

別添 4 別紙

原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に関する

規則（案）等に関連する内規（案）に対するご意見への考え方

平成25年6月

※意見募集時の規則名、各内規の目次に沿って、関連する内規でまとめております。

新規制基準に関する評価ガイド（地震・津波対策関係）に対する御意見への考え方

- (3.7) 敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド
- (3.8) 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド
- (3.9) 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド
- (4.0) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド
- (4.1) 耐震設計に係る工設審査ガイド
- (4.2) 耐津波設計に係る工設審査ガイド

平成25年6月

に免震構造を採用する等、やや長周期の地震応答が卓越する施設等がある場合は、その周波数特性に着目して地震動評価を実施し、必要に応じて他の施設とは別に基準地震動が策定されている必要があります。」としています。

敷地ごとに震源を特定して策定する地震動は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（検討用地震）を複数選定しますが、この場合、必ずしも免震構造に影響を与えるやや長周期の地震動が卓越するような地震が検討用地震として適切に選定されることは限らないため、必要に応じて他の施設とは別に基準地震動が策定されていることを確認することとしています。

Ⅰ編 基準地震動 6. 超過確率

御意見の概要

【確率論的ハザード評価を具体的に提示する必要性】

ガイド案では抽象的な言葉が並び、具体的にどのように数値化するのかが明確ではない。米国地質調査所では、向こう50年間のうちに超過が予想される地震加速度を、超過予想確率10%の場合と2%の場合に対し、ハザードマップとして提示している。わが国においては、世界的に標準的な「確率論的ハザード評価」の導入はされているのか。

→ 本ガイド（案）では、「地震ハザード解析による一様ハザードスペクトルの算定においては、例えば日本原子力学会による「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：2007」や地震調査研究推進本部による「確率論的地震動予測地図」、原子力安全基盤機構による「震源を特定しにくい地震による地震動：2005」、「震源を特定せねば策定する地震動：2009」等に示される手法を適宜参考にして評価する。」としています。

考え方

【確率論的ハザード評価を具体的に提示する必要性】

→ 本ガイド（案）では、「地震ハザード解析による一様ハザードスペクトルの算定においては、例えば日本原子力学会による「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：2007」や地震調査研究推進本部による「確率論的地震動予測地図」、原子力安全基盤機構による「震源を特定しにくい地震による地震動：2005」、「震源を特定せねば策定する地震動：2009」等に示される手法を適宜参考にして評価する。」としています。

	<p>国内の地震ハザード評価では、地震調査研究推進本部（地震本部）により、各地域の海域を含む活断層の地震活動性や地震活動の評価に基づく地震ハザードマップが公表され、広く一般防災に活用されるとともに、原子力分野でも地震本部の情報・データ及び評価手法等を活用し、これと整合を図っています。地震本部のプロジェクトで評価している地震ハザードは、地震・地震活動の情報や評価手法から見て、世界的な標準以上の広域かつ詳細な評価といえます。</p> <p>また、日本原子力学会の確率論的安全評価実施基準における地震ハザード評価は、地震本部のデータや手法との整合を取りながら、サイト近傍の評価や不確実さ評価手法をより詳細化したものであり、評価データやプロセスの透明性・説明性を明確化するよう規定されています。</p>
	<p>【超過確率の参考】</p> <p>▶ 「地震活動の超過確率のレベルを確認するとともに、地震ハザードに大きな影響を及ぼす地震と検討用地震との対応も確認する。」は、「地震活動の超過確率のレベルを確認する。」とすべき。地震ハザードに大きな影響を及ぼす地震と検討用地震が必ずしも同一とは限らない。また、確率論的評価と確定論に基づく検討用地震の評価は全くアプローチが別であり、両者の整合性を求める必要はない。</p> <p>【超過確率の参考】</p> <p>▶ 「地震活動の超過確率のレベルを及ぼす地震と検討用地震との対応も確認する。」と地盤ハザード解説による一様ハザードスペクトルを比較し、地震活動の超過確率を適切に参照していることを確認する。参考にあたっては、地震活動の超過確率のレベルを確認すると共に、地震ハザードに大きな影響を及ぼす地震と検討用地震との対応も確認する。」、さらには「基準地震活動の超過確率評価及び検討用地震との対応が整合性に欠ける場合は、その要因について改めて分析を行い、見直しが行われていることを確認する。」としています。また、留</p>

意事項として、「基準地震動の策定及び超過確率の算定に係る全プロセス（評価条件、評価経過及び評価結果）を確認する。」としています。

超過確率の算定においてその全プロセス（評価条件、評価経過及び評価結果）を確認することは重要であることから、御指摘を踏まえて、本ガイド（案）の「基準地震動の超過確率評価及び検討用地震との対応が整合性に欠ける場合は、その要因について改めて分析を行い、見直しが行われていることを確認する。」を、「基準地震動の超過確率と検討用地震との対応において、地震ハザード曲線の地震別内訳に検討用地震が明示されているかを分析し、その超過確率が示されていることを確認する。」に修正することとします。

Ⅰ編 基準地震動 7. 入力地震動		御意見の概要	考え方
【地盤モデルの設定】		【地盤モデルの設定】 ▶ 「多方向から到来する複数の地震観測記録を用いた波動伝播解析によりその妥当性が検証されていることを確認する。」とあるが、記述が不適切。地震波がどの方向から到来しても、解放基盤表面には真下から伝播することから、多方向から到来する複数の地震観測記録を用いた地震伝播解析から得られる結果をもって水平成層構造と認められるか否かの判断根拠とはなり得ない。	▶ 本ガイド（案）では、「地盤構造の評価の過程において、十分な調査により地盤構造が水平成層構造と認められる可能性がある場合には、多方向から到来する複数の地震観測記録を用いた波動伝播解析によりその妥当性が検証されていることを確認する。」としています。 一般的に、震源から伝播してくる地震波は深部の高速度層から

電力中央研究所報告

原子力施設の耐震設計指針における
地震動評価に関する現状
-IAEAおよびUS.NRCの動向-
調査報告：N09001

平成21年10月

財団法人 電力中央研究所

原子力施設の耐震設計指針における地震動評価に関する現状 －IAEA および US.NRC の動向－

中島 正人^{*1} 伊藤 洋^{*2} 平田 和太^{*3}

キーワード：耐震設計
地震時安全性
基準地震動
地震 PSA
リスク情報活用指針

Key Words : Seismic design
Seismic safety
Design earthquake ground motion
Seismic PSA
Risk-informed regulation

Current Status of Ground Motions Evaluation in Seismic Design Guide for Nuclear Power Facilities - Investigation on IAEA and US.NRC -

Masato Nakajima, Hiroshi Ito and Kazuta Hirata

Abstract

Recently, IAEA (International Atomic Energy Agency) and US.NRC (US. Nuclear Regulatory Commission) published several standards and technical reports on seismic design and safety evaluation for nuclear power facilities. This report summarizes the current status of the international guidelines on seismic design and safety evaluation for nuclear power facilities in order to explore the future research topics. The main results obtained are as follows:

- 1 IAEA: (1)In the safety standard series, two levels are defined as seismic design levels, and design earthquake ground motion is determined corresponding to each seismic design level.
 (2)A new framework on seismic design which consists of conventional deterministic method and risk-based method is discussed in the technical report although the framework is not adopted in the safety guidelines.
- 2 USA: (1)US.NRC discusses a performance-based seismic design framework which has been originally developed by the private organization (American Society of Civil Engineers).
 (2)Design earthquakes and earthquake ground motion are mainly evaluated and determined based on probabilistic seismic hazard evaluations.
- 3 Future works: It should be emphasized that IAEA and US.NRC have investigated the implementation of risk-based concept into seismic design. The implementation of risk-based concept into regulation and seismic design makes it possible to consider various uncertainties and to improve accountability. Therefore, we need to develop the methods for evaluating seismic risk of structures, and to correlate seismic margin and seismic risk quantitatively. Moreover, the probabilistic method of earthquake ground motions, that is required in the risk-based design, should be applied to sites in Japan.

(Civil Engineering Research Laboratory Rep.No.N09001)

(平成 21 年 6 月 16 日 承認)

^{*1} 地球工学研究所 地震工学領域 主任研究員
^{*2} 地球工学研究所 地震工学領域 研究参事
^{*3} 地球工学研究所 地震工学領域 上席研究員

背 景

原子力施設は、各種構造物の中でも最も高い安全性を要求される構造物の一つであり、その設計や安全性評価に関する基準・指針類は、最新の技術や知見に基づいて整備されてきた。2007年新潟県中越沖地震により、柏崎・刈羽原子力発電所建屋に大きな地震動が作用したが、重要な安全機能に支障はなく、これまでの耐震設計により安全性が確保できたことが確認された。我が国では2006年に耐震設計審査指針が改訂されたが、IAEA（International Atomic Energy Agency）や米国の原子力規制委員会US.NRC（US. Nuclear Regulatory Commission）などでも近年、原子力施設の耐震設計や安全性評価に関して新しい基準・指針を公表している。それらの中には我が国では採用されていないが将来的に必要になる考え方や技術も見られるため、現時点で調査しておくことが必要である。

目 的

原子力施設の耐震設計における地震動評価の現状について、海外の最新の基準・指針を調査して、その動向を把握するとともに今後の課題を抽出する。

主な成果

地震・地震動評価、土木構造物の耐震設計、規制の考え方に関する約20編の基準・指針、技術レポートを調査した結果、以下のことが明らかになった。

1. IAEAにおける現状

(1) 指針^{注1)}では、2つの耐震レベル（Seismic Level-1とSeismic Level-2）に応じた地震動策定が規定されており、幾つかの加盟国における高い方のレベルSL-2の地震動は、年超過頻度が 10^{-3} から 10^{-4} に対応している。また、確率論的地震ハザード評価や断層モデルに基づく強震動評価などの活用もUS.NRCの指針を参考にする形で挙げられている。加えて、日本と同様に地震動を時刻歴波形で与える方向となっている。そのため、日本で標準的に用いられることになった断層モデルに基づく地震動評価手法の成果を、今後、国際基準などに反映できる可能性がある。

(2) 技術レポート^{注2)}では、今後の原子力施設の設計フレームとして従来の確定論的な考え方と地震PSA^{注3)}を中心とするリスク評価に基づく考え方を融合させたフレームを提案している。しかしながら、リスク評価結果の具体的な適用方法については未だ示されていない。

2. 米国における現状

(1) US.NRC による最新の規制指針^{注4)}では、米国土木学会 ASCE (American Society of Civil Engineers) による指針内容を取り入れて、対象構造物の破壊確率で規定した性能に基づいた耐震設計の枠組みを提案している。

(2) (1)の耐震設計用の地震・地震動は、確率論的な手法に基づき設定する考え方が基本となっている。具体的には、対象地点の一様ハザードスペクトル UHS^{注5)}を、地震ハザード曲線の傾きで補正することにより、目標とするリスクに適合した設計用地震動を作成することを推奨している。

今後の課題

リスク情報を用いることで、安全性を共通の指標による数値で示すことが可能となるため、設計や規制の中で積極的に活用していくことが有用と考えられる。よって、我が国において今後、各種構造物のリスク評価法の構築および耐震裕度とリスクの関係の明確化に取り組むことが必要である。そのためには、日本のサイトに対しても確率論的地震動評価法の適用を図っていくべきである。

注 1) 指針 : IAEA Standard Series

注 2) 技術レポート : IAEA Technical Report

注 3) 地震 PSA : 地震に対する確率論的安全性評価 (Probabilistic Safety Assessment)

注 4) US.NRC REGULATORY GUIDE 1.208 A Performance-Based Approach to Define the Site-Specific Earthquake Ground Motion, 2007.

注 5) 一様ハザードスペクトル (Uniform Hazard Spectrum) : 同じ年超過確率に対応する応答スペクトル値を周期毎に結ぶことで作成されるスペクトル。

関連報告書 : 「確率論的地震ハザード解析の現状と課題」 U01057 (2002.4)

目 次

1 序論	1
1.1 はじめに	1
1.2 本報告書の目的および調査範囲	1
2 IAEA の動向	2
2.1 調査対象とした基準・指針	2
2.2 IAEA 耐震基準シリーズ (Safety Standard Series)	2
2.3 IAEA テクニカルレポート (TECDOC)	4
3 米国の動向	7
3.1 調査対象とした基準・指針	7
3.2 ASCE Standard: ASCE/SEI 43-05 [11]	8
3.3 U.S.NRC Regulatory Guide 1.208 [12]	10
4 今後の展開・課題	12
4.1 IAEA およびアメリカの動向	12
4.2 我が国が今後取り組むべき課題	13
5 結論	13
謝辞	14
参考文献	14

1 序論

1.1 はじめに

原子力施設は、各種構造物の中でも最も高いレベルの安全性を要求される構造物であり、その設計や安全性評価については、最新の技術や成果に基づいた基準・指針が整備されてきた。旧ソ連のチェルノブイリ原子力発電所事故や米国のスリーマイル島原子力発電所事故など、諸外国では機器系原因に基づく重大な事故が発生してきたが、日本においては同じレベルの重大事故は発生しなかった。2007年に発生した新潟県中越沖地震（M6.8）により、東京電力の柏崎・刈羽原子力発電所では、建屋に設計基準を超える大きな地震動が作用したにも関わらず、原子炉など最も重要な機器は機能を維持しており、日本のこれまでの原子力耐震設計が一定の耐震裕度を持っていることを示した。同時に、活断層、周辺の地質構造、地震動、建屋近傍の地盤沈下などについては新しい知見が得られたことも事実である（例えば文献[1]）。我が国では2006年に原子力施設の耐震設計審査指針が改訂されたが、主な特徴は以下のとおりである。

- 活断層の評価の高度化
- 基準地震動 Ss への一本化
 - 断層モデルに基づく地震動評価の全面的な採用
 - 基準地震動評価における不確かさの考慮
 - 鉛直地震動を動的に考慮
- 耐震クラスの変更（4 クラスから 3 クラスへ）
- 地震随伴事象の考慮
- 残余のリスクの認識
 - 策定された Ss の超過確率参照

1.2 本報告書の目的および調査範囲

原子力施設に関する基準・指針は、日本・アメリカなど独自に策定している国の他、International Atomic Energy Agency (IAEA) や経済協力開発機構 OECD/NEA などが作成した基準・指針を適用している国もある。近年、アメリカや IAEA では地震に対する原子力施設の安全性評価に関するレポートが幾つか発表されており、その中には新しい考え方を採用、導入しているものも見られる。地震活動度は国・地域により大きく異なるため単純な比較を行うことは難しいが、原子力施設の設計のうち、特に土木・建築構造物に関連する耐震設計や地震時安全性評価に関する、最新の国際動向を調査しておくことは、以下の理由から重要と考えられる。

- 設計や地震 PSA における、「耐震裕度」や「安全性」の考え方については現時点では必ずしも明確にはなっていない。日本以外の国での原子力耐震基準・指針で、それらの点がどのように考えられているかを把握することは有用である。
- 日本やアメリカは、原子力発電所の耐震設計指針を独自に策定している。一方、IAEA は2000年以降、耐震に関するレポートを精力的に刊行しており、加盟国（特にヨーロッパ）の中にはその成果を採用した指針策定の動きもみられる。特に確率論的評価方法の取り扱いについては、将来課題として日本でも検討がされており、アメリカおよび IAEA の動向を調査することが必要である。

本調査報告は、原子力利用に関する国際的な規制機関である IAEA と、原子力関連の耐震技術および耐震設計ガイドラインが、我が国と並び整備されていると考えられる米国を対象に、耐震設計基準および設計用地震動の考え方について

て文献調査を行う。また、地震PSAに代表される重要構造物の地震時安全性評価のあり方について考察する。

2 IAEAの動向

2.1 調査対象とした基準・指針

国際原子力機関IAEAでは、2002年以降、耐震関係のレポートを発表しており、耐震基準および個々の評価項目の考え方、必要データなどについてまとめており、加盟国に対して積極的に発信を行っている。本章では、IAEAから近年発表されたレポートのうち、当所の研究で取り組んでいる地震・地震動評価、裕度評価および地震PSA（確率論的安全性評価）の基礎技術であるリスク評価の分野に関する資料について調査した結果を報告する。なおレポートは耐震基準シリーズ（Safety Standard Series）とテクニカルレポート（Technical report）の二種類があるため、種類別に調査結果をまとめる。

2.2 IAEA耐震基準シリーズ（Safety Standard Series）

2.2.1 NS-G-3.3 Evaluation of Seismic Hazards for Nuclear Power Plants [2]

- 全31ページ、2002年刊行
- 目次（和訳）
 - 1. 緒言
 - 2. 一般推奨事項
 - 3. 必要な情報および調査（データベース）
 - 4. 地震地体構造モデルの構築
 - 5. 地動ハザード評価
 - 6. サイトにおける断層活動の可能性
 - 7. （評価結果の）品質保証

このレポートの主な内容としては以下の3点が挙げられる。

- 原子力発電所地点の地震ハザード評価方法について、一般的な事項を述べている。
- 二つの耐震レベル（SL-1およびSL-2）毎に、地震動は適切な応答スペクトルおよび時刻歴波形で与えることが記述されている。本レポートで記されている地震動評価方法の概要を表2-1に示す。
- 地震ハザード再分解、経験的グリーン関数法の採用可能性についても触れている。具体的な評価例は示されていない。

2.2.2 NS-G-1.6 Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants [3]

- 全59ページ、2003年刊行
- 目次（和訳）
 - 1. 緒言
 - 2. 安全性概念に関する一般原則
 - 3. 耐震設計
 - 4. 耐震性評価に関する一般原則
 - 5. 解析による検証
 - 6. 試験、地震経験および間接方法による耐震性検証
 - 7. 地震観測

原子力発電所の耐震設計・安全性評価に係わる、解析・試験の手順を示したガイドラインである。手法を特定せず、考え方を中心に重点を置いている。また確率論的評価方法は対象外としている。主な内容について以下に要約する。

- 安全性概念に関する一般原則
 - 2つの耐震レベル（SL-1, SL-2）の地震動を想定している。幾つかの国では、

表 2-1 IAEA 耐震基準シリーズ NS-G-3.3 で示されている地震動評価

	確定論的方法	確率論的方法
位置付け	耐震基準 SL-2	外的事象に対する PSA 実施の際の入力
方法	地震活動度および地震発生構造に応じて地震発生領域を分割する。分割した地震発生領域毎に最大の地震を特定する。各地震発生構造について、想定されうる最大の地震がサイトに最も近い地点で発生すると仮定する。サイトが地震発生構造の領域内に含まれる場合は、サイトの直下で発生すると仮定する。	サイト周辺について地震発生源モデルを評価する。各地震発生源について、最大マグニチュード、地震発生率、地震発生の履歴モデルをそのばらつきとともに評価する。対象地域に適した地震動距離減衰式およびそのばらつきを評価する。
結果の表現	サイト毎に抽出した想定地震毎に、適切な距離減衰式を用いて地震動を決定する。	解析結果は、施設構造物にとり重要な周期を表す指標（例えば水平・上下動の最大加速度や応答加速度）とその平均年超過頻度（年超過確率）との関係で表現される。地震ハザード評価の不確定性を表すため、平均、15,50,85 パーセンタイルのハザード曲線が提示される。また一様ハザードスペクトルも作成される。

耐震レベル1は超過確率 10^{-2} 、耐震レベル2は超過確率 $10^{-3} \sim 10^{-4}$ に対応している。また地震動の下限レベルは 0.1g とする。

- 耐震性レベルは表に示すような4段階に分類されている（耐震カテゴリー1～4）。
- 耐震設計
防護を目的として、以下の項目毎に設計原則が推奨されている。さらに安全性に関する定期的検査の考え方が論じられている。
 - 最適なプラントレイアウトの選択
 - 地盤パラメータ
 - 土木構造物
 - 土構造物
 - パイプおよび装置
 - 適切な設計標準の選択

