横浜国立大学 名誉教授
委員（再起動WG）	大岡 紀一	(社)日本溶接協会
委員	小川 武史	青山学院大学
委員（再起動WG）	笠原 直人	東京大学
委員	北山 和宏	首都大学東京
委員	古村 一朗	(財)発電設備技術検査協会
委員	小茂鳥 潤	慶応義塾大学
委員	佐藤 靖彦	北海道大学
委員	澤 俊行	広島大学
委員（再起動WG）	鈴木 浩平	首都大学東京 名誉教授
幹事（再起動WG）	鈴木 俊一	東京電力(株) 技術開発研究所
委員	高木 敏行	東北大学
委員（再起動WG）	瀧口 克己	東京工業大学 名誉教授
委員	中曽根 祐司	東京理科大学
委員	中村 いずみ	防災科学技術研究所
委員	中村 光	名古屋大学
委員	西口 磯春	神奈川工科大学
委員	三浦 直樹	(財)電力中央研究所 材料科学研究所
委員	三橋 博三	東北工業大学
委員	望月 正人	大阪大学
委員	森下 正樹	日本原子力研究開発機構
委員	湯原 哲夫	東京大学
委員（再起動WG）	吉村 忍	東京大学
委員	渡辺 豊	東北大学
委員（再起動WG）	落合 兼寛	日本原子力技術協会
主な参加者	舟根 俊一	北海道電力(株) 原子力部
主な参加者	竹島 光博	東北電力(株) 原子力部
主な参加者	波木井 順一	東京電力(株) 原子力設備管理部
主な参加者	長澤 和幸	東京電力(株) 原子力耐震技術センター
主な参加者	高木 愛夫	東京電力(株) 技術開発研究所
主な参加者	鈴木 純也	中部電力(株) 発電本部 原子力部
主な参加者	堤 善隆	中部電力(株) 発電本部 原子力部
主な参加者	米田 貢	北陸電力(株) 原子力部
主な参加者	松田 徹	北陸電力(株) 原子力部
主な参加者	小江 秀保	関西電力(株) 原子力事業本部
主な参加者	田村 伊知郎	中国電力(株) 電源事業本部
主な参加者	臼井 利光	中国電力(株) 電源事業本部

主な参加者	岡田 昭一郎	四国電力(株) 原子力部
主な参加者	村山 晃	九州電力(株) 原子力建設部
主な参加者	中牟田 康	九州電力(株) 原子力管理部
主な参加者	戸村 典章	日本原子力発電(株) 発電管理室
主な参加者	岩田 吉左	電源開発(株) 原子力建設部
主な参加者	中島 政隆	(株)東芝 電力システム社 原子力事業部
主な参加者	波田野 琢磨	(株)東芝 電力システム社 原子力事業部
主な参加者	石垣 博邦	日立GEニュークリア・エナジー(株)
主な参加者	鬼塚 翔平	日立GEニュークリア・エナジー(株)
主な参加者	吉賀 直樹	三菱重工(株) 原子力プラント技術総括部
主な参加者	伊神 和忠	三菱重工(株) 原子力プラント技術総括部
主な参加者	中嶋 昭弘	日本原燃(株) 再処理事業部 施設建設部
主な参加者	渡辺 剛史	電気事業連合会 原子力部
主な参加者	浦部 吉雄	日本原子力技術協会
主な参加者	今野 孝昭	日本原子力技術協会
主な参加者	遠藤 六郎	日本原子力技術協会
主な参加者	山崎 達広	日本原子力技術協会
事務局	関 弘明	日本原子力技術協会

地震後の機器健全性評価ガイドライン
[地震前計画と地震後の点検・評価]

編集者 一般社団法人 日本原子力技術協会
中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会

発行者 一般社団法人 日本原子力技術協会
〒108-0014 東京都港区芝4-2-3 NOF芝ビル7階
電 話 03 (5440) 3603 (代)
FAX 03 (5440) 3606