• 耐震性評価に関する一般原則
安全性確保に重要な機器に関する耐震性確認は、以下の4つの手段のうち一つまたは二つ以上を用いて行う。

- 解析
- （機器の性能）試験
- 実際の地震による経験（事例）
- 既に耐震性が確認された機器との比較（類似性）

また評価フロー（図2-1）のように組み合せることも可能である。解析、試験ともに、機器の破壊判定となる数値は示されていない。

- 解析による検証
入力地震動、構造物および装置、材料物性についてモデル化方法および解析方法について一般的な事項が記述されている。

表 2-2 耐震性レベルの定義

カテゴリー	内容
1	耐震レベル2の地震動に耐えうるよう設計されるべき機器
2	相互作用の可能性がある機器。カテゴリー1には含まれないが、耐震レベル2のような長い期間に発生する可能性がある、プラント事故を防ぐ／減らすために必要な機器、サイトへの出入り実現に関係する機器、非常時の避難計画実現の為に必要な機器も対象としている。
3	原子炉には関係しないが、放射線による危険を引き起こす可能性がある全ての機器
4	カテゴリー1～3に含まれない全ての機器

解析のための入力地震動としては、時刻歴波形または応答スペクトルを用いる。加えて水平方向および鉛直方向を同時に入力することが一般的である。基盤における詳細な地震波形を基に評価する。簡単な仮定の基に床応答スペクトルを評価することも可能としている。

- 試験、地震経験および間接方法による耐震性検証
(事例は希少だが) 実際の地震による原子力発電所での地震記録、構造物・機器の応答に関する情報、その情報に基づく安全性確認は重要である。

2.2.3 NS-G-3.6 Geotechnical Aspects of Site Evaluation and Foundation for Nuclear Power Plants [4]

- 全 53 ページ、2005 年刊行
- 目次 (和訳)

- 1. 緒言
- 2. サイト (敷地) 調査
- 3. サイトの想定
- 4. 基礎の考慮
- 5. 土構造物
- 6. 埋設構造物
- 7. 土質パラメータの観測

このレポートでは、敷地調査、地盤と構造物の相互作用解析、安定性評価など幅広い内容について、基本的な考え方、解析方法および必要なデータなどが記されている。ただし、耐震レベル2に想定される大きな地震動入力に対する非線形応答解析や応答解析結果に基づく安全性評価の考え方については触れられていない。また、日本の耐震設計においては地震随伴事象として明示されているような、周辺斜面で問題となる崩落現象についても触れられていない。

2.3 IAEA テクニカルレポート (TECDOC)

2.3.1 TECDOC-1341 Extreme external events in the design and assessment of nuclear power plant [6]

- 全 53 ページ、2003 年刊行
- 目次 (和訳)
 - 1. 緒言
 - 2. 一般的な内容
 - 3. メンバー国 の最新情報
 - 4. 選定された問題 (論点)
 - * 確率論的設計基準と確定論的設計基準の定義
 - * 耐震裕度解析 (Seismic Margin Analysis:SMA) における荷重の組み合わせ

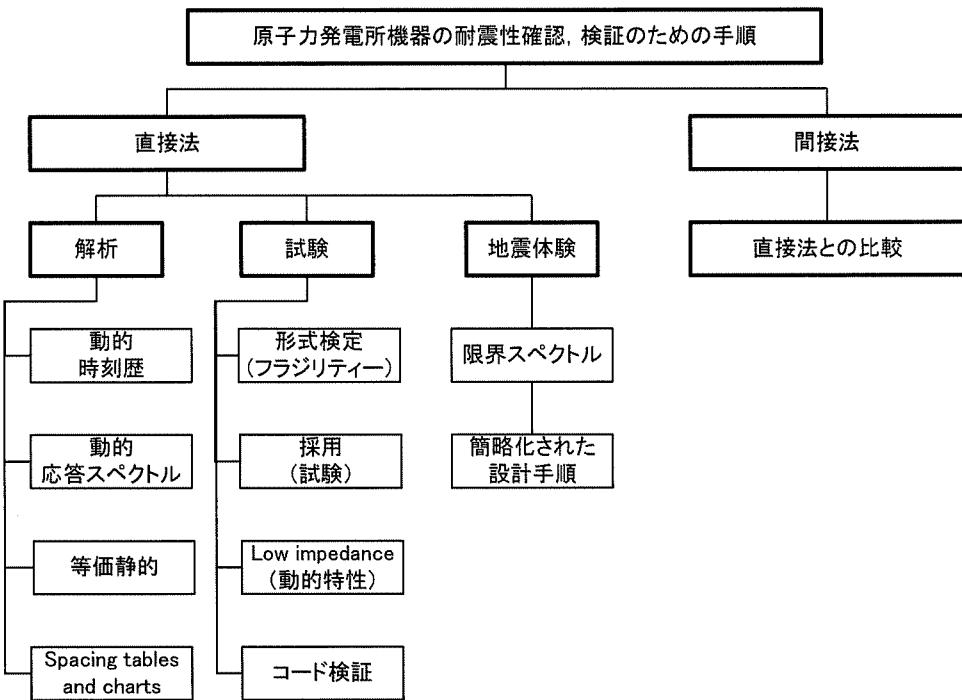


図 2-1 耐震性検証の概要（文献 [3] に示されている評価フローを和訳）

- * 外的事象によるハザードの低いサイト
- 5. メンバー国からのコメント
- 6. 結論

報告書の3章では、加盟国における原子力発電所の自然災害、事故事例をまとめている。この中では、米国で発生した Leroy 地震（1986年、M5）による Cleveland 近郊の Perry プラント（震源距離 18km、最大加速度 0.19G（設計 0.15G））での応答に基づき以下の教訓を挙げている。

- ダメージの尺度として地動最大加速度 (Peak Ground Acceleration : PGA) は適切ではなく、累積絶対速度 (Cumulative Absolute Velocity : CAV) 及び相対変位が妥当である。
- 点検の人数が多過ぎると評価が混乱する。

CAV は以下の式から計算することが可能であり、アメリカでは CAV を指標とした距離減衰式

も開発されている。

$$CAV = \sum_{i=1}^N H(pga_i - 0.025) \int_{t=t_i}^{t_{i+1}} |a(t)| dt \quad (2-1)$$

上式中、 N は時刻歴における 1 秒ウインドウの数、 pga_i はウインドウ i の間の地動最大加速度、 t_i はウインドウ i の開始時刻、 $H(\cdot)$ は Heaviside のステップ関数を表している。

報告書の5章では、二つの考え方（確率論的／確定論的）による設計基準の定義およびその便益をまとめると共に、加盟国からのコメントを紹介している。また、諸外国で対象となることが多い、地震活動度の低い地域における原子力地点の地震ハザード評価および安全性評価方法の選択について述べている。このほか、外的事象によるハザードが低いサイトについての評価の現状について紹介している。一般的に原子力発電所サイトは、北部ヨーロッパ、南アメリカ東部、アメリカ南東部のように地震活動度または地震ハザードが非常に低い地域に建設されている。これらの地域では PGA（地動最大加速度

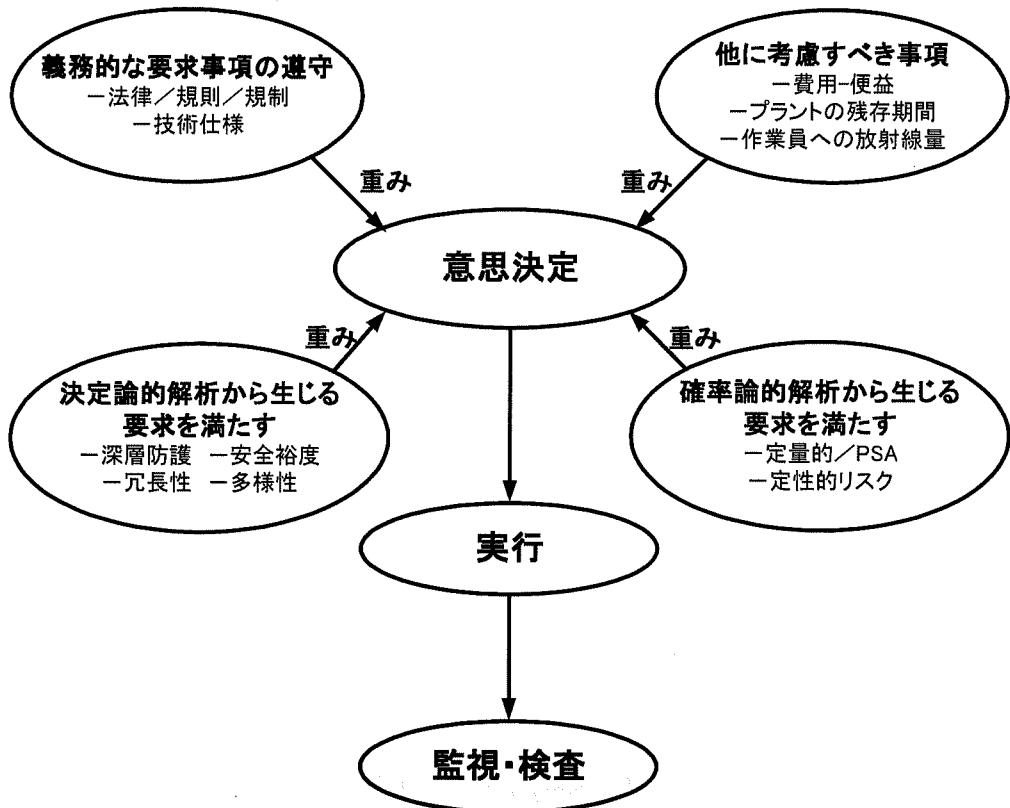


図 2-2 TECDOC1436 の中で提案している規制フレーム

度) が 0.12g 未満と地震活動度が非常に低く、確定的な最小値 (例えば、PGA で 0.1g の地震動) が推奨されている。

例えばフィンランドの Lovilsa プラントおよび Okiluoto プラントでは地震 PSA を実施しているが、地震ハザード解析の結果、年超過確率 10^{-4} に対応する PGA は 0.1G より小さく、改修が必要とされるものは殆ど無かった。スウェーデンの Oskarshamn2 プラントと Forsmark プラントでは、サイトで予想される地震動強度は 0.1G より僅かに小さかったが、包絡一様ハザードスペクトルで規定した地震動に対して、耐震裕度評価を実施した。結果として修理と改修は確率的な地震リスク評価に基づくケースよりも大規模なものとなった。

レポートでは地震活動度が低いサイトに対する現状および考え方としては以下のようにまと

めている。

- 照査で想定する地震 (Review Level Earthquake:RLE) は、SL-2 (IAEA 基準による耐震基準レベル 2) に等しい地震が選定される。この RLE を対象とした耐震裕度評価により、外的事象 (地震) に対するプラントの能力が把握される。しかしながら、これは設計基準を超えた事象に対する真の裕度を表すものではない。
- 通常の耐震裕度評価は、地震活動度が moderate (予想される PGA が 0.12~0.33G) のサイトに対して開発されたものである。そのため、この耐震裕度評価法を地震活動度が低いサイトに適用することは、コスト-便益効果の観点から適当ではない可能性もある。よって、一般的に年超過確率 10^{-4}

でのPGAが0.1Gよりも小さい場合、簡略化した耐震裕度評価を用いることを考慮すべきである。なお、耐震裕度評価の簡略化については本レポートでは示されていない。

2.3.2 TECDOC-1436 Risk informed regulation of nuclear facilities: Overview of the current status [7]

- 全67ページ、2005年刊行
- 目次（和訳）
 - 1. 緒言
 - 2. 規制における意思決定でのリスクの活用
 - 3. 融合型の意思決定アプローチ
 - 4. プラントの安全性問題の為の融合型意思決定
 - 5. “リスク情報を活用した”規制活動
 - 6. 結論

IAEAとUS.NRC（米国原子力規制委員会）は2001年にリスク情報に基づく規制に関する委員会を開催し、以後協力関係を続けている。本レポートはその成果報告書と位置付けられている。本レポートでは、原子力施設の規制規則について、現行の規制を基にしつつ新しい考え方・方向性について提案しており、キーワードとしては以下の3つが挙げられる。

- Integrated (risk informed) approach (融合型アプローチ)
- Deterministic approach (確定論的アプローチ)
- Risk based approach (リスク情報を活用したアプローチ)

本レポートで提案している規制フレームを図2-2に、リスク情報を活用した規制のプロセスを図2-3に示す。本レポートからは以下の情報がわかる。

- リスク情報を活用した原子力施設の規制について検討を開始
 - リスク情報を活用=確定論的方法+確率論的方法の融合
 - 確率論的アプローチとしてはPSA（確率論的安全性評価）の活用が推奨されている。規制のための指標としてはPSAで使われている炉心損傷頻度 (Core Damage Frequency: CDF) や早期大規模放出確率 (Large Early Release Frequency: LERF) が候補となる。
- 現行の規制方法から、リスク情報を活用したより科学的合理性の高い規制方法への移行を目指している。

本レポートで提案されている、確定論的方法と確率論的方法を融合させた規制アプローチは、両者の長所を活用した新しい考え方といえる。

3 米国の動向

3.1 調査対象とした基準・指針

アメリカの場合、国が新しい考え方に基づく基準・指針を公表する他に、学協会などが作成した民間基準が国の基準・指針として採用、参照される場合も見られる。本章では、近年アメリカで発表された二つの基準・指針 (ASCE/SEI 43-05 [11], US.NRC Regulatory Guide 1.208 [12])について調査した結果を以下に報告する。

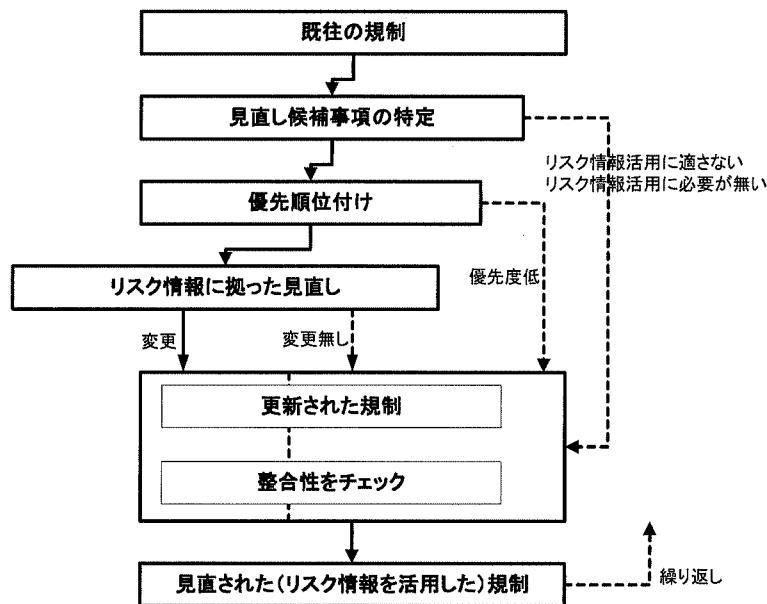


図 2-3 リスク情報を活用した規制のプロセス

3.2 ASCE Standard: ASCE/SEI 43-05 [11]

- レポート名: Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities
- 全 81 ページ, 2005 年刊行
- 目次 (和訳)
 - 1. 緒論
 - 2. 地震動
 - 3. 地震に対する要求性能評価
 - 4. 構造物の耐力評価
 - 5. 荷重組み合わせと構造物の許容限値
 - 6. 弾塑性応答に関する要求事項
 - 7. 特に考慮すべき事項
 - 8. 機器および配管システム
 - 9. 品質規定

この指針の特徴として、性能規定の考え方を導入したことと、設計用地震動を確率論的方法に基づき評価する点が挙げられる。以下にその特徴を項目毎に説明する。

- 性能規定の考え方の導入
5段階の耐震設計クライテリア (Seismic Design Criteria: SDC) が設定され、それぞれの SDC における目標は表 3-1 に示すように破壊確率 P_F により規定されている。
- 設計用地震動
設計用地震動は、設計用地震 (Design Basis Earthquake: DBE) に基づき、設計用応答スペクトル (Design Earthquake Response Spectrum: DRS) で表現される。この DRS は、以下の式のように対象地点の地震ハザード解析から得られる一様ハザードスペクトル UHRS に設計係数 DF を乗じることで得られる。

$$DRS = DF \times UHRS \quad (3-1)$$

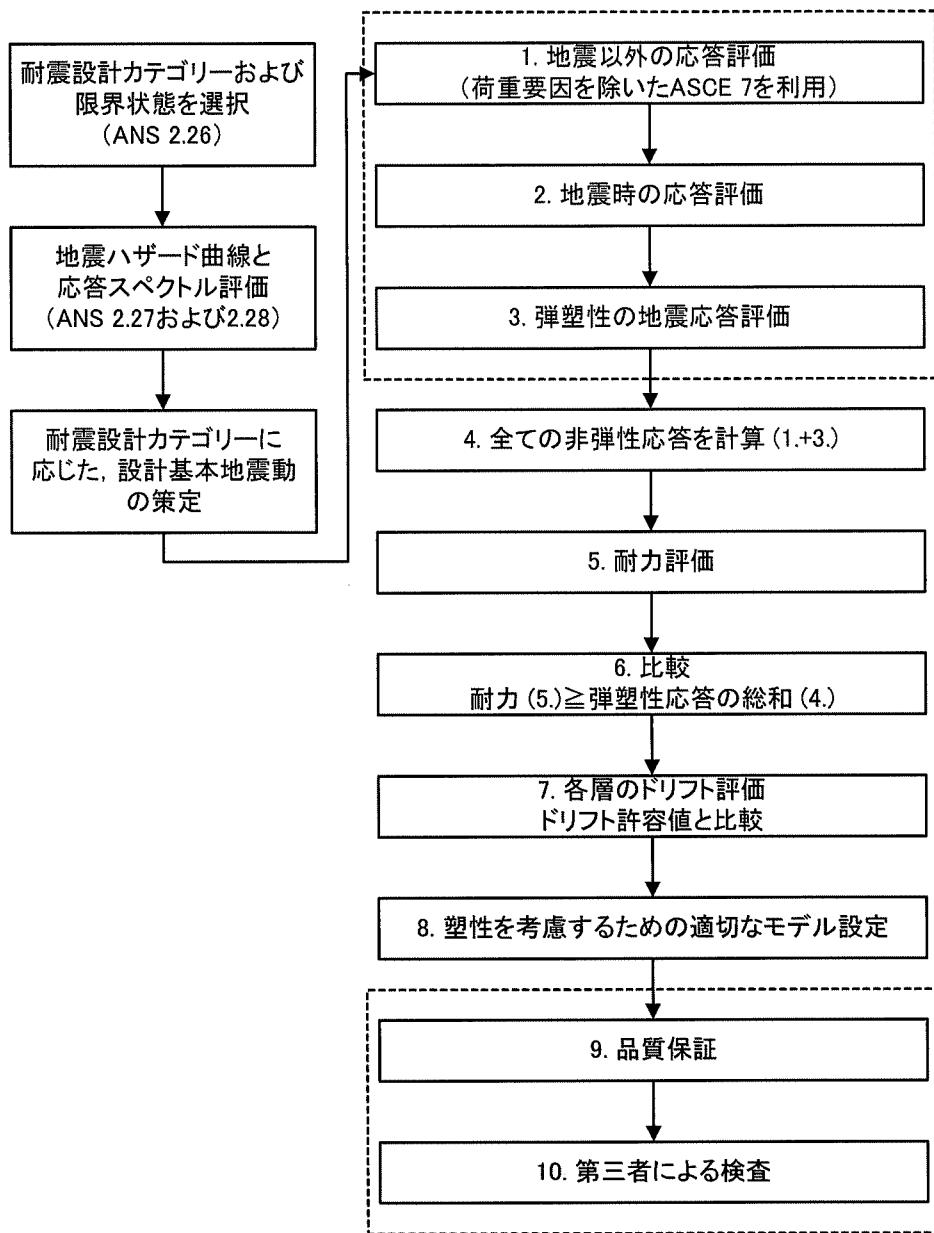


図 2-4 ASCE/SEI 43-05 での耐震設計手順（文献 [11] に掲載されているフロー図を和訳した。）

表 3-1 耐震設計カテゴリー (SDC)3~5 に対する設計パラメータ [13]

	SDC		
	3	4	5
DF_1	0.8	1.0	1.0
α	0.40	0.80	0.80
Target Performance Goal(P_F)	1×10^{-4}	4×10^{-5}	1×10^{-5}
Probability Ratio(R_p)	4	10	10
Hazard Exceedance Probability(H_D) $H_D = R_p \times P_F$	4×10^{-4}	4×10^{-4}	1×10^{-4}

3.3 U.S.NRC Regulatory Guide 1.208 [12]

- 全53ページ（本編24頁、付録29頁）、2007年刊行
- 目次（和訳）
 - A. 緒言
 - B. 議論
 - C. 規制対象となる項目
 - * 地質学、地球物理学、地震学および地盤工学からの調査
 - * サイトの地震ハザードに重要な地震発生源
 - * 確率論的地震ハザード解析の手順
 - * サイトの地震波伝播特性
 - * 性能に基づいた、サイト固有の地震動（評価）手順
 - D. 実施
 - 付録（A-F）

この規制指針の特徴と考えられる項目を以下に記述する。

(1) 性能規定の考え方

前述の指針 ASCE/SEI430[11] で提案されている、性能照査型の考え方および、NRC の Standard Review Plan (NUREG-0800) で示された原子力施設の許容リスクレベルに基づき、地震に対して原子力施設に望まれる性能として以下のようない数値を示している。

- サイト固有の地震動（応答スペクトル）に対して、性能が満たされない確率が約 1% 未満
- サイト固有の地震動（応答スペクトル）を 150% に大きくした地震動に対して、性能が満たされない確率が約 10% 未満

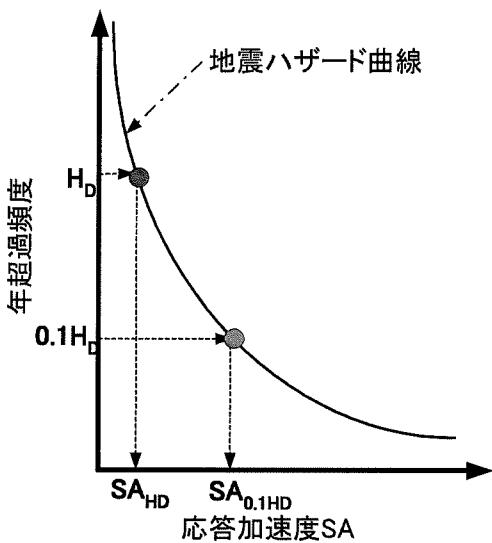


図 3-1 変数 AR の算出方法

上式中、DF は設計定数であり、以下の式から求められる。

$$DF = \text{Maximum}\{DF_1, 0.6(A_R)^\alpha\} \quad (3-2)$$

上式中の DF_1 および α は表 3-1 に示す値が与えられている。また A_R は以下の式から計算される値である。

$$A_R = \frac{SA_{0.1HD}}{SA_{HD}} \quad (3-3)$$

この A_R は図 3-1 に示すとおり、対象地点における地震ハザード曲線を基に、解析で注目する年超過頻度 H_D とその 1/10 の年超過頻度 $0.1H_D$ に対応する応答加速度 SA_{HD} , $SA_{0.1HD}$ を用いて算出され、地震ハザード曲線上のある区間の「傾き」を表している。

DRS から時刻歴波形を作成する際には、支配的な地震の諸元（マグニチュード、震源距離）に近い値をもつ実地震による観測記録を利用することも記述されている。

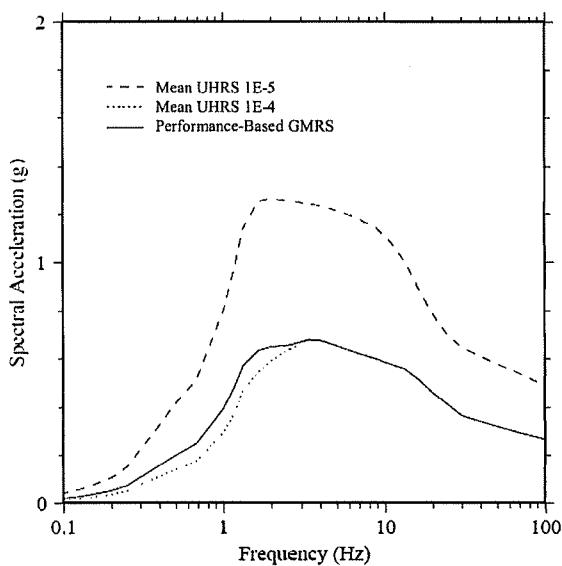


図 3-2 US.NRC が提案する Performance-based Ground Motion Response Spectrum

(2) 地震ハザード解析

地震発生源における最小マグニチュードを、IAEA レポートでも指摘されていた、CAV を用いて設定する旨が記述されている。なお CAV を地震ハザード解析において導入する際に必要な、最大加速度 PGA および継続時間と CAV の関係式は、EPRI(Electric Power Research Institute)により検討されており、以下の式より地震動強度 S_a と年発生頻度 ν の関係を算出することが可能である。

$$\begin{aligned} \nu(S_a > z, \text{CAV} > \text{CAV}_{\min}) \\ = \sum_{i=1}^{N_{\text{source}}} N_i(M > M_{\min}) \int_{M_{\min}}^{M_{\max}} \int_{r=0}^{\infty} \left\{ f_{mi}(M) \right. \\ \left. f_{ri}(r, M) P(S_a > z | M, R) \right\} dr dM \quad (3-4) \end{aligned}$$

上式中、M および r は i 番目の地震発生源で発生する地震のマグニチュードおよび震源距離、 $N_i(M > M_{\min})$ は最小マグニチュード M_{\min} 以上の地震の年発生率、 $f_{mi}()$, $f_{ri}()$ は M および r に関する確率密度関数を表す。

この他、通常の地震ハザード解析だけではな

く、Regulatory Guide 1.165[14] で提案されている地震ハザード再分解の実施により、地震動の高周波数 (5Hz と 10Hz) および低周波数 (1Hz と 2.5Hz) において、それぞれ支配的な地震を特定する方法を採用している。

(3) 設計用地震動

設計用地震動としては以下の式から得られる GMRS(Ground Motion Response Spectrum) を提案しているが、これは前述した ASCE/SEI 43-05 [11] の考え方を採用したものである。先ず GMRS は一様ハザードスペクトル UHRS と設計定数 DF を用いて以下の式から計算される。

$$\text{GMRS} = \text{UHRS} \times \text{DF} \quad (3-5)$$

$$\text{DF} = \max\{1.0, 0.6(A_R)^{0.8}\} \quad (3-6)$$

上式中の A_R は、3.2 節で説明したとおり式 (3-3) で定義される変数であり、対象地点における地震ハザード曲線ある区間の「傾き」を表している。

図 3-2 に、U.S.NRC が評価した GMRS 評価結果例を示す。年超過確率 10^{-4} を注目するハザードレベルとして、各周期における年超過確率 10^{-4} と 10^{-5} における地震ハザード曲線の情報より計算した設計定数 DF を用いて GMRS を決定している。この評価例では、対象地点の GMRS は元の一様ハザードスペクトル UHRS と 4Hz より長い周波数領域ではほぼ同じだが、4Hz より短い領域では若干大きくなることを示している。

耐震設計用の地震・地震動について、日本とアメリカの比較を表 3-2 に示す。日本の改訂された耐震設計審査指針では鉛直地震動を動的に考慮することになったが、米国では米国中央・東部と米国西部毎に既往の記録に基づいて得られる、鉛直地震動と水平地震動の比率を参照に、水平地震動から換算する方法が採用されている。

表 3-2 耐震設計用地震・地震動の比較（日本とアメリカ）

	日本	アメリカ
対象ガイドライン	発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針	U.S. Nuclear Regulatory Commission: Regulatory Guide 1.165 U.S. Nuclear Regulatory Commission: Regulatory Guide 1.208
発行年	2006 年	1997 年 2007 年
設計用地震	■従来:S1 および S2 ■改訂指針: 敷地に大きな影響を与えると予想される地震（検討用地震）＊従来の S1 と S2 の策定方針を統合	■従来の基準（Regulatory Guide 1.160）・運転基準地震（OBE）・安全停止地震（SSE） ■ Reg.1.165 Controlling Earthquakes
設計用地震動	基準地震動 Ss 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動 震源を特定せず策定する地震動	site specific performance-based GMRS（サイト固有に評価された設計用スペクトル）→一様ハザードスペクトルに設計係数 DF を乗じることで算出する。
地震動の定義位置	解放基盤表面	建屋の自由基盤表面
表現方法	時刻歴地震波形	応答スペクトル + 時刻歴地震波形
特徴	(1) 断層モデルに基づく詳細な強震動評価を陽な形で導入している。(2) 歴史地震だけでは関連付けが難しい内陸地殻内地震による地震動の考慮	(1) 米国中部・東部、米国中部では設定方法が異なる。(2) 確率論的地震ハザード評価を積極的に活用している。
評価例	プラント毎に個別に評価を行っている。	1997 年以降、新規の原子力発電所の建設がないため、適用事例は未だ無い。

4 今後の展開・課題

4.1 IAEA およびアメリカの動向

IAEA の動向およびアメリカの動向を調査した結果に基づき、原子力の耐震基準や安全性評価に関する今後の国際動向・展開を予想した結果を以下にまとめた。

- IAEA の最新のレポートでは、リスク評価も積極的に取り込んだ耐震設計の考え方を示している。拘束力はないものの、地震 PSA で培ったアメリカの技術的支援に基づき、IAEA の Safety Standard として認定されると、加盟国（特にヨーロッパ）には影響があることが予想される。また、リスク

ベースに基づく規制については、US.NRC では 1990 年代から検討を始めているが（例えば [15]），設計に関する指針・基準へはまだ反映されていない。

- IAEA では 2 段階の耐震レベルを設定している。加盟国の地震活動度は大きく異なるため、最低考慮すべき地震動として 0.1G を設定しているが、加盟国の中には地震活動度が高い地域もある。このような地域の耐震レベル 2 については、日本やアメリカでの基準や既往成果が参照される機会が増えると予想される。

表 4-1 原子力安全・保安院が示している、リスク情報を安全規制に活用するに当って用いる指標、分類基準・抑制水準) [17]

指標(例)	分類基準・抑制水準(例)
炉心損傷頻度(CDF)	10^{-4} (/年)程度
格納容器機能喪失頻度(CFF)	10^{-5} (/年)程度
公衆の個人の平均死亡リスク	10^{-6} (/年)程度

4.2 我が国が今後取り組むべき課題

4.1でまとめた調査結果に基づき、我が国で今後取り組むべき課題について以下にまとめる。

- 日本においては原子力安全・保安院では表4-1のようなリスク抑制水準を示している[17]。リスク情報を用いることは、各種の不確定性を考慮でき、安全性を共通の指標による数値で示すことにも可能となり、今後、設計や規制の中で積極的に活用していくことが必要と考えている。そのためには、耐震裕度とリスクの関係の明確化や、各種構造物のリスク評価法の構築などに取り組むことが必要である。
- 2007年新潟県中越沖地震による柏崎・刈羽原子力発電所で得られた地震記録およびその後の検討結果が、IAEAの今後の基準・指針に反映されていくことが予想される。他方、アメリカの耐震設計用の地震・地震動は確率論的手法に基づく評価方法が提案されている。日本とアメリカでは原子力立地地点の地震発生状況が大きく異なるが、地震・地震動の不確定性を体系的に考慮するためにも地点によっては確率論的手法も併用することが必要と考えられる。
- 日本における改訂指針やアメリカの基準では、新しい設計用地震動の考え方が提示

されており、地震動は時刻歴波形(アメリカの場合は設計用スペクトル)で与えるとなっている。耐震重要度Sクラスの構造物については、地震PSAにおいて動的解析に基づき安全性評価(リスク評価)の方法が確立しているが、それ以外の構造物(例えば斜面)を対象としたリスク評価方法は無いため、今後構築する必要がある。

5 結論

本報告書の内容は以下のようにまとめられる。

(1) IAEAにおける耐震基準

- IAEAの指針では、基本的な考え方を示しているが、設計用地震動基準を具体的に示している訳ではない。地震活動度が低い地域の加盟国も多いため、そのような国では耐震設計レベルSL-2でも地震動強度は小さい。
- 地震動強度レベルは超過確率と明確に結び付けられている。
- 地震波形作成方法については殆ど触れられていない。ただし、経験的グリーン関数法を用いた波形合成法や、地震ハザード評価の活用などが選択肢として言及されている。
- 技術レポートでは確率論的な評価方法も積極的に採りあげられている。但し、アメリカ流の方法を採用しておりIAEA独自の方法を提案している訳ではない。今後、確率論的な評価方法がIAEA Standardの中で全面的に採用されるかどうかは不明である。

(2) US.NRCにおける耐震基準

- 原子力施設の設計用地震動に関するUS.NRCの指針では、ASCEが作成したガイドライ

ンで提案されている考え方を採用して、サイト固有の地震動を耐震性能と結びつけた形で設定する方法を示している。

- ・ 設計用地震動は確率論的な手法に基づき設定することが提案されている。これは、アメリカの原子力発電所が地震活動度が低い中部、東部に位置しているものが多いことが理由として考えられる。

(3) 今後の展開

- ・ IAEA や US.NRC ではリスク評価も積極的に取り込んだ、設計や規制の考え方について検討を行っている。リスク情報を用いることは、各種の不確定性を考慮でき、安全性を共通の指標による数値で示すことも可能となり、今後、設計や規制の中で積極的に活用していくことが必要と考えている。そのためには、耐震裕度とリスクの関係の明確化や、各種構造物のリスク評価法の構築が必要である。
- ・ IAEA では 2 段階の耐震レベルを設定している。加盟国の地震活動度は大きく異なるため、考慮すべき地震動の下限として 0.1G を設定しているが、加盟国の中には地震活動度が高い地域もある。このような地域の耐震レベル 2 については、日本やアメリカでの基準や既往成果が参考される機会が増えると予想される。
- ・ 耐震設計用の地震・地震動は、IAEA として独自の考え方を打ち出している訳ではなく、アメリカの基準や技術を参考している点が多い。
2007 年新潟県中越沖地震による柏崎・刈羽原子力発電所で得られた貴重な記録およびその後の検討結果を IAEA が、今後の基準・指針に具体的にどのように反映していくかについて、今後注視していく必要がある。

ある。

- ・ 日本における改訂指針やアメリカの基準では、新しい設計用地震動の考え方が提示されており、地震動は時刻歴波形（アメリカの場合は設計用スペクトル）で与えるとなっている。

原子力建屋などについては地震 PSA において動的解析に基づき安全性評価（リスク評価）の方法が確立しているが、例えば地震随伴事象の一つである斜面崩壊については、リスク評価方法が無く、今後、構築する必要がある。

IAEA については 2008 年度も耐震基準に関するドラフト版レポートが公開されており、今後、適宜調査を行い動向を把握しておくことも重要である。

謝辞

地球工学研究所 地震工学領域の佐藤清隆博士、東貞成博士には有益な指摘を頂きました。また構造工学領域の酒井理哉主任研究員には、機器系の耐震に関して最新の情報を教えて頂きました。ここに記して謝意を表します。

参考文献

- [1] International Atomic Energy Agency: "Preliminary Findings and Lessons Learned From The 16 July 2007 Earthquake At Kashiwazaki-Kariwa NPP" "The Niigataken Chuetsu-Oki earthquake", Mission Report Volume 1, 2007.
- [2] International Atomic Energy Agency: IAEA Safety Standards Series Evaluation of Seismic Hazards for Nuclear Power Plants, Safety Guide No.NS-G-3.3, 2002.

- [3] International Atomic Energy Agency: IAEA Safety Standards Series Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants, Safety Guide No.NS-G-1.6, 2003.
- [4] International Atomic Energy Agency: IAEA Safety Standards Series Geotechnical Aspects of Site Evaluation and Foundation for Nuclear Power Plants, Safety Guide No.NS-G-3.6, 2005.
- [5] International Atomic Energy Agency: IAEA-TECDOC-1341 Extreme external events in the design and assessment of nuclear power plants, 2003.
- [6] International Atomic Energy Agency: IAEA-TECDOC-1347 Consideration of external events in the design of nuclear facilities other than nuclear power plants, with emphasis on earthquakes, 2003.
- [7] International Atomic Energy Agency: IAEA-TECDOC-1436 Risk informed regulation of nuclear facilities: Overview of the current status, 2005.
- [8] International Atomic Energy Agency: IAEA Safety Standards Seismic Evaluation of Existing Nuclear Installations, Draft Safety Guide DS383, November 2007.
- [9] Cornell, C.A.: Engineering Seismic Risk Analysis, *Bull. Seis. Soc. Am.*, Vol.58, No.5, pp.1583-1606, 1968.
- [10] Kennedy, R.P. and M.K. Ravindra: Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies, *Nuclear Engineering and Design*, Vol.79, pp.47-68, 1984.
- [11] American Society of Civil Engineers: ASCE STANDARD Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities, ASCE/SEI 43-05, 2005.
- [12] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION: REGULATORY GUIDE 1.208 A Performance-Based Approach to Define the Site-Specific Earthquake Ground Motion, 2007.
- [13] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION: Evaluation of the Seismic Design Criteria in ASCE/SEI Standard 43-05 for Application to Nuclear Power Plants, NUREG/CR-6926 BNL-NUREG-77569-2007, 2007.
- [14] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION: REGULATORY GUIDE 1.165 (Draft was DG-1032) Identification and Characterization of Seismic Sources and Determination of Safe Shutdown Earthquake Ground Motion, 1997.
- [15] <http://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/risk-informed/history.html>
- [16] Electric Power Research Institute: Planning for Risk-Informed Seismic Regulations, Technical Report, 2000.
- [17] 原子力安全・保安院：原子力発電所の安全規制における「リスク情報」活用の基本ガイドライン（試行版），2006。
- [18] International Atomic Energy Agency: IAEA DS383 Draft 3 IAEA Safety Standards Seismic Evaluation of Existing Nuclear Installations, 2007.

電力中央研究所報告

[不許複製]

編集・発行人 財団法人 電力中央研究所

地球工学研究所



千葉県我孫子市我孫子 1646

電話 04 (7182) 1181 (代)

e-mail cerl-rr-ml@criepi.denken.or.jp

発行所

財団法人 電力中央研究所

東京都千代田区大手町 1-6-1

電話 03 (3201) 6601 (代)

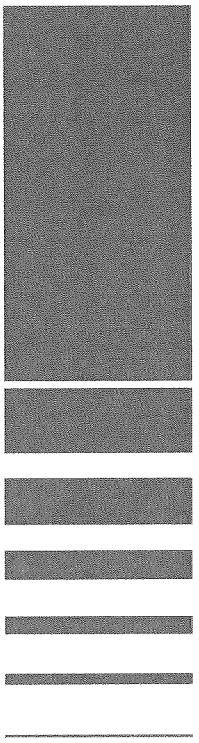
印刷所

株式会社 ユウワビジネス

東京都千代田区神田須田町 1-1

電話 03 (3258) 9380

ISBN978-4-7983-0174-7



電気技術指針
原子力編

原子力発電所耐震設計技術指針

JEAG 4601-1987

社団法人 日本電気協会
電気技術基準調査委員会

推せんの辞

原子力発電の技術進歩は目覚ましく、通商産業省では、原子力発電の高度化を進めるため、発電用原子力設備の技術基準及びその他関連規定について技術の進歩及び社会情勢の変遷により即応したものとし、保安の万全を期すため民間の創意を生かしつつその整備を進めているところであります。

このような中で、日本電気協会の電気技術基準調査委員会において本指針が改訂され、原子力発電所の耐震設計技術について、関係各方面の意見を広く取り入れて、その内容の充実が図られたことは誠に喜ばしいことであります。

本指針は、原子力発電所の耐震設計技術について細部にわたり明らかにしたものであり、原子力発電所の設計から運転・保守に至る各実務を担当する方々にとって大変役に立つものと存じます。

本指針は、電気技術基準調査委員会において、学識経験者をはじめとして各界の専門家が慎重に検討の上まとめられたものと承知しております。国の技術基準並びにその関連規定はもとより、本指針に定められた事項についてもよく遵守され、原子力発電所の耐震設計技術に係わる設計、工事及び運用に万全を期されることを期待します。

昭和62年8月

通商産業省 資源エネルギー庁
長官官房審議官 逢 坂 国 一

まえがき

原子力発電所の耐震設計に関する指針を検討するために、電気技術基準調査委員会原子力専門委員会は昭和43年1月「耐震設計分科会」を設置し審議を進めた。「原子力発電所耐震設計技術指針：JEAG'4601-1970」原案は、遂次耐震設計分科会の検討を得て、昭和45年5月に原子力専門委員会、ついで同年7月には電気技術基準調査委員会の承認を得て完成された。なお、ここでは設計地震の定義、地震時の許容応力について論議されたが、これに関しては科学技術庁の原子力平和利用委託研究として基礎的研究がなされていた。

一方このような状況下にあって、日本電気協会は昭和49年通商産業省より上記設計地震の定義及び地震時の許容応力と密接に係る“耐震設計用地震力のとり方に関する指針”の検討の依頼を受けた。この検討のすすめ方については原子力専門委員会で審議した結果、原子力平和利用委託研究の成果に留意しつつ検討することとなり、電気技術基準調査委員会の下に「原子力耐震安全評価特別委員会」を発足させ、昭和50年4月中間報告書がまとめられた。更に、昭和43年来の耐震設計分科会の中に設置されていた「機器・配管許容応力小委員会」の結論と、この中間報告書により、“状態の組合せと応力評価に関する指針”及び“原子力発電設備の耐震設計上の重要度分類とその適用範囲に関する指針”について検討を加えるため、この特別委員会の下に「許容応力分科会」及び「耐震安全重要度分類分科会」をそれぞれ昭和50年11月に発足させた。これにより「原子力発電所耐震設計技術指針：JEAG 4601-1970」の重要度分類及び許容応力について増補、改訂がなされ「原子力発電所耐震設計技術指針：重要度分類・許容応力編、JEAG 4601・補-1984」となり、昭和59年に発行された。

一方、JEAG 4601-1970は、昭和35年以来実地での発電所の設計が先行していたため耐震設計の基礎的知識を集約することに重点が置かれて記載されていた。そこでこの増補版と内容の記述方式などの整合をとり、最近の知見を加えて本文全般について、この改訂を行うことになり、電気技術基準調査委員会原子力専門委員会の下に、昭和59年1月より「耐震設計分科会」が再び設置された。

本文の執筆方針については準備会、各種関係機関と検討調整の結果を踏まえ、第1回分科会で下記のごとく定められた。

すなわち、今回の改訂に当たっては、より技術指針的性格を強く出し、現時点に至るまでの許認可の経験をもとに、いわゆるライセンサブルなものについて、耐震設計の筋道を樹て記述することを原則とする。新規手法について各種の方法による研究試験が完了したもののうち本協会「原子力発電耐震設計特別調査委員会」において審議が終了し、通商産業省へ報告がなされ、今後の取扱いの見通しが明確になったものは前者に準じ記述する。その他の研究成果については、その公表の度合いを付して一覧表とし、今後の発展・実用化を待つこととする。

本指針の適用範囲は軽水炉を中心とするものであるが、いわゆる「ATR」などの圧力管型炉にも、その特有な部分を除いては適用可能であると考えられている。また将来の高速増殖炉などについても、基本的事項は適用し得ることは明らかである。

このような方針でまとめられた内容は、原案では膨大な頁数となったが極力短縮してこの量と

なった。未だ例題、内容の背後にあるものの説明など不十分な点が多いが、引用文献、参考文献を参考にしていただくよう希望する。

この改訂作業に当っては、前記の背景から得られた全ての技術的成果を採り入れ、最新の「耐震設計技術指針」を作成すべく、前述のように詳細多岐に亘る百科事典的なものよりも、「指針」らしい体裁を備え、なおかつ公式集的なものではないということで最終稿がまとめられた。耐震設計分科会には、各章を総括的に検討する総括検討会、各専門分野の検討を行うための地震動検討会、土木構造物検討会、建物・構築物検討会、及び機器・配管系検討会を設け多くの執筆者が多大の努力を傾注して作成した。ここに至るまでには各検討会で数回の改稿が行われ、総括検討会40回、地震動検討会16回、土木構造物検討会16回、建物・構築物検討会22回、機器・配管系検討会27回、そして7回の分科会の審議を経て完了した。

ここに関係各委員、関係官庁の方々、執筆者各位（社内等で分担された方々でお名前を把握していない方も含め）、多くのコメントを寄せられた電力はじめ各社の方々、協会事務局の方々、そして特にご尽力いただいた各検討会の幹事の方々に厚くお礼申し上げる。

昭和62年8月

電気技術基準調査委員会

原子力専門委員会

耐震設計分科会 分科会長 柴田碧

電気技術指針について

電気事業法に基づく技術基準は、電気工作物の安全確保に必要な最小限度の規制事項を法的に定めている。

電気技術基準調査委員会が作成する「電気技術規程」は技術基準を具体的に説明するものや、基準に明記されていないことを補足・補完したり、暫定的な例外認可の参考となるもの等解りやすく記載したもので、これらを民間規程として電気事業者をはじめ、電気工作物の設計、施工、維持管理に当たる施設者、工事関係者のためにその内容と性格に応じて義務的、勧告的及び推奨的事項に区分し定めているものである。

一方、今後、改良が期待される新技術に関することや保安上規程化が必要と考えられるが研究開発課題が多かったりして、一律に定めることが困難又は不適当な数多くの事項がある。

例えば

- (1) 新技術に関する事項で規程化するためには諸外国の例を含めて実績、実例が数少ない場合。
- (2) 保安上必要な事項であるが、その方法、対策等について学論、方法論が必ずしも確立していないため、広く一般に適用するものとして規程化が困難な場合。
- (3) 研究開発課題が含まれる事項で細部について義務、勧告、推奨等、明確に区分することが困難な場合。
- (4) 社会情勢の変化に対し、規程化することが必ずしも適当でない場合。

このように、直ちに規程化することが難しいが、大綱的には安全確保のため規程化することが望まれるものについて、これを「電気技術指針」として取りまとめておきたい。

このため、電気技術指針は原則的には電気技術規程に準じて遵守されることが望ましいものであるが、次の事項に留意して運用することが必要である。

- (1) 実際の適用に当たって技術の進歩を阻害することのないように解釈すべきであること。
- (2) 内容を十分理解して、設計、施工等に際して誤りのないようにする。
- (3) この指針に記載されていない事項、方法等であっても、それが保安上適切なものである場合は採用することができること。

電気技術指針は関係官庁をはじめ、関係各方面の多数の権威者の方々が参加している電気技術基準調査委員会で多大の労力と時間をかけて慎重審議し、取りまとめたもので関係方面で多くの方々の活用を願ってやまない。

なお、本指針については今後改善を図って参りたいと考えているので、ご意見、ご要望のある方は日本電気協会に申し出られることを願う次第である。

電気技術基準調査委員会、専門委員会、研究部会分科会等には通商産業省資源エネルギー庁官房審議官、公益事業部原子力発電安全管理課長、原子力発電安全審査課長ほか関係各課の他、下記の関係官庁の参加を得て指針作成の指導をいただいている。

通商産業省立地公害局	労働省労働基準局・産業安全研究所
通商産業省機械情報産業局	郵政省電気通信政策局
地方通商産業局公益事業部	運輸省地域交通局陸上技術安全部
工業技術院標準部	自治省消防庁・消防研究所
科学技術庁原子力安全局	東京消防庁予防部

指針作成に参加した委員の氏名（敬称略）

電気技術基準調査委員会（○印は、幹事会議構成メンバー）

委員長 ○山田直平 東京大学	委員 吉田一哉 日本国有鉄道
幹事 ○木村清治 電気事業連合会	〃 ○宮川澄夫 日本電機工業会
〃 ○中山三郎 日本電気協会	〃 田中義則 日本電線工業会
委員 ○浜谷洲人 北海道電力	〃 ○池田栄一 協会
〃 勝又義信 東北電力	〃 早坂勝久 送電線建設技術研究会
〃 ○藤森和雄 東京電力	〃 ○飯島一利 火力原子力発電技術協会
〃 ○服部弘 中部電力	〃 井上力 機器検査協会
〃 得永秀二 北陸電力	〃 山村昌東京大学
〃 ○成松啓二 関西電力	〃 関根泰次 東京大学
〃 和泉晋一 中国電力	〃 都甲泰正 東京大学
〃 富田盛夫 四国電力	〃 田村康男 稲田人学
〃 ○中田満夫 九州電力	〃 尾出和也 電力中央研究所
〃 竹之内達也 電源開発	〃 佐藤孝平 電子技術総合研究所
〃 田中好雄 日本原子力発電	幹事補 ○小田健太郎 電気事業連合会
〃 ○金子允群 馬鹿県	〃 ○飯沼孝正 日本電気協会
〃 永根五郎 動燃事業団	

原子力専門委員会（○は幹事）

主査 都甲泰正 東京大学	委員 ○世古隆哉 東京電力
委員 ○三島良績 東京大学	〃 ○岡島弘之 中部電力

○安藤 良夫	東京大学	杉本 宏	北陸電力
飯田 國廣	東京大学	○川勝 理也	関西電力
柴田 碧	東京大学	仁木 可也	中部電力
鶴戸口 英善	東京大学	野中 廣雄	四国電力
近藤 駿介	東京大学	井地 輝雄	九州電力
村主 進	原子力工学試験 センター	○浜崎 一成	日本原子力発電
宮永 一郎	電力中央研究所	国頭 晓	電源開発
○久田 俊彦	鹿島建設	○宇佐美 武	電気事業連合会
堀 雅夫	動燃事業団	○葦原 悅朗	東芝
○寺田 重三郎	東京電力	大木 新彦	日立製作所
佐藤 雅男	北海道電力	○西井 孝一	三菱原子力工業
八島 俊章	東北電力	中野 秀男	富士電機
		野本 照雄	日本原子力発電
		参 加	

(常時参加)	神田 淳	資源エネルギー庁 公益事業部	(常時参加)	伊部 幸美	資源エネルギー庁 公益事業部
〃	西脇 由弘	〃	〃	岡崎 俊雄	科学技術省 原子力安全局
〃	高塚 夏樹	〃			

耐震設計分科会

分科会長	委 員	文 中 国 電 力
副分科会長	柴田 碧	東京大学
委員	秋野 金次	原子力工学試験 センター
〃	青山 博之	東京大学
〃	岡村 弘之	東京大学
〃	表 俊一郎	九州産業大学
〃	片山 恒雄	東京大学
〃	都甲 泰正	東京大学
〃	田治見 宏	日本大学
〃	林 正夫	電力中央研究所
〃	原 文雄	東京理科大学
〃	渡 部丹	東京都立大学
〃	森 晋一	北海道電力
〃	千田 清寿	東北電力
〃	矢野 明義	東京電力
〃	田中 宏志	東京電力
〃	水野 教宏	中部電力
〃	越智 理理	北陸電力
	大村 正勝	四国電力
	岩部 弘元	九州電源開発
	井村 上加藤 宗明	日本原子力発電
	上藤 元郎	日本原子力発電
	宗六郎	日本原子力発電
	遠藤 彰	電力中央研究所
	井月 武彦	動力炉・核燃料開発事業団
	桜井 彰	電力中央研究所
	月武	日立製作所
	望林 彦勉	日立製作所
	林彦	三菱原子力工業
	猿山 一郎	三菱原子力工業
	忠治 東	芝
	木島 伊乙夫	富士電機
	島一雪	富士電機
	井名 透	富士電機
	橋功	富士電機
	黒田 透	富士電機
	森功	富士電機
	松芳	富士電機
	原本 勲	富士電機
	崇大	富士電機
	林組	富士電機

〃 手塚昌信 関西電力 〃 鈴木舜一 原子力工学試験
センター

(旧委員)	竹森達郎 大成建設	(旧委員)	可児次郎 東芝
〃	後藤浩一 関西電力	〃	谷越敏彦 日立製作所
〃	秋田昭作 東北電力	〃	内ヶ崎儀一郎 〃
〃	佐藤州建 北海道電力	〃	伊部幸美 原子力工学試験 センター
〃	加藤欽也 東京電力		
(常時参加)	伊部幸美 資源エネルギー庁 公益事業部	(常時参加)	岡崎俊雄 科学技術庁 原子力安全局
〃	佐々木政則 〃	〃	今村治 〃
〃	西脇由弘 〃	〃	木之田善一 〃
〃	高塚夏樹 〃		

総括検討会(◎印は幹事)

委員	柴田碧 東京大学	委員	◎遠藤六郎 日本原子力発電
〃	秋野金次 原子力工学試験 センター	〃	江刺靖行 電子中央研究所
〃	田中宏志 東京電力	〃	澤田貞章 三菱原子力工業
〃	水野教宏 中部電力	〃	内田一義 鹿島建設
〃	手塚昌信 関西電力	〃	戸村英正 大林組
〃	加藤宗明 日本原子力発電	〃	鈴木舜一 原子力工学試験 センター
〃	内山祐一 日立製作所	〃	松本卓士 東芝

(旧委員)	伊部幸美 原子力工学試験 センター	(旧委員)	後藤浩一 関西電力
〃	吉川禎一 三菱原子力工業	〃	落合兼寛 日立製作所
(常時参加)	伊部幸美 資源エネルギー庁 公益事業部		

(住な参加者)	松本正毅 関西電力	(住な参加者)	伊藤洋 電力中央研究所
〃	岡村知郎 東芝	〃	福西史郎 三菱原子力工業
〃	寺田賢二 東京電力	〃	鈴木智日立エンジニアリング

地震動検討会(◎印は幹事)

委員	塩谷常吉 北海道電力	委員	北野剛人 関西電力
〃	丹治郁夫 東北電力	〃	増田靖彦 中國電力
〃	水本道雄 東京電力	〃	田中英成 四国電力
〃	◎水野教宏 中部電力	〃	塩田睦九州電力

〃 鈴木孝夫 中部電力 〃 平井武 電源開発
〃 酒井重人 北陸電力 〃 加藤朝郎 日本原子力発電

(旧委員) 吉田一 東京電力 (旧委員) 久道雄治 中国電力
〃 釣谷年勝 北陸電力

(主な参加者) 飯田隆保 中部電力 (主な参加者) 斎藤英明 東京電力
〃 熊谷千代志 中国電力 田中英郎 東京電力

土木構造物検討会(◎は幹事・○は副幹事)

委 員 織田紀雄 北海道電力 〃 塚井直樹 中国電力
〃 開発澄夫 東北電力 〃 小林修二 四国電力
〃 ○寺田賢二 東京電力 〃 竹下達男 九州電力
〃 宮池克人 中部電力 〃 山田一彦 電源開発
〃 塚原克敏 北陸電力 〃 山崎正日本原子力発電
〃 ○手塚昌信 関西電力 〃 江刺靖行 電力中央研究所

(旧幹事) 後藤浩一 関西電力 (旧委員) 石井好正 電源開発
(旧委員) 小山田博 北海道電力 〃 北村邦雄 〃
〃 田中征夫 九州電力 〃 佐々木清 中国電力

(主な参加者) 松本正毅 関西電力 (主な参加者) 伊藤洋 電力中央研究所
〃 松本恭明 関西電力 〃 富樫勝男 日本原子力発電
〃 吉沢貞人 中部電力

建物・構築物検討会(◎は幹事)

委 員 藤原智史 北海道電力	委 員 木佐木上九州電力
〃 田中雅順 東北電力	〃 横野敬二 電源開発
〃 ○田中宏志 東京電力	〃 加藤朝郎 日本原子力発電
〃 鈴木恭喜 東京電力	〃 内田一義 鹿島建設
〃 杉山信夫 中部電力	〃 武田正紀 清水建設
〃 青木弘之 北陸電力	〃 戸村英正 大林組
〃 小林正則 関西電力	〃 慈道順一 竹中工務店
〃 増田靖彦 中国電力	〃 諏訪部昭久 大成建設
〃 宮住勝彦 四国電力	

(常時参加)	内 山 裕 一	日立製作所	(常時参加)	松 本 隆 士	東 芝
ク	澤 田 貞 章	三菱原子力工業			
(旧委員)	松 田 耕 作	四 国 電 力	(旧委員)	斎 藤 昌 弘	東 京 電 力
ク	桑 原 芳 朗	大 成 建 設	ク	平 島 新 一	清 水 建 設
ク	瀬 戸 川 葦	関 西 電 力	ク	釣 谷 年 勝	北 陸 電 力
ク	増 田 尚	北 海 道 電 力	ク	久 道 雄 治	中 国 電 力
ク	森 晋 一	北 海 道 電 力			
(主な参加者)	吉 田 成 年	大 林 組	(主な参加者)	児 玉 城 司	大 成 建 設
ク	濱 本 隆 士	大 林 組	ク	高 橋 元 一	鹿 島 建 設

機器・配管系検討会(◎印は幹事)

委 員	鈴 木 龍 幸	北 海 道 電 力	委 員	徳 永 保 典	九 州 電 力
ク	河 上 晃	東 北 電 力	ク	磯 辺 武 雄	電 源 開 発
ク	堀 水 靖	東 京 電 力	ク	◎加 藤 宗 明	日本原子力発電
ク	五百旗頭 弘 之	中 部 電 力	ク	遠 藤 六 郎	日本原子力発電
ク	山 崎 達 広	北 陸 電 力	ク	内 山 祐 一	日 立 製 作 所
ク	市 橋 一 郎	関 西 電 力	ク	澤 田 貞 章	三菱原子力工業
ク	米 本 武	中 国 電 力	ク	松 本 隆 士	東 芝
ク	伊 藤 英 樹	四 国 電 力	ク	小 林 修	富 士 電 機
(旧委員)	馬 瀬 清	北 陸 電 力	(旧委員)	大 場 健 二	東 北 電 力
ク	碓 井 勝 夫	電 源 開 發	ク	落 合 兼 寛	日 立 製 作 所
ク	古 川 総 一	三 亜 原 子 力 工 業	ク	大 林 政 立	四 国 電 力
ク	入 江 正 三	九 州 電 力	ク	畠 宏 忠	中 国 電 力
ク	小 森 明 生	東 京 電 力			
(主な参加者)	鈴 木 智 翼	日 立 エ ン ジ ニ ア グ	(主な参加者)	岡 村 知 郎	東 芝
ク	福 西 史 郎	三 亜 原 子 力 工 業	ク	松 本 隆 士	中 部 電 力
ク	鈴 木 哲 也	中 部 電 力	ク	田 中 修	富 士 電 機

事務局(日本電気協会・技術部・技術基準課)

技術部長 (総括)	飯沼孝正	日本電気協会
原子力 (専)担当	畠宏忠	中国電力出向
原子力 (専)担当	小池清澄	日本原子力発電出向
原子力 (専)担当	浅井敬久	四国電力出向
原子力 (専)担当	金田一彦	北陸電力出向

調査委水力 (専)担当	征矢善郎	日本電気協会	配電(専) 担当	目崎章二	中部電力出向
火力(専) 担当	佐野昭一	東京電力出向	使用設備 (専)内線 規程(専) 担当	古本宏和	日本電気協会
発変電 (専)担当	井領正明	関西電力出向	〃	渡邊泰信	日本電気協会
送電(専) 担当	今村義人	九州電力出向			
(旧部員)	芹沢和三	日本原子力発電出向			

原子力発電所耐震設計技術指針

目 次

推せんの辞 通商産業省 資源エネルギー庁 長官官房審議官 逢坂 国一
まえがき 原子力専門委員会 耐震設計分科会 分科会長 柴田 碧
電気技術指針について
本指針の見方
指針作成に参加した委員の氏名

第1章 総 論

1.1 基本的考え方	3
1.1.1 耐震設計の目的	3
1.1.2 耐震設計と安全設計	3
1.2 耐震設計の概要	3
1.2.1 耐震設計の流れ	3
1.2.2 耐震重要度分類	5
1.2.3 設計用地震力	8
1.2.4 地震と基準地震動の概要	8
(1) 「審査指針」の概要	8
(2) 地震の概要(設計用最強地震, 設計用限界地震)	8
(3) 基準地震動の概要及び評価	10
1.2.5 地質・地盤調査の概要	11
(1) 概要	11
(2) 地質調査	11
(3) 地盤調査・試験	12
1.2.6 地盤の安定性評価及び土木構造物の耐震設計の概要	13
(1) 原子炉建屋基礎地盤	13
(2) 原子炉建屋周辺斜面	14
(3) 屋外重要土木構造物	14
1.2.7 建物・構築物の耐震設計の概要	15
(1) 基本的事項	15
(2) 地震応答解析	16
(3) 応力解析と構造設計	18
(4) コンクリート製格納容器	19
1.2.8 機器・配管系の耐震設計の概要	19

(1) 耐震設計の基本方針	19
(2) 地震応答解析と設計用地震荷重	20
(3) 応力・強度解析	21
(4) 耐震安全性評価	22

第2章 地震と基準地震動

2.1 地震と基準地震動の概要	27
2.2 地震	31
2.2.1 過去の地震	31
(1) 地震活動性	31
(2) 地震被害歴	40
(3) 地震動の強さの統計的期待値	42
(4) 考慮すべき過去の地震	43
2.2.2 活断層	45
(1) 活断層	45
(2) 活断層と過去の地震	47
(3) 活断層と微小地震	48
(4) 考慮すべき活断層による地震	48
2.2.3 地震地体構造	53
(1) 地震地体構造	53
(2) 考慮すべき地震地体構造による地震	54
(3) 直下地震	54
2.3 基準地震動	56
2.3.1 地震動特性	56
(1) 地震動の最大振幅	56
(2) 岩盤における地震動の周波数特性	57
(3) 断層モデルによる地震動の推定	59
(4) 地震動の継続時間と振幅包絡線の経時的変化	60
2.3.2 基準地震動	64
(1) 考慮する地震	64
(2) 地震動の定義位置	64
(3) 敷地における地震動特性	64
2.3.3 模擬地震波の作成	66
2.4 その他	69
2.4.1 地震予知	69
(1) 地震予知	69
(2) 大規模地震対策特別措置法	69

2.4.2 津波	69
----------------	----

第3章 地質・地盤調査

3.1 地質・地盤調査の概要	77
3.1.1 地質調査の概要	77
3.1.2 地盤調査・試験の概要	77
3.2 地質調査	78
3.2.1 調査の目的と範囲	78
(1) 調査の目的	78
(2) 調査の範囲	78
3.2.2 広域調査	79
(1) 調査計画	79
(2) 地質・地質構造の評価	85
3.2.3 敷地内調査	89
(1) 調査計画	89
(2) 地質・地質構造の評価	95
(3) 岩盤分類	96
3.3 地盤調査・試験	105
3.3.1 調査・試験の目的	105
3.3.2 調査項目及び調査範囲	107
(1) 原子炉建屋基礎地盤	107
(2) 原子炉建屋周辺斜面	107
(3) 屋外重要土木構造物地盤	107
3.3.3 安定性検討に必要な物性	115
(1) 静的強度特性	115
(2) 静的変形特性	115
(3) 動的強度特性	119
(4) 動的変形特性	119
(5) 減衰特性	119
3.3.4 地盤の分類と工学的特性・評価	119
(1) 地盤の分類	119
(2) 地盤の工学的特性と評価	119
(3) 地盤構成材料の分類	121
(4) 地盤構成材料の工学的特性と評価	123
3.3.5 物性の表示方法と設計への適用	125
(1) 静的強度特性の表示	125
(2) 静的変形特性の表示	130

(3) 動的強度特性の表示	131
(4) 動的変形・減衰特性の表示	137
(5) 地盤物性のバラツキの評価方法	140
3.4 調査・試験計画の例	143

第4章 地盤の安定性評価及び土木構造物の耐震設計

4.1 耐震設計の基本方針	169
4.1.1 地盤及び土木構造物の耐震重要度の評価	169
4.1.2 設計用地震力の考え方	169
4.1.3 安定性評価の基本的な考え方	170
4.2 原子炉建屋基礎地盤	174
4.2.1 地盤のモデル化	174
(1) 基礎地盤の調査と区分	174
(2) 物性	174
4.2.2 設計用地震力	174
(1) 静的検討に用いる地震力	176
(2) 動的検討に用いる地震動	176
4.2.3 耐震設計法	177
(1) すべり面法等の慣用法による解析	177
(2) 静的解析	177
(3) 動的解析	178
(4) その他	180
4.2.4 安定性の評価	181
(1) 評価項目	181
(2) 評価基準値	182
4.3 原子炉建屋周辺斜面	184
4.3.1 地盤のモデル化	184
(1) 安定性評価の対象とすべき斜面	184
(2) 物性	184
(3) その他考慮すべき条件	184
4.3.2 設計用地震力	185
(1) 静的検討に用いる地震力	185
(2) 動的検討に用いる地震動	185
4.3.3 耐震設計法	186
4.3.4 安定性の評価	186
(1) 評価項目	186
(2) 評価基準値	186

4.4 屋外重要土木構造物	187
4.4.1 基本的な考え方	187
(1) 対象構造物の範囲	187
(2) 必要とされる機能	187
4.4.2 考慮すべき事項	189
(1) 地震の影響	189
(2) 物性	189
4.4.3 設計用地震力	192
(1) 動的検討に用いる地震動	192
(2) 静的検討に用いる地震力	192
4.4.4 構造物の耐震設計法	193
(1) 耐震設計の手順	193
(2) 震度法	193
(3) 応答変位法	194
(4) 動的解析法	195
4.4.5 安全性の評価	197
(1) 地盤の安定性	197
(2) 構造物部材の安全性の照査	197
(3) 相対変位	198
4.5 その他土木構造物	198
4.6 耐震設計に当たっての問題点の検討及び耐震設計の例	199
4.6.1 原子炉建屋基礎地盤	199
(1) 検討項目	199
(2) 検討用モデル	200
(3) 検討結果	201
4.6.2 原子炉建屋周辺斜面	213
(1) 検討項目	213
(2) 検討用モデル	213
(3) 検討結果	214
4.6.3 屋外重要土木構造物	225
(1) 検討項目	225
(2) 検討用モデル	225
(3) 検討結果	226

第5章 建物・構築物の耐震設計

5.1 基本的事項	265
5.1.1 耐震設計の基本方針	265
5.1.2 耐震設計上の重要度分類	265
5.1.3 地震力の算定法	271
(1) 静的地震力	271
(2) 動的地震力	271
5.1.4 荷重の組合せと許容限界	274
(1) 荷重とその組合せ	274
(2) 許容限界	274
5.1.5 建物・構築物の機能及び構造	276
(1) 構造計画	276
(2) BWR 原子炉建屋	277
(3) PWR 原子炉建屋	277
(4) コンクリート製格納容器	283
(5) その他建物及び構築物	284
5.2 地震応答解析	287
5.2.1 概要	287
(1) 入力地震動	287
(2) 建屋一地盤連成モデル	288
(3) 上部構造モデル	288
(4) 耐震壁の復元力特性及び基礎マットの浮上り非線形特性	289
(5) 振動方程式の数値解析手法	289
(6) 建屋応答結果	289
5.2.2 地盤及び構築物の物性値評価	290
(1) 地盤の物性値	290
(2) 建物・構築物の物性値	307
5.2.3 建物・構築物と地盤の相互作用	313
(1) 解析理論	313
(2) 解析手法	323
5.2.4 線形地震応答解析	334
(1) 建物・構築物のモデル化	334
(2) 設計用入力地震動	338
(3) 応答解析手法	341
(4) その他	349
5.2.5 非線形地震応答解析	352
(1) 概要	352

(2) 建物・構築物の復元力特性	352
(3) 地盤の復元力特性	360
(4) 非線形応答解析手法	362
(5) 非線形応答特性	364
5.2.6 建屋安定性の検討	366
(1) 接地圧の評価	366
(2) 滑動の評価	367
5.3 応力解析と構造設計	367
5.3.1 概要	367
5.3.2 応力解析	368
(1) 建屋形状及び構造形式の概要	368
(2) 荷重条件	369
(3) 解析方法	369
5.3.3 断面設計	379
(1) 応力の組合せ	379
(2) 断面算定の方法	379
5.3.4 機能維持の検討	385
(1) 要求機能と部位	385
(2) 許容限界値の考え方	385
(3) 終局強度設計	387
5.3.5 安全余裕度	391
(1) 静的地震力に対する評価	391
(2) 動的地震力に対する評価	392
5.4 コンクリート製格納容器	393
5.4.1 一般事項	393
(1) 概要	393
(2) 技術基準の概要	394
(3) 設計用荷重の種類	395
(4) 設計用荷重の組合せと荷重状態	396
(5) 設計許容値	398
5.4.2 PCCV	401
(1) 概要	401
(2) 構造解析	401
(3) 断面設計	403
(4) 実験検証	404
5.4.3 RCCV	405
(1) 概要	405
(2) 構造解析	406

(3) 断面設計.....	407
(4) 実験検証.....	407
5.5 解析例.....	407
5.5.1 BWR (MARK-II)	407
(1) 建屋概要.....	408
(2) 解析条件.....	408
(3) 地震応答解析.....	409
(4) 主要構造部の応力解析と断面設計.....	420
5.5.2 PWR (4 LOOP)	435
(1) 建屋概要.....	435
(2) 解析条件.....	435
(3) 地震応答解析.....	436
(4) 主要構造部の応力解析と断面設計.....	448

第6章 機器・配管系の耐震設計

6.1 基本的事項.....	479
6.1.1 耐震設計の基本方針	479
(1) 構造計画と耐震支持計画.....	479
(2) 耐震解析と安全性評価.....	480
6.1.2 耐震重要度分類	480
6.1.3 荷重の組合せと許容限界	481
(1) 荷重の組合せ.....	481
(2) 許容限界.....	481
6.1.4 設計用地震力	481
6.1.5 地震応答解析	481
(1) 応答解析法一般	482
(2) 解析モデル.....	482
(3) 地震応答解析と設計用地震荷重	483
6.1.6 応力・強度解析	483
(1) A _s , Aクラス機器の応力解析	485
(2) B, Cクラス機器の応力解析	485
(3) 支持構造物の応力解析	485
6.1.7 耐震安全性評価	485
6.1.8 耐震設計の基本手順	486
6.2 重要度分類	493
6.2.1 基本方針	493
6.2.2 重要度分類の概要	493

6.3 荷重の組合せと許容限界	495
6.3.1 基本方針	495
(1) 記号の説明	495
(2) 耐震 As 及び A クラス施設	496
(3) 耐震 B 及び C クラス施設	497
6.3.2 荷重の組合せ	497
(1) 地震荷重と組合せる運転状態	497
(2) 荷重の組合せと許容応力状態	499
6.3.3 主要機器の許容応力	500
(1) 耐震 As 及び A クラス施設の許容応力	500
(2) 耐震 B 及び C クラス施設の許容応力	507
6.4 設計地震力	507
6.4.1 重要度分類と設計用地震力	507
6.4.2 静的地震力	508
(1) 屋内の一般機器	508
(2) 建屋連成系の機器	509
(3) 屋外の機器	510
6.4.3 動的地震力の概要	511
(1) As 及び A クラス機器	511
(2) B クラス機器	511
6.5 地震応答解析	511
6.5.1 床応答スペクトル	511
(1) 床応答スペクトル算定の一般事項	511
(2) 設計用床応答スペクトル	516
6.5.2 動的解析モデル	518
(1) 機器・配管系のモデル化基本方針	519
(2) 容器	520
(3) 配管	528
(4) その他機器	539
(5) 支持構造物	557
6.5.3 設計用減衰定数	561
(1) S ₁ 地震応答用	561
(2) S ₂ 地震応答用	561
6.5.4 地震応答解析法	564
(1) 建屋連成系の機器	566
(2) 容器	566
(3) 配管	568
(4) その他機器	569

(5) スロッシング.....	569
6.6 応力・強度解析.....	570
6.6.1 荷重・応力の組合せ.....	570
(1) 地震力と組合せるべき荷重.....	570
(2) 地震応力算定の概要.....	572
6.6.2 As 及びAクラス機器.....	573
(1) 応力解析の基本事項.....	573
(2) 第1種機器.....	574
(3) 第2種容器.....	601
(4) 第3種機器.....	613
(5) その他機器.....	625
6.6.3 B及びCクラス機器.....	630
(1) 容器.....	630
(2) 配管.....	718
(3) その他機器.....	730
6.6.4 支持構造物.....	740
(1) 支持構造物一般.....	740
(2) アンカ一部.....	741
(3) 埋込金物.....	742
6.7 As 及びAクラス機器の地震時機能確認.....	746
6.7.1 動的機器.....	746
6.7.2 電気計装機器.....	747

第7章 今後の技術的課題の展望

7.1 地震と基準地震動.....	759
7.1.1 標準的な地震カタログの作成.....	760
7.1.2 地震地体構造の評価.....	760
7.1.3 地震動特性の評価.....	760
7.1.4 断層モデルに基づく地震動評価.....	760
7.1.5 上下地震動.....	761
7.2 地質・地盤調査.....	761
7.2.1 断層の活動性評価.....	761
7.2.2 砂礫地盤の調査法・評価法.....	761
7.2.3 節理性岩盤及び岩盤内不連続面の評価法.....	762
7.2.4 岩盤の引張強度評価.....	762
7.2.5 静的物性と動的物性の相關.....	762
7.3 地盤の安定性評価及び土木構造物の耐震設計.....	763

7.3.1 地盤震度	763
7.3.2 地震時土圧	763
7.3.3 大変形問題	763
7.3.4 屋外重要構造物の限界状態設計	764
7.4 建物・構築物の耐震設計	764
7.4.1 建物と地盤の動的相互作用の設計上の取扱い	764
7.4.2 地震時土圧	765
7.4.3 復元力特性	765
7.4.4 機能維持の検討について	766
7.4.5 耐震余裕度について	766
7.4.6 上下動の動的解析	766
7.4.7 免震構造	767
7.4.8 第四紀層地盤立地	767
7.5 機器・配管系の耐震設計	768
7.5.1 現在の標準的技術	768
7.5.2 新知見による高度化技術	769
7.5.3 将来活用すべき技術	770
あとがき	771

添付資料

添付資料—1 許認可及び関連法令等について	777
添付資料—2 試験・検査	782
2.1 地盤調査における試験・検査	782
2.2 建物・構築物に関する試験・検査	786
2.3 機器・配管系に関する試験・検査	789
添付資料—3 地震感知装置	792
添付資料—4 地震後の点検	794

付 錄

付録—1 各種試験・研究一覧	797
付録—2 改良標準化調査	814
付録—3 各発電所耐震仕様	824
付録—4 最近の内陸型地震に関する調査報告	826
付録—5 基本文献・参考図書一覧	884
付録—6 原子力工学試験センター、原子力安全解析所耐震関係コードの概要・一覧	890

第1章 総論

1.1 基本的考え方

1.1.1 耐震設計の目的

原子力発電所の耐震設計の目的は、発電所が大地震に遭遇した場合にも一般公衆及び従事者等に過度の放射線被曝を与えないよう施設を設計することである。したがって、その損傷が過度の放射線被曝の原因となるもの、及び放射性物質の拡散を防止するものは発電所の他の施設よりさらにきびしい耐震設計が必要である。

また、上記の放射線被曝の防止という目的のはかに、発電所の全ての施設の中で、特に放射線被曝に關係の少ない施設に対しても地震による損傷を受けないように設計することは重要であるが、これは損傷による発電停止、施設の損害と耐震設計による費用増との見合いの問題である。

1.1.2 耐震設計と安全設計

原子力発電所の安全設計^(1.1.2-1)では、自然現象を含む種々の設計条件を考慮した場合にも一般公衆及び従事者等に過度の放射線被曝を与えないよう施設を設計することが要求されている。この自然現象の一つとして地震があり、発電所が大地震に遭遇した場合にも、この要求を満たす必要がある。すなわち、安全設計の一環として耐震設計が行われる。

1.2 耐震設計の概要

1.2.1 耐震設計の流れ

原子力発電所の諸施設の耐震設計は、敷地地盤に想定する設計に用いる地震動の策定、地震時の地盤の安定性及び施設の支持地盤の安定性の確認並びにこれらに關係する諸調査、土木構造物、建物、構築物及び機器の耐震設計など、地震、土木、建築及び機械工学などの多くの分野に関連する。したがって、プラント全体の配置及び構造計画において耐震性を配慮したうえで、個々の施設の設計は各分野ごとに行う。各分野の設計の詳細は各章に委ね、本項では耐震設計全体の流れの概要について述べることとする。

「1.1.1耐震設計の目的」でも述べたように、発電所の諸施設が地震時においてもその安全上重要な機能が損なわれて大きな事故の誘因とならないようにする必要がある。このため、①敷地に影響を与える可能性のある設計上考慮すべき地震の想定、②その地震によって敷地に予想される地震動の策定、③周辺地盤及び施設への入力地震動の算定、④更に、その地震動によって周辺地盤及び各施設に作用する地震力並びに応力、歪及び変形などの算定、⑤構造物の断面設計、また算定された応力などを許容される状態と比較評価することによる耐震性の確認、という手順で設計を行う。

基準地震動の策定 原子力発電所の敷地に予想される地震動をその強さの程度に応じて

基準地震動 S_1 及び S_2 とする。基準地震動 S_1 は、敷地周辺の過去の地震又は活動度の高い活断層による地震、すなわち設計用最強地震により敷地の解放基盤表面に想定する。また、それを上回る基準地震動 S_2 を、活動度の低い活断層、地震地体構造及び直下地震（マグニチュード6.5）による地震、すなわち設計用限界地震より敷地の解放基盤表面に想定する。この基準地震動は、応答スペクトル及び模擬地震波で与えられる。

地盤の安定性評価及び土木構造物の耐震設計 原子炉建屋基礎地盤、原子炉建屋周辺斜面及び屋外重要土木構造物の耐震性は、A 及び As クラスの施設の支持機能を損なわないこと、あるいはこれら施設の機能保持に波及的影響を及ぼさないという観点から基準地震動に基づき評価する。

基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価は、地質調査、地盤調査・試験結果によって適切な地盤モデルを定め、すべり面法等の慣用法により行う。また、必要に応じ、より複雑な条件にも対応し得る有限要素法等の方法を用いて静的解析や動的解析により評価を行う。

屋外の重要な土木構造物は、支持地盤の安定性の検討、構造物の設計の順で行う。

建物・構築物の耐震設計 建物・構築物は、その耐震重要度に応じ、基準地震動による動的地震力と層せん断力係数による静的地震力に対して設計を行う。しかし、建物・構築物は、それ自体が安全上の機能を直接的に要求されるものは少なく、建物・構築物が支持あるいは収納する安全上重要な設備の支持機能を損なわない、という観点から基準地震動による動的地震力に対し耐震性（支持機能）を確保することになる。原子炉施設の設計用入力地震動は、サイトの条件を考慮して算定される解析モデル底面境界における地震動が用いられる。建物の応答解析には、建物一地盤の動的相互作用を評価したばねを用いるほか、建物の設置条件及び地盤条件をFEM等でモデル化する方法も用いられる。基準地震動 S_1 に対しては、弾性的挙動の領域で設計されるので線形解析が行われるが、基準地震動 S_2 に対しては、基礎の浮上りと構造体の非線形挙動を考慮し非線形一弾塑性応答解析を行うのが基本である。動的地震力及び静的地震力による荷重は、必要に応じ他の荷重と組合せて応力解析、構造設計及び評価を行う。

機器・配管系の耐震設計 機器・配管系についてもその耐震重要度に応じ、基準地震動による動的地震力と静的震度による静的地震力に対し設計を行う。これら地震力は、支持構造物から伝達されるので、特に動的地震力は、設備の建屋設置床の床応答スペクトルを用いた応答解析によって算定することが多い。また、これらの地震力による荷重は、必要に応じ他の荷重と組合せ、各部材力を算定し材料力学的手法によって応力を計算する。この応力を予め定められた許容応力と比較評価し耐震安全性を確認する。また、その安全上の機能を果すため動作を必要とする機器、すなわちポンプ等の動的機器は、地震時にもその機能が維持されることの確認を試験等により行うものとする。

1.2.2 耐震重要度分類

1.1.1に示した耐震設計の目的を合理的に達成させるために、各施設を安全上の観点から重要度分類し、各々に応じた設計を行う。耐震重要度分類の定義を表1.2.2-1に、機能上の分類を表1.2.1-2に示すが、基本的な考え方は次のとおりである。

なお、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針：原子力安全委員会、昭和56年7月20日」(以下「審査指針」という。)においては、基本的にはA, B, Cの3クラスになっているが、Aクラスの1部をAsクラスと呼称している。本指針では、このAsクラスを一つのクラスとして取り扱いAs, A, B, Cの4クラスとしている。

原子力発電所は、設計用限界地震及び設計用最強地震が発生した場合にも冷却材を喪失することなく、かつ、原子炉を安全停止状態に維持する機能が損なわれないように技術的対策をたてることが必要である。更に、設計用最強地震は設計用限界地震に比べ起りやすいと考えられるので、仮に冷却材喪失事故を起こしている発電所が設計用最強地震による地震動を受けたとしても、多量の放射性物質の放散を防ぐために必要となる施設が、その要求される機能を維持するよう技術的対策をたてる必要がある。

地震の強さに応じた発電所の安全状態とは、その地震の起りにくさにより以下のとおりとする。

(I) 設計用限界地震が発生した場合

- ① 冷却材喪失事故を誘発しないこと。
- ② 原子炉を停止させ、かつ、安全停止状態に維持できること。
- ③ 万が一、冷却材喪失事故が生じた後の相当長期間後に設計用限界地震が発生したと仮定した場合でも、原子炉格納容器はその機能を維持できること。

(II) 設計用最強地震が発生した場合

- ① 上記(I)の①及び②を満足すること。
- ② 万が一、冷却材喪失事故が生じた後に設計用最強地震が発生した場合でも、多量の放射性物質の放散を防ぐために必要となる施設が、その機能を維持できること。
- ③ その破損により、多量の放射性物質の放散をひき起こすおそれのある施設がその機能を維持できること。

以上のような、基本的な考え方へ従がい耐震重要度分類が定義される。

注1) 設計用限界地震：下記設計用最強地震を上回る地震について；活断層による地震、地震地体構造に基づく地震及び直下地震のうち最も敷地に影響を与えるおそれのある地震を想定する。

設計用最強地震：過去の地震及び活動度の高い活断層による地震のうち最も敷地に影響を与えるおそれのある地震を想定する。

詳細は第2章「2.1地震と基準地震動」参照のこと。

また、この機能上の分類に示される機能に関する度合等から設備区分を行い、この設備区分と機能上の分類から耐震重要度を定める。

設備区分は、以下によるものとする。

① 主要設備

当該機能に直接的に関連する系統設備

② 補助設備

当該機能に間接的に関連しその補助的役割を持つ設備

③ 直接支持構造物

主要設備、補助設備に直接取りつけられる支持構造物、又はこれら設備の荷重を直接的に受ける支持構造物

④ 間接支持構造物

直接支持構造物から伝達される荷重を受ける鉄筋コンクリート及び鉄骨等の支持構造物（建物・構築物）

⑤ 設備相互間の影響を考慮すべき設備

下位の分類に属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備

主要設備、補助設備及び直接支持構造物については、主要設備のもつ安全機能に要求される耐震重要度とする。一方、間接支持構造物及び設備相互間の影響を考慮すべき設備については、他の設備との関連で要求事項が定められるものであるので、関連設備の耐震重要度に応じて適用される基準地震動に対しても支障ないことを確認する必要がある。この基準地震動を検討用地震動と称する。また、上記設備が設置される地盤に対しても、間接支持構造物に準じた取扱いをする必要がある。更に背後斜面などの周辺地盤に対しても、その崩壊が安全上重要な設備に影響を及ぼすおそれがある場合には設備相互間の影響を考慮すべき設備に準じた取り扱いをする必要がある。

なお、耐震重要度分類については、「原子力発電所耐震設計技術指針：重要度分類・許容応力編、JEAG 4601・補-1984」（以下「JEAG 4601・補-1984」という。）に詳述されている。

表1.2.2-1 耐震重要度分類の定義

As クラス	その破損により冷却材喪失を引き起すおそれのあるもの、原子炉を緊急停止させ、かつ、安全停止状態に維持するために必要なもの、使用済燃料を貯蔵するための施設及び原子炉格納容器
A クラス	原子炉事故の際に放射線障害から公衆を守るために必要なもの及びその機能喪失が公衆に放射線障害を及ぼすおそれのあるものでAs クラスに属する以外のもの
B クラス	高放射性物質に関連するものであって、As 及びA クラスに属する以外のもの
C クラス	放射性物質にかかわる施設で、上記耐震クラスに属さないもの、及び放射線安全に関係しない施設

表1.2.2-2 機能上の分類

As クラス	(i) 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」(「軽水炉についての安全設計に関する審査指針について」に記載されている定義と同じ。)を構成する配管及び機器 (ii) 使用済燃料を貯蔵するための設備 (iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための設備及び原子炉の停止状態を維持するための設備 (iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための設備 (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
A クラス	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリの破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するため必要な設備 (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設備で上記 As クラスの(v)以外の設備 (iii) その他
B クラス	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリの直接接続されていて1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵しうる設備 (ii) 放射性廃棄物を内蔵している設備、ただし内蔵量が少ないか又は貯蔵方式によりその破損によって公衆に与える放射線の影響が年間の周辺監視区域外の許容被曝線量に比べ十分小さいものは除く (iii) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被曝を与える可能性のある設備 (iv) 使用済燃料を冷却するための設備 (v) 放射性物質の放出を伴うような場合にその外部放散を抑制するための設備で As 及び A クラスに属さない設備
C クラス	(i) 原子炉の反応度を制御するための設備で、As , A 及び B クラスに属さない設備 (ii) 放射性物質を内蔵しているか又はこれに関連した設備で As , A 及び B クラスに属さない設備 (iii) 放射線安全に関係しない設備等

第5章 建物・構築物の耐震設計

5.1 基本的事項

5.1.1 耐震設計の基本方針

原子炉施設は、想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう原子炉施設に十分な耐震性をもたせるため、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針：原子力安全委員会、昭和56年7月20日」（以下「審査指針」という。）に適合するように耐震設計を行う。

耐震設計の基本方針は、下記の項目のとおり。

- ① 建物・構築物は、原則として剛構造とする。
- ② 原子炉建屋等の重要な建物・構築物は、原則として岩盤に支持させる。
- ③ 原子炉施設の耐震性の重要度を地震により発生する可能性のある放射線による環境への影響の観点からAクラス、Bクラス、Cクラスに分類し、それぞれ重要度に応じた耐震設計を行う。
- ④ 前項のA、B及びCクラスの施設は、各々の重要度に応じた層せん断力係数に基づく地震力に対して耐えるように設計する。
- ⑤ Aクラスの施設は、基準地震動 S_1 に基づいた動的解析から求められる地震力に対して耐えるように設計する。

Aクラス施設のうち特に重要な施設をAsクラスの施設と呼称し、それらの施設については、基準地震動 S_2 に基づいた動的解析から求められる地震力に対して、その安全機能が保持できるように設計する。

また、Bクラスの機器・配管系についても共振するおそれがあるものについては、動的解析を行う。

- ⑥ Aクラスの施設については、水平地震力とあわせて、かつ、不利な方向に鉛直地震力が作用するものと考える。
- ⑦ 原子炉施設の構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。

5.1.2 耐震設計上の重要度分類

耐震As、A、BあるいはCクラスに分類される施設は、その施設の機能に応じて次のとおりである。

Asクラス その破損により冷却材喪失をひき起こすおそれのあるもの、原子炉を緊急停止させ、かつ、安全停止状態に維持するために必要なもの、使用済燃料を貯蔵するための施設及び原子炉格納容器。

5.1.4 荷重の組合せと許容限界

(1) 荷重とその組合せ

a. 荷重の種類

(a) 原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重、すなわち、固定荷重・積載荷重・土圧・水圧並びに通常の気象条件による荷重。

(b) 運転時の状態で施設に作用する荷重。

運転時の状態：原子炉施設が運転状態にあり、通常の自然条件下におかれている状態。ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。

(c) 事故時の状態で施設に作用する荷重。

事故時の状態：原子炉施設が事故時にある状態。

(d) 地震力、風荷重、雪荷重。

運転時、事故時の荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には、地震時土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。風荷重は建築基準法による。ただし、地震力と風荷重は同時に組合せる必要はない。また、多雪区域においては、地震力と雪荷重を組合せる。

b. 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは、以下による。

(a) 地震力と常時作用している荷重、運転時（通常運転時、運転時の異常な過渡変化時）に施設に作用する荷重とを組合せる。

(b) 常時作用している荷重、及び事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動 S_1 による地震力を組合せる。

荷重の組合せについて下記の事項を留意する。

(i) A クラスの施設においては、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向に作用するものとする。

(ii) 明らかに他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合にはその荷重の組合せ状態での評価は行わなくてもよい。

(iii) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかに差があることが判明しているならば、必ずしもそれぞれの応力のピーク値を重ねなくてもよいものとする。

(iv) 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を確認する場合においては、支持される施設の耐震クラスに応じた地震力と常時作用している荷重、運転時に施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組合せる。

(2) 許容限界

地震力と他の荷重とを組合せた状態に対する許容限界は、以下のとおりとする。

a. A_s クラスの建物・構築物

(a) 基準地震動 S₁による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界
安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし、事故時の荷重と組合せる場合には、(b)による許容限界を適用する。

(b) 基準地震動 S₂による地震力との組合せに対する許容限界

建物・構築物が構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。

なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形、又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式及び模型実験結果等に加え、必要に応じ当該部分の構造特性を考慮した模型による実験を実施し、その結果等に基づき適切に定めるものとする。

b. A クラスの建物・構築物

前記a. (a)による許容応力度を許容限界とする。

c. B, C クラスの建物・構築物

常時作用している荷重及び運転時に施設に作用する荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

d. 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物

建物・構築物が構造物全体として十分変形能力の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとするほか、耐震クラスの異なる施設がそれを支持する建物・構築物の変形等に対してその機能が損なわれないものとする。

e. 建物・構築物の保有水平耐力

建物・構築物の保有水平耐力が、必要保有水平耐力に対して重要度に応じた妥当な安全余裕を有していることを確認するものとする。

以上のように、「審査指針」により、S₁ 地震動に対しては現在、許容応力度設計が行われ、また S₂ 地震動に対しては終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していることが許容限界の基本的な考え方になっている。一方、第3次改良標準化計画において、原子炉建屋自身の構造的な許容限界値と、機器・配管系から建屋に要求される許容限界値を設定することによって、地震動に対する建物・構築物の機能維持上の許容限界を定める検討が実施されている。詳細については「5.3.4 機能維持の検討」を参照のこと。

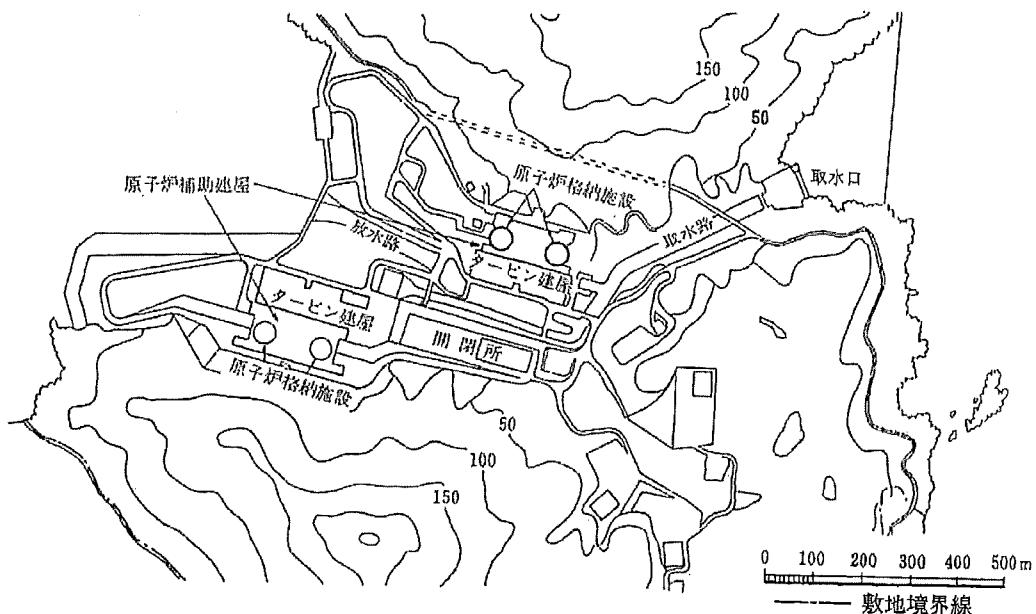


図 5.1.5-7 PWR 発電所全体配置図

5.2 地震応答解析

5.2.1 概 要

本節では、原子炉施設のうち特に原子炉建屋の地震応答解析を中心に記述する。

原子炉施設はその機能上、きびしい安全性が要求されるので地震応答解析も慎重に行わなければならない。

原子炉建屋は、典型的な剛（短周期）構造物であると共に、鉄筋コンクリート構造、鋼構造、鉄骨鉄筋コンクリート構造、プレストレストコンクリート構造等種々の構造形式や材料から構成されている複合構造物である。

このような複雑な構造物の地震応答解析に当たって、最も重要なことは、これら各構造物を既往の研究や実験等を参考に正しくその振動性状を把握できるように振動モデル化し、適切な解析手法によって、必要な建屋応答を評価することである。

以下に地震動のモデルへの入力から建屋応答結果までの地震応答解析のプロセスを概括する。

(1) 入力地震動

地震応答解析において基準地震動が最も応答結果を左右するといつても過言ではなく、また、解放基盤表面に設定された基準地震動の振動モデルへの入力方法も耐震設計に大きく影響を及ぼすので非常に重要である。

原子炉建屋がいわゆる解放基盤表面上に設置され、かつ、埋込みが無視し得ると判断される場合は、一般に基準地震動を直接入力地震動として扱っている。しかし、それ以

外の場合は、サイトの地形、地質、建屋の埋込み深さ等に応じて、解放基盤表面での基準地震動から別途1次元波動理論等により地盤の応答解析を実施し、建屋－地盤連成モデルへの入力地震動を求めている。

(2) 建屋－地盤連成モデル

一般に原子炉建屋は、剛構造のため地震時には地盤との相互作用の影響が大きく、特に埋込みが深い場合は建屋の応答が埋込みにより影響されるので、振動モデルを作成する場合に地盤や建屋の埋込みを適切にモデル化することが重要である。

地盤のモデル化は、一般的には基礎マット下の地盤を等価な水平及び回転ばねに置換し、スウェイ・ロッキングモデルとして扱う場合が多い。このとき埋込みを考慮して側面スウェイばねを加える場合もある。

また、建屋の埋込み、埋戻し土及び周辺地盤の影響を別々に考慮する場合や、隣接建屋等を考慮するときは、地盤を有限要素法(FEM)モデルや多質点系並列モデルで表す場合もある。更に最近では、半無限地盤の解析に対し、地盤の3次元的扱いや、境界処理が合理的な境界要素法(BEM)を使用し、建屋の周辺地盤をFEMでモデル化するサブストラクチャー法を利用して地震応答を求める場合もある。

モデル化において動的地盤剛性や減衰等の評価に用いる地盤物性値のデータは、原位置試験や室内試験結果が用いられる場合が多い。スウェイ・ロッキングモデルで地盤の影響を水平及び回転ばねであらわす場合には、これらのデータから地盤を均質弾性体と仮定してグランドコンプライアンスや振動アドミッタンス理論等により求める。また、各々のばねには振動エネルギーの地中への逸散効果が考えられており、その結果各々のばねは振動数を関数とした複素数の形(複素剛性)で表されている。

また、地盤をFEMモデルや多質点系並列モデルで扱う場合は、地層ごとに異なる弾性定数を与えることが可能であり、更にモデルの底面や側面境界に逸散効果を表す粘性ダンパーを考慮する場合もある。

(3) 上部構造モデル

原子炉建屋各部をいかに各振動系に分割するかは構造設計とも関連があり、設計全体の流れを考えて的確にモデル化することが重要である。

一般に各部を基礎マット上から立ち上るマルチカンチレバーモデル、あるいは各部を一つにまとめたシングルカンチレバーモデルとし、床位置などに質量を集中させたいわゆる曲げ・せん断型の多質点系モデルとして扱う場合が多い。その質量分布は、モデルに応じて算定し、剛性分布は壁のウェブやフランジ効果等を考慮して曲げ・せん断剛性として評価する。

また、剛性評価に当たっては、各壁における直交壁との立体効果や、大小さまざまな開口部等を詳細に考慮するため、FEMなどで評価する場合もある。

なお、上部構造のモデル化に際しては機器・配管設計上必要な部位を十分考慮しておく必要がある。

モデル化には建物・構築物の剛性や減衰などの物性値の評価も重要である。剛性に関しては日本建築学会の各種規準類により評価されている。また、減衰に関しては、既往の振動実験や地震観測のデータに基づいて設定された慣用値「表5.2.2-5減衰定数」を使用しており、振動方程式上は内部粘性減衰、各次モーダル減衰、歪エネルギー比例型減衰、複素剛性などとして扱っている。

(4) 耐震壁の復元力特性及び基礎マットの浮上り非線形特性

原子炉建屋の主要構造要素は、ボックス型若しくは円筒型の耐震壁であり、これらについては多くの試験体による構造試験に基づいて復元力特性曲線が設定されている。

一般には、耐震壁を前述のように曲げ及びせん断変形をするカンチレバーとしてモデル化し、それぞれのスケルトンカープをバイリニア又はトリリニアに理想化している。その履歴曲線としては、曲げに関してはいわゆる最大点指向型、ディグレイディング型などに、せん断に関しては原点指向型、最大点指向型などに仮定している。

また、原子炉建屋の基部に大きな転倒モーメントが作用する場合は、基礎マットの一部が地盤から浮上ると想定して、ロッキングばねに幾何学的非線形性を考慮し、それをトリリニアなどに理想化している。

(5) 振動方程式の数値解析手法

線形振動方程式の解法としては、一般にスペクトルモーダルアナリシス法、時刻歴モーダルアナリシス法、直接積分法、周波数応答解析法等がある。

スペクトルモーダルアナリシス法は、振動系の固有値、固有振動モードを求め、入力地震動のスペクトルから各モードの最大応答値を求め、その後必要な次数を選定して Square Root of the Sum of the Squares 法（以下「SRSS」法という。）により振動系の応答を求める。

時刻歴モーダルアナリシス法は、各モードについて 1 質点系応答を Duhamel 積分などにより求め、必要次数を重合する方法であり、直接積分法は振動方程式を直接 Newmark - β 法などによって求めるものである。

また、周波数応答解析法は、剛性や減衰の周波数依存性を取り入れることを目的に周波数領域で応答を求め、その後、時間領域に変換する方法である。

一方、非線形地震応答解析では、微小時間ごとの増分型平衡方程式を逐次解析して求めるが、剛性や減衰マトリクスが時々刻々変化し、非線形領域に入る場合の不均衡力の処理及び収束計算にかなり高度なテクニックを要する。その解析手法としては Newmark - β 法や Wilson の θ 法等の数値積分法が基本的に用いられる。しかし、いずれにせよ線形、非線形解析とも解析時間刻みと解の精度、数値的安定性の検討が重要である。

(6) 建屋応答結果

以上により、地震応答解析を実施し、建屋の応答加速度、速度、変位等が得られ、これから更にせん断力や曲げモーメントが求められる。

建屋の構造設計では、このうち主にせん断力と曲げモーメントを用いて建屋各部の断面算定が行われる。なお、機能維持を検討する場合には、「5.3.4 (2) 許容限界値の考え方」でも触れているようにその許容限界値に対して構造物が吸収できるエネルギーを尺度として評価することもある。

また、建屋安定性を検討するためには、鉛直力及び曲げモーメントから基礎マットの接地圧を求め、更に鉛直力及びせん断力により滑動などの検討を行う。

一方機器・配管設計のためには床やその他必要部位の床応答加速度の時刻歴を算出し、それをもとに機器・配管系の減衰定数をパラメータに床応答スペクトルを計算する。

なお、前述までの入力地震動、地盤物性及び地盤ばねの評価法、建屋剛性等は、床応答スペクトルに影響を与える変動要因と考えられるので、機器の設計においては6章で述べるように、床応答スペクトルの周期軸方向に±10%を拡幅したものを用いることを原則としている。

5.2.2 地盤及び構築物の物性値評価

(1) 地盤の物性値

構造物の動的解析は、地盤の状況や建物の構造特性を反映した解析手法で行われることが望まれる。この意味からも、これらの解析に用いられる物性値すなわち弾性係数や減衰定数なども、目的に適った評価がなされる必要がある。

地盤の物性値を求める試験法には、静的や動的な試験法、あるいは原位置での試験法や採取試料による室内試験法等がある。

ここではそれら各種の地盤調査法のうち、どの試験法によりどのように評価することが動的解析用の地盤の物性値を定めるのにふさわしいかを、地震観測や振動実験などの動的な実現象と整合することを判断基準として述べるものである。

本節の主旨が地盤の物性値に関するものであるので、減衰に関しても物性値としての減衰を中心に述べるべきかもしれないが、動的解析における地盤の減衰という場合には、地盤の内部で生じる減衰と地盤-構築物の動的相互作用による減衰の両方を指すことが多い。そこで、ここではその2種類の減衰について述べることにする。

ここで述べる内容は、概略、図5.2.2-1に示すとおりであるが、地盤の弾性係数に関しては各種の検討例に基づいて、せん断波速度（S波速度）の評価法を中心に示し、減衰については地盤内部の減衰と動的相互作用に基づく逸散減衰の評価法を各々示す。

なお、動的解析においてこれら地盤物性値をどう用いるかについては、スウェイ・ロッキングモデルに用いる地盤ばね及びその減衰の評価に関しては、5.2.3 (1) b、及び5.2.3 (2) aに、また離散系モデルについては5.2.3 (1) c、及び5.2.3 (2) bに示してある。

基礎底面の滑動評価としては、底面地盤のせん断抵抗力を安全率（接地圧の評価に準じる）で除したものを許容限界とする手法が慣用されている。^(5.2.6-1)

$$H_u = CA + V \tan \phi \quad \dots \dots \dots \quad (5.2.6-1)$$

H_u : 底面と地盤に働くせん断抵抗力 (tf)

V : 底面に作用する鉛直力 (tf)

A : 底面の有効載荷面積 (m^2)

C : 底面と地盤との間の粘着力 (tf/m^2)

ϕ : 底面と地盤との間の摩擦角 (度)

埋込みを考慮する場合には、動的解析手法との整合性を考慮して適切な評価法を選択すべきであろう。例えば、2次元FEMモデルによる動的解析を採用するような場合には得られた応答を等価な静的荷重に変換し、FEM地盤モデルにすべり面を仮定して、この面でのせん断抵抗力と安全率を計算し許容限界と照合するなどの方法が考えられる。この場合には地盤のすべりを検討に含むことになるのでその安全率は「第4章 地盤の安定性評価および土木構造物の耐震設計」に準じて設定するのが望ましい。

5.3 応力解析と構造設計

5.3.1 概要

建物・構築物の各部位の応力解析と評価は、静的地震力の算定法若しくは地震応答解析の項に示す線形又は非線形応答解析により求められた応力と変形を用いて行う。

建物・構築物の各部位のモデル化を含む応力解析手法は、構造物の形状及び荷重条件を考慮して決める必要がある。

原子炉建屋は構造形式が複雑であり、構造体の壁厚やスラブ厚が一般建屋に比べかなり厚いことなどから、FEM解析を主とした応力解析が行われている。本節では、BWR MARK-I, 同MARK-II, PWR 2 LOOP, 3 LOOP 及び同4 LOOP の各部位ごとの解析手法を一覧表により紹介し、また、応力解析上留意している以下に示す主な項目について述べる。

- ① 複合構造物における入力方法とモデル化
- ② 格納施設の基礎マット等の厚いコンクリート構造の解析モデル化
- ③ 基礎マットの応力解析上のばね評価
- ④ 応力解析上の土圧の考え方
- ⑤ S_1 地震応力と組合せる熱応力の扱い
- ⑥ FEM解析の精度

建物・構築物の各部分の断面算定は、一般建屋と同様、原則的には各種規準により評価している。

しかし、原子炉建屋は先述のごとく、一般建屋に比べ壁が厚く、また部分的に複雑な形状をしている等より特別な配慮が必要となる場合がある。参考としてそれらのうち特に以

下に示す項目について述べる。

- ① 複合応力の評価法
- ② 基礎マット等の厚いコンクリートの断面評価法
- ③ アンカーボルトの設計法
- ④ フラットスラブ構造の評価法
- ⑤ 有開口耐震壁の評価法
- ⑥ 合成構造物等
- ⑦ 太径鉄筋の継手方法

S_1 及び S_2 地震時の応力と、必要な荷重組合せ下の応力に対し、各部位の耐漏洩機能、波及事故防止機能、支持機能に関する機能維持を検討する必要がある。

建屋各部が上述の機能を維持することのできる限界値については、現在のところ定量的な基準はない。現状では、機能維持の目安として S_1 で許容応力度設計、 S_2 及び $S_1 + LOCA$ 時では終局強度設計というクライテリアが慣用されている。ここでは、各要求機能に対する許容限界値の考え方について述べる。

安全余裕度の項では、静的地震力に対する評価及び動的地震力に対する評価を示す。静的地震力に対する安全余裕度については、定量的基準は現在定まっているわけではないが、一般建築物との対比で考えていくことができよう。

動的地震力に対する安全余裕度についても、余裕度の指標は数値として明確に示されていないが、実際の設計では十分な余裕を持たせることにより、これをカバーしている。

余裕度の指標及び定量的基準については研究が進められており、将来はそれらの成果より判断することとなろう。

5.3.2 応力解析

(1) 建屋形状及び構造形式の概要

応力解析の手法及びモデル化を決定するためには、構造物の構造種別(鉄筋コンクリート構造、鉄骨鉄筋コンクリート構造、鉄骨構造等) 及び構造物の形状(円筒形、四角形等) 等に十分に配慮する必要がある。

BWR、PWR 型原子炉建屋共、主要な構造は主として鉄筋コンクリート構造であるが、BWR の最上階では柱が鉄骨鉄筋コンクリート構造の例が多く、屋根で鉄骨構造のものもある。また、PWR の燃料取扱建屋も鉄骨構造である。更に、PWR の内部コンクリートでは、鉄骨鉄筋コンクリート構造の例もある。BWR MARK-II のシェル壁、また、PWR 2 LOOP、3 LOOP の外部しゃへい建屋、同 4 LOOP の PCCV は鉄筋コンクリートの円筒形シェル構造である。

PWR 2 LOOP、3 LOOP 及び同 4 LOOP の原子炉格納容器内部コンクリートは LOOP 数に対応した多角形の壁により構成されている構造物である。

BWR の使用済燃料プール及び PWR の使用済燃料ピットは厚肉のコンクリート壁と

5.3.5 安全余裕度

(1) 静的地震力に対する評価

a. 必要保有水平耐力に対する安全余裕

「審査指針」では、建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して重要度に応じた妥当な安全余裕を有していることを確認することになっている。これをそのまま表現すると「保有水平耐力／必要保有水平耐力」の値が静的な安全余裕度の指標となる。

保有水平耐力については、部材のせん断及び曲げ耐力に基づいて評価する。代表的な耐力式は、表5.3.5-1に示す文献等による。原子炉建屋の場合、曲げ耐力によってきまる耐震壁はほとんどなく、耐震壁のせん断耐力の総和で保有水平耐力を評価するのが標準的である。また、これら耐力式は非線形応答解析に用いた復元力特性との対応を考える必要がある。(「5.2.5(2)建物・構築物の復元力特性」参照。)

必要保有水平耐力は建築基準法に準じた次式で評価することになっている。

$$Q_{un} = D_s \cdot F_{es} \cdot Q_{ud} \quad \dots \quad (5.3.5-1)$$

Q_{un} : 各層の必要保有水平耐力 (tf)

D_s : 各層の構造特性係数

F_{es} : 各層の形状特性係数

Q_{ud} : 地震力によって各層に生じる水平力 (tf)

b. D_s 値について

必要保有水平耐力の評価に必要な D_s 値は、振動減衰性とじん性を適切に評価して設定される。鉄筋コンクリート構造部分については、現状の設計では0.5若しくはそれ以上の値が使われている。この値は、一般の建築に比べて原子炉建屋がボックス断面等で拘束効果が大きいことや、鉄筋量が多いことなどからやや保守的な値と考えられている。最近蓄積されてきた原子炉建屋耐震壁の実験データを用いてじん性を評価してみると、試験体と実機とのスケールエフェクトなどを考えても、 D_s 値は0.4～0.45位はとれるとの検討結果も得られている。^(様・基-3) したがって、今後このようなデータとともに、 D_s 値を評価していく方向が考えられる。

c. 安全余裕度の下限値

安全余裕度の定量的基準については、現在検討が行われているが、一般建築物では、この値が1.0であり、これとの対比で考えていくことができよう。これについては、1次設計で、通常の3倍の地震力で許容応力度設計された建屋の保有耐力を推定して目安値の検討を行っている例もある。これに対し、1次設計で3倍の余裕度を2次設計ではエネルギーの余裕度と考え、これを耐力に換算してほぼ $\sqrt{3}$ 倍の余裕度とする考え方もある。^(様・基-3)

なお、最近では原子炉建屋耐震壁の実験データをもとに耐震設計上の許容限界の検討が行われ、^(研・基-2) 鉄筋コンクリート造の建物・構築物について次のような目安値が提案されている。

$$Q_a = Q_u / 1.5 \quad \dots \dots \dots \quad (5.3.5-2)$$

Q_a :せん断力に関する許容限界の目安値

Q_u :各層の終局せん断耐力 ($= \tau_u \cdot A_s$)

τ_u :式 (5.2.5-11) による

A_s :有効せん断面積

この目安値は、鉄筋コンクリート造耐震壁の終局耐力のバラツキを定量的に評価し、さらに支持機能についても検討した上で工学的に設定したものである。

(2) 動的地震力に対する評価

a. S_2 地震に対する安全余裕

「審査指針」では、基準地震動 S_2 の作用下で建物・構築物が構造全体として変形能力の余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を有していることが要求されている。これにより原子炉施設は、一般建築物と比べ、構造的により安全に作られることになるが、各部位の機能維持に対するクライティリアが構造的な終局状態より厳しいものであれば、実際には機能維持を確認することで、この余裕が確保されると考えることができよう。各部位の機能維持に対するクライティリアは、「5.3.4 機能維持の検討」で述べたように、現状ではまだ詳細な規定は整備されていない。そのため、実際の設計では十分な余裕を持たせることにより、これをカバーしている。なお、この安全余裕の評価法は現在各方面で検討が進められている。

最近、鉄筋コンクリート耐震壁の許容限界の検討に関して、変形について次のような目安値の提案が行われている。

$$\gamma_a = \gamma_u / 2.0 \quad \dots \dots \dots \quad (5.3.5-3)$$

γ_a :せん断ひずみ度に関する許容限界の目安値

γ_u :各層の終局せん断ひずみ度で 4.0×10^{-3}

式 (5.2.5-12) 参照

この値は、実験による耐震壁の終局変形のバラツキを定量的に評価し、これに応答など設計上のバラツキを考慮して多少の余裕をみて定められたものである。「(1) 安全余裕度の下限値」で述べた耐力に関する許容限界の目安値とは、復元力特性のスケルトンカーブ上で対応が図られている。

第6章 機器・配管系の耐震設計

6.1 基本的事項

6.1.1 耐震設計の基本方針

(1) 構造計画と耐震支持計画

原子炉施設の機器・配管系は、剛領域に入るよう設計することを原則としている。

機器・配管系（ここでは、電気計装設備等を含む原子力設備の機器を総称するものとする。）の耐震性は、一般的に耐震支持計画に強く依存するので、その必要、かつ、十分な耐震性の確保には適切な耐震支持計画が重要である。耐震支持計画では、機器・配管系の熱膨張を可能な限り拘束せずに、地震時には過大な地震応答を与えぬように適切な位置、方向に耐震支持装置を配することが肝要であるが、熱膨張を拘束する場合には当該系の熱応力が許容限界以内にあることの確認が重要である。耐震支持計画が適切に行えないような機器系、例えば大型タンクなどでは構造本体の耐震上の強化が必要となる。

原子炉施設の機器・配管系は、耐震上の重要度により As, A, B, C クラスに分類されるが、重要な As, A クラスでは静的地震力と共に動的地震力に耐えられるようにするため、系の地震応答が過大にならないように系の振動数を制御する観点、すなわち剛領域に入るような耐震支持計画が重要である。B, C クラスでは、静的地震力に耐えられるようにするための耐震支持法が採用されれば十分であるが、B クラスは地震時の動的応答が大きくなるおそれがある場合はその耐震性を検討し、必要あれば耐震支持法に反映することとする。

機器・配管系でその配置に自由度のあるものは、耐震上の観点から、出来る限り重心位置を低くし、かつ、安定性のよい据付け状態になるような配置計画が望ましい。耐震重要度の低いものが高いものに近接している場合は、重要度の低いものの地震による損傷等により、重要度の高いものへの影響がないことを確認するか配置計画の再検討が必要となろう。なお、配置計画が適切であれば耐震支持計画が容易、かつ、簡易化されることに留意する必要がある。また、耐震支持計画は、機器類の保守点検等に支障をもたらすこともあるので、当該系の耐震安全性確保上、必要、かつ、十分な最適計画であることが望ましい。

軽水炉、あるいは転換炉でも耐圧部に関連する機器・配管系の構造本体は一般的に地震荷重によって板厚が支配されることではなく、また機器本来の運転時作用応力に比較して地震力の占める割合は少いが、耐震支持構造物は地震力によって設計が支配されるので、地震力の不確実要因等を勘案した適切な強度設計のほかに、耐震支持点としての剛性の確保も留意する必要がある。特に耐震上の損傷様式を考えたとき最も重要なアン

カーボンの設計は建物・構築物設計との境界領域でもあり十分留意する必要がある。

(2) 耐震解析と安全性評価

機器・配管系は、その耐震上の重要度に応じて適切に分類され、それぞれの耐震クラス (As, A, B, C) に応じた設計用地震力に対して安全であることを確認しなければならない。

設計用地震力は、それぞれの耐震クラスに対応した水平静的震度による地震力と、As, A クラスでは更に設計用限界地震及び設計用最強地震による基準地震動 S_2 , S_1 に対し適切な地震応答解析に基づいた動的地震力と鉛直震度による静的地震力を算定しなければならない。

機器・配管系の耐震安全性評価は、上記設計用地震力による適切な応力・強度解析に基づいた地震応力と、組合すべき他の荷重による応力との組合せ応力がその許容限界内にあることを確認すること（解析による設計）を基本とする。しかし、系の解析の複雑さ、信頼度の問題、あるいは系の耐震安全性が応力許容限界だけから律することが出来ない機器の機能維持上の評価が必要な場合は振動試験等によって確認すること（試験による評価）もできる。

設計用地震力（各クラスの静的地震力及び As, A クラスの基準地震動 S_1 に基づく動的地震力）による系の 1 次応力は、使用材料の降伏点以内、1 次 + 2 次応力を算定する必要のある系では、それが過大な歪を与えない範囲にあることを基本とするが、これは系の地震応答が巨視的にみて線形・弾性挙動の範囲にあることを意図している。したがって、解析による設計では、系の地震時 1 次応力は適切に算定することが必要であるが、2 次応力は系の線形・弾性挙動、あるいは地震時の低サイクル疲労等に影響があると判断される場合に評価することを基本とする。ただし、耐震 As, A クラスのものはその構造の重要性からみて、著しい 2 次応力の発生が考えられるところはその 2 次応力を適切に評価するものとする。

耐震 As クラスの基準地震動 S_2 に基づく動的地震力に対しては、非線形・弾塑性挙動の範囲に入ることは差支えないが、この場合は系の韌性を十分考慮し、系の限界強度又は機能維持上妥当な安全性を有していることを確認しなければならない。

試験による評価の場合は、相似率、据付位置の地震動特性等を考慮した適切な振動試験又はこれと同等な試験を実施し、組合せるべき他の荷重の効果を考慮して強度又は機能上妥当な安全性を有していることを確認するものとする。

6.1.2 耐震重要度分類

機器・配管系が構成する系統設備は、機能上の要求に直接又は間接的に関連する主要設備又は補助設備に、また、これらの設備の荷重を直接支持する直接支持構造物に各々属する。したがって、第 1 章の「1.2.2 耐震重要度分類」にも述べたように同一の機能上の分類に該当するものは全て同一の耐震重要度とする。

6.1.3 荷重の組合せと許容限界

荷重の組合せと許容限界についての原則を以下に示すが、詳細は参考文献を参照のこと。

(1) 荷重の組合せ

- a. 地震動によって引き起こされるおそれのある事象については、その荷重を組合せる。
- b. 地震動によって引き起こされるおそれのない事象については、その事象の発生確率と荷重の継続時間及び地震の発生確率を考え、同時に発生する確率が高い場合にはその組合せを考慮するものとする。

(2) 許容限界

a. As クラス

- (a) 基準地震動 S_1 又は静的震度による地震力と他の荷重とを組合せた場合には、原則として弾性状態にあるようにする。
- (b) 基準地震動 S_2 による地震力と他の荷重とを組合せた場合には、原則として過大な変形がないようにする。

b. A クラス

上記 a. (a)と同じ

c. B 及び C クラス

静的震度による地震力と他の荷重と組合せた場合には、原則として弾性状態にあるようにする。

6.1.4 設計用地震力

設計用地震力は、設備の耐震重要度に対応した基準地震動及び静的震度に基づき算定するものとする。

6.1.5 地震応答解析

(1) 応答解析法一般

機器・配管系は、その耐震重要度に応じた静的地震力に耐えられるように設計するが、耐震 As, A クラスは静的地震力と共に動的地震力に対しても耐えられるように設計する。また、B クラスであって、建屋を含む支持構造物の振動と共振するおそれのあるものは、B クラス相当の動的地震力によってその安全性を検討する。

動的地震力は、地震応答解析によって算定されるが、機器・配管系の地震応答解析は、据付床の設計用床応答スペクトルに基づいたスペクトルモーダル解析法を採用することを基本とする。

設計用床応答スペクトルは、当該系の重心位置に近い或いは耐震支持点の最も多い床のもの等最も適切な床のものを採用することを基本とするが、耐震安全評価上必要ある

6.3 荷重の組合せと許容限界

本項の内容は別に作成されている「JEAG 4601・補-1984」の概要を述べたものであり詳細は同指針によること。

6.3.1 基本方針

(1) 記号の説明

ⅢAS：「告示501号」の運転状態Ⅲ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態

ⅣAS：「告示501号」の運転状態Ⅳ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態

BAS：耐震Bクラス設備の地震時の許容応力状態

CAS：耐震Cクラス設備の地震時の許容応力状態

D：死荷重

P：地震と組合すべきプラントの運転状態（冷却材喪失事故後の状態は除く）における圧力荷重

M：地震及び死荷重以外で地震と組合すべきプラントの運転状態で（冷却材喪失事故後の状態は除く）設備に作用している機械的荷重

P_L ：冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じている圧力荷重

M_L ：冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重

P_D ：地震と組合すべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む）、又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による機械的荷重

M_D ：地震と組合すべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む）又は当該設備に設計上定められた機械的荷重

P_d ：当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重

M_d ：当該設備に設計上定められた機械的荷重

S_1 ：基準地震動 S_1 により定まる地震力又は静的地震力

S_2 ：基準地震動 S_2 により定まる地震力

S_B ：耐震Bクラスの設備に適用される地震動により求まる地震力又は、静的地震力

注1)：各運転状態におけるP及びMについては、安全側に設定された値（たとえば最高使用圧力、設計機械荷重）を用いてよい。

注2)：耐震Bクラスの設備に適用される地震動により求まる地震力とは基準地震動 S_1 に基づく地震力を1/2倍した値を用いることができる。

S_c : 耐震 C クラスの設備に適用される静的地震力
 S_y : 設計降伏点 「告示501号」別表第9に規定される値
 S_u : 設計引張強さ 「告示501号」別表第10に規定される値
 S_m : 設計応力強さ 「告示501号」別表第2に規定される値
 ただし、耐圧部テンションボルトにあっては、別表第3に規定される値
 S : 許容引張応力 「告示501号」別表第6又は第7に規定される値
 ただし、第2種容器にあっては、別表第4に規定される値。また、耐圧部テンションボルトにあっては、第2種については、別表第5に規定される値。
 その他については、別表第8に規定される値
 f_t : 許容引張応力 支持構造物（ボルト等を除く）に対して「告示501号」第88条第3項第一号イにより規定される値。ボルト等に対しては「告示501号」第88条第3項第二号イにより規定される値
 f_s : 訸容せん断応力 同上
 f_c : 訸容圧縮応力 支持構造物（ボルト等を除く）に対して「告示501号」第88条第3項第一号イにより規定される値
 f_b : 訸容曲げ応力 同上
 f_p : 訸容支圧応力 同上
 $f_t^*, f_s^*, f_c^*, f_b^*, f_p^*$: 上記の f_t, f_s, f_c, f_b, f_p の値を算出する際に「告示501号」第88条第3項第一号イ(1)本文中「別表第9に定める値」とあるのを「別表第9に定める値の1.2倍の値」と読み替えて算出した値（「告示501号」第88条第3項第1号ハ及び第2号ハ）。ただし、その他の支持構造物の上記 $f_t \sim f_p^*$ においては、「告示501号」第88条第3項第一号イ(1)のF値は、次に定める値とする。すなわち別表第9に定める値又は別表第10に定める値の0.7倍のいづれか小さい方の値。ただし、使用温度が40度を超えるオーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金にあっては、別表第9に定める値の1.35倍の値、別表第10に定める値の0.7倍の値又は室温における別表第9に定める値のいづれか小さい方の値

ASS : オーステナイト系ステンレス鋼

HNA : 高ニッケル合金

(2) 耐震 As 及び A クラス施設

基準地震動 S_1 による荷重を、運転状態Iにおける荷重と組合せた状態で当該施設（機器・配管系）が原則として弾性状態にあることとする。また、ECCS等のように運転状態IV (L) が当該設備の設計条件となっているものについては、基準地震動 S_1 による荷重を運転状態I及び運転状態IV (L) いづれかの状態における荷重と組合せた状態で当該施設（機器・配管系）が原則として弾性状態にあることとする。この場合の許容応力は「告示501号」に定められている運転状態IIIにおける許容応力を基本として地震に

より生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力とする。

また、基準地震動 S_2 による荷重を運転状態 I における荷重と組合せた状態で当該施設（機器・配管系）が過大な変形を起こして必要な機能が損なわれないこととする。この場合の許容応力は告示に定められている運転状態 IV における許容応力を基本として地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力とする。

なお、運転状態 II 又は III における事象であっても、それが地震の従属事象である場合又は事象が比較的長時間続く場合は地震動との組合せを考慮する。

(3) 耐震 B 及び C クラス施設

耐震 B クラス施設については、耐震 B クラスの設計地震荷重に対して弾性設計をする。また、荷重の組合せについては、当該施設の通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時の荷重と地震荷重の組合せを考慮する。

耐震 C クラス施設については、耐震 B クラス施設の荷重の組合せ及び許容応力に準じる。

6.3.2 荷重の組合せ

(1) 地震荷重と組合せる運転状態

地震荷重と次の状態における荷重を組合せる。なお、組合せ荷重に対する評価に当たっては考慮すべき荷重の組合せの中から厳しい評価を与える荷重組合せを選定することにより、それより緩い荷重組合せの評価は省略することができる。この様な厳しい荷重の具体例は「6.6.1 荷重・応力の組合せ」を参照のこと。

a. 運転状態 I

b. 運転状態 II のうち地震の従属事象となる次の事象によって引き起こされるプラントの状態

(BWR の場合)

- ① 外部電源喪失
- ② 給水加熱喪失
- ③ 再循環流量制御系の誤動作
- ④ 再循環ポンプの故障
- ⑤ 負荷の喪失
- ⑥ 主蒸気隔離弁の閉鎖
- ⑦ 給水制御系の故障
- ⑧ 圧力制御装置の故障
- ⑨ 全給水流量の喪失
- ⑩ タービントリップ
- ⑪ スクラム

(PWR の場合)

- ① 制御棒クラスタ落下
- ② 1 次冷却材流量の部分喪失
- ③ 蒸気負荷の急増
- ④ 蒸気発生器への主給水喪失
- ⑤ 外部電源喪失
- ⑥ 負荷の喪失
- ⑦ 原子炉トリップ

c. 運転状態Ⅱのうち地震の従属事象とはならないが事象が比較的長時間続くおそれのある次の事象によって引き起こされるプラントの状態

(BWR の場合)

- (i) 基準地震動 S_1 との組合せ
 - ① 逃し安全弁誤作動
- (ii) 基準地震動 S_2 との組合せ
 - なし

(PWR の場合)

なし

d. 運転状態Ⅲのうち地震の従属事象となる次の事象によって引き起こされるプラントの状態

(BWR の場合)

なし

(PWR の場合)

- ① 2 次冷却系の異常な減圧
- ② 1 次冷却材流量喪失事故

e. 運転状態Ⅳのうち地震の従属事象とはならないが事象が長時間続くおそれのある次の事象によって引き起こされるプラントの状態で発生直後を除くその後の状態

(BWR の場合)

- (i) 基準地震動 S_1 との組合せ
 - ① 冷却材喪失事故
- (ii) 基準地震動 S_2 との組合せ
 - なし

(PWR の場合)

- (i) 基準地震動 S_1 との組合せ
 - ① 1 次冷却材喪失事故
- (ii) 基準地震動 S_2 との組合せ
 - なし

(2) 荷重の組合せと許容応力状態

地震荷重と他の荷重の組合せ及び対応する許容応力状態は、表6.3.2-1のとおりとする。

表6.3.2-1 地震荷重と他の荷重の組合せ及び対応する許容応力状態

耐震クラス	(1) 種別 荷重の組合せ	第1種 第2種 第3種 第4種 第5種					炉心支構造物	その他		
		機支持構造器物	容支持構造器物	機支持構造器物	容管器	管		ポンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
As	D+P+M+S ₁	IIIAS	IIIAS	—	—	—	IIIAS	—	—	—
	D+P _d +M _d +S ₁	—	—	IIIAS	IIIAS	—	—	IIIAS	IIIAS	IIIAS
	D+P _L +M _L +S ₁	(2) IVAS	(3) IIIAS	—	—	—	IVAS	—	—	—
	D+P+M+S ₂	IVAS	IVAS	—	—	—	IVAS	—	—	—
	D+P _d +M _d +S ₂	—	—	IVAS	IVAS	—	IVAS	IVAS	IVAS	IVAS
A	D+P _d +M _d +S ₁	—	—	IIIAS	IIIAS	IIIAS	—	IIIAS	IIIAS	IIIAS
B	D+P _d +M _d +S _B	—	—	BAS	BAS	BAS	—	BAS	—	BAS
C	D+P _d +M _d +S _c	—	—	—	CAS	CAS	—	CAS	—	CAS

注：(1) 各設備の種別は、原則として「告示501号」に基づくものとする。

告示で規定されない容器・管にあっては以下による。

1) 耐震A又はAsクラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管については第3種の規定を準用する。

2) 第5種管に分類されないダクトについても、第5種管の規定を準用する。

3) 上記1)、2)以外で告示で規定されない容器・管にあっては第4種の規定を準用する。

注：(2) なお、ECCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものにあっては、IIIASとする。

注：(3) 1) 第2種容器、許容応力状態IIIASの荷重の組合せ(D+P_L+M_L+S₁)のP_Lは、LOCA後10⁻¹年後の原子炉格納容器内圧を用いる。

2) 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS₁地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。

この場合の評価は、許容応力状態IVASの許容限界を用いて行う。

6.3.3 主要機器の許容応力

(1) 耐震 As 及び A クラス施設の許容応力

耐震 As 及び A クラス施設のうち容器、管、ポンプ、弁、炉心支持構造物及び炉内構造物、支持構造物及び耐圧部テンションボルトの許容応力をそれぞれ表6.3.3-1、表6.3.3-2、表6.3.3-3、表6.3.3-4、表6.3.3-5、表6.3.3-6、及び表6.3.3-7に示す。

表 6.3.3-1 容器の許容応力

種別	応力分類 許容 応力 状態	1次一般膜応力	1次膜応力 + 1次曲げ応力	1次+2次 応力	1次+2次 +ピーク応力	特別な応力限界	
						純せん断 応力	支圧応力
第1種	III A S	$\left(\frac{S_y}{2} \right) \quad (1)$ ただし、ASS, HNAは $1.2 S_m$	左欄の1.5倍	$3 S_m \quad (2)$	疲れ累積係数 $\leq 1.0 \quad (3)$	$0.6 S_m$	$S_y \quad (5)$ $(1.5 S_y)$
	IV A S	$\frac{2}{3} S_u$ ただし、ASS, HNAは $\left(\frac{2}{3} S_u \right) \quad (1)$ $2.4 S_m$	左欄の1.5倍			$0.4 S_u$	$S_u \quad (5)$ $(1.5 S_u)$
第2種	III A S	$\left(\frac{S_y}{0.6 S_u} \right) \quad (1)$ ただし、ASS, HNAは $1.2 S$	左欄の1.5倍	$3 S \quad (2)$	疲れ累積係数 $\leq 1.0 \quad (3)$	$0.6 S$	$S_y \quad (5)$ $(1.5 S_u)$
	IV A S	連続部 $0.6 S_u$ 不連続部 $\left(\frac{S_y}{0.6 S_u} \right) \quad (1)$ ただし、ASS, HNAは 連続部 $\left(\frac{2 S}{0.6 S_u} \right) \quad (1)$ 不連続部 $1.2 S$	左欄の1.5倍			$0.4 S_u$	$S_u \quad (5)$ $(1.5 S_u)$
第3・4種	III A S	$\left(\frac{S_y}{0.6 S_u} \right) \quad (1)$ ただし、ASS, HNAは $1.2 S$ としてよい	左欄の1.5倍		疲れ累積係数 $\leq 1.0 \quad (4)$ ただし 1次+2次応力 $\leq 2 S_y^{(2)}$ ならば疲れ解析不要	—	—
	IV A S	$0.6 S_u$	左欄の1.5倍				

注:(1) ()内の小さい方の値

注:(2) 地震動のみによる応力振幅について評価する。

注:(3) 地震動のみによる疲れ累積係数を求める運転状態I, IIにおける疲れ累積係数に加えて評価する。

注:(4) 地震動のみによる応力について評価する。

注:(5) ()内は支圧荷重の作用端から自由端までの距離が支圧荷重の作用幅より大きい場合

表 6.3.3-2 管の許容応力

応力分類 種別	許容 応力 状態	1次一般膜応力	1 次 応 力 (曲げ応力を含む)	1次+2次 応 力	1次+2次 +ピーク応力		
第 1 種	III A S	$1.5S_m$	$2.25S_m$ ただし、振りによる応力 $> 0.55S_m$ の場合 曲げ+振り応力は $1.8S_m$	$3S_m$ (2)	(3) 疲れ累積 係数 ≤ 1.0		
	N A S	$2S_m$	$3S_m$ ただし、振りによる応力 $> 0.73S_m$ の場合 曲げ+振り応力は $2.4S_m$				
第 3 ・ 4 種	III A S	$(\frac{S_y}{0.6S_u})$ (1) ただし、ASS, HNA は $1.2S$ としてもよい	S_y ただし、ASS, HNA は $1.2S$ としてもよい	疲れ累積係数 ≤ 1.0 (4) ただし, 1次+2次応力 $\leq 2S_y$ ならば疲れ解析不要	(2)		
	N A S	$0.6S_u$	左欄の 1.5 倍				
第 5 種	III A S	地震時の加速度及び相対変位に対し機能が保たれるようサポートのスパン長を最大許容ピッチ以下に確保する					
	N A S	同 上					

注:(1) () 内の小さい方の値

注:(2) 地震動のみによる応力振幅について評価する。

注:(3) 地震動のみによる疲れ累積係数を求め運転状態 I, II における疲れ累積係数に加えて評価する。

注:(4) 地震動のみによる応力について評価する。

表 6.3.3-3 ポンプの許容応力

応力分類 種類	許容 応力 状態	1次一般膜応力	1次応力 (曲げ応力 を含む)	1次+2次 応力	1次+2次 +ピーカ応力		
第 1 種	IIIAS	$\left(\begin{array}{l} S_y \\ \frac{2}{3}S_u \end{array} \right)$ (1) ただし, ASS, HNAは $1.2S_m$	左欄の 1.5 倍	(2)	(3) 疲れ累積係数 ≤ 1.0		
	IVAS	$\frac{2}{3}S_u$ ただし, ASS, HNAは $\left(\begin{array}{l} \frac{2}{3}S_u \\ 2.4S_m \end{array} \right)$ (1)	左欄の 1.5 倍				
第 3 種 及び その 他の ポン プ	IIIAS	$\left(\begin{array}{l} S_y \\ 0.6S_u \end{array} \right)$ (1) ただし, ASS, HNAは $1.2S$ としてもよい	左欄の 1.5 倍	(4) 疲れ累積係数 ≤ 1.0 (2) ただし, 1次+2次応力 $\leq 2S_y$ ならば疲れ解析不要			
	IVAS	$0.6S_u$	左欄の 1.5 倍				
動作機能維持の評価							
1. 計算による機能維持の評価 静的若しくは動的解析により地震荷重をもとめ, 軸受けに負荷する荷重が, 軸受けの許容荷重以内であることを確認すること。また, 必要があればその他の機能についても計算により確認すること。							
2. 実験による機能維持の評価 地震を模擬した振動実験又は地震時に作用する相当荷重を模擬した静的実験により, 機能維持の確認をすること。							

注:(1) ()内の小さい方の値

注:(2) 地震動のみによる応力振幅について評価する。

注:(3) 地震動のみによる疲れ累積係数を求め運転状態 I, IIにおける疲れ累積係数に加えて評価する。

注:(4) 地震動のみによる応力について評価する。

表 6.3.3-4 弁の許容応力

種別	許 容 応 力
第 1 種	<p>(a) 耐圧機能維持の評価（弁箱）</p> <p>外径が 115 mm 以下の管に接続される弁のうち、特に大きな駆動部を有する電動弁、空気作動弁については、「告示501号」第8 1条第1項第一号ロの評価を行うこと。</p> <p>ただし、地震時に過大な応力の発生を防ぐ適切な処置が講じられているものは、この限りではない。</p> <p>(b) 動作機能維持の評価</p> <p>地震時及び地震後に動作機能維持を要求される弁については、次のいずれかにより、必要な機能を有することを確認する。</p> <p>イ. 計算による機能維持の評価</p> <p>次のいずれかにより、弁の設計荷重を求める。</p> <p>(イ) 配管系の解析により、弁の最大加速度を求める。</p> <p>(ロ) あらかじめ弁に対して許容設計加速度を定める。</p> <p>これらのいずれかにより、与えられた設計荷重により、ヨーク、弁体、ステム等のうち、もっとも機能に影響の強い部分（一般にはボンネット付根部）の応力等が降伏点、又は機能維持に必要な限界値を超えないことを確認すること。</p> <p>ロ. 実験による機能維持の評価</p> <p>地震を模擬した振動実験、又は地震時に作用する相当荷重を模擬した静的実験により、機能維持の確認をすること。</p>
第3種及びその他の弁	<p>(a) 耐圧機能維持の評価（弁箱）</p> <p>バルブの肉厚が接続配管と同等の場合で、特に大きな駆動部を有する電動弁、空気作動弁については、「告示 501号」第8 1条第1項第一号ロの評価を行うこと。</p> <p>ただし、地震時に過大な応力の発生を防ぐ適切な処置が講じられているものは、この限りではない。</p> <p>(b) 動作機能維持の評価</p> <p>第1種弁に準じる。</p>

表 6.3.3-5 炉心支持構造物及び炉内構造物の許容応力

要素	応力分類 許容 応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力+ 1次曲げ応力	1次膜応力+ 2次膜応力	1次+2次 応 力	特別な応力限界		
						純せん断 応 力	支圧応力	ねじり 応 力
ボルト等 以外	III A S	1.5 S_m	左欄の1.5倍	—	—	0.9 S_m	$1.5 S_y$ ($2.25 S_y$) ⁽²⁾	1.2 S_m
	IV A S	$\frac{2}{3} S_u$ ただし、ASS, HNAは $\left(\frac{2}{3} S_u \right)$ $2.4 S_m$	左欄の1.5倍	—	—	1.2 S_m	$\frac{2}{3} S_y$ ($3 S_y$) ⁽²⁾	1.6 S_m
ボルト等	III A S	1.5 S_m	左欄の1.5倍	$\left(\frac{0.9 S_y}{\frac{2}{3} S_u} \right)^{(1)}$	0.9 S_y	—		
	IV A S	$\frac{2}{3} S_u$ ただし、ASS, HNAは $\left(\frac{2}{3} S_u \right)$ $2.4 S_m$	左欄の1.5倍	—	—			

注:(1) () 内の小さい方の値。

注:(2) () 内は支圧荷重の作用端から自由端までの距離が支圧荷重の作用幅より大きい場合。

表 6.3.3-6 支持構造物の許容応力

要素	応力分類 許容 応力状態	1 次 応 力					1 次 + 2 次 応 力				
		引張	せん断	圧縮	曲げ	支圧	引張 圧縮	せん断	曲げ	支圧	座屈
ボルト等 以外	III A S	$1.5 f_t$	$1.5 f_s$	$1.5 f_c$	$1.5 f_b$	$1.5 f_p$	$3 f_t$ (1)	$3 f_s$ (1)(2)	$3 f_b$ (1)(3)	$1.5 f_p$ (4)	$1.5 f_b$ (3)(4)
	IV A S	$1.5 f_t^*$	$1.5 f_s^*$	$1.5 f_c^*$	$1.5 f_b^*$	$1.5 f_p^*$					
ボルト等	III A S	$1.5 f_t$	$1.5 f_s$	—	—	—	—	—	—	—	—
	IV A S	$1.5 f_t^*$	$1.5 f_s^*$	—	—	—	—	—	—	—	—

注:(1) 地震動のみによる応力振幅について評価する。

注:(2) すみ内溶接部にあっては最大応力に対して $1.5 f_s$ とする。注:(3) 「告示501号」第88条第3項第一号イ(ニ)により求めた f_b とすること。

注:(4) 自重、熱膨張等により常時作用する荷重に、地震動による荷重を重ね合せて得られる応力の圧縮最大値について評価を行うこと。

表 6.3.3-7 耐圧部テンションボルトの許容応力

種別	応力分類 許容 応力状態	平均引張応力	平均引張応力	1次 + 2次	
			+ 曲げ応力	+ ピーク応力	
第(容) 1 種	III A S	$2 S_m$	$3 S_m$	(2) 疲れ累積係数 ≤ 1.0	
	IV A S	$\left(\frac{2.4 S_m}{\frac{2}{3} S_u} \right) (1)$	左欄の 1.5 倍		
第(容器 以外) 種	III A S	$1.5 S_m$	—		
	IV A S	$2 S_m$	—		
第 2 種	III A S	$2 S$	$3 S$	(2) 疲れ累積係数 ≤ 1.0	
	IV A S	$\left(\frac{2.4 S}{\frac{2}{3} S_u} \right) (1)$	左欄の 1.5 倍		
第 3 ・ 4 種	III A S	$1.5 S$	—		
	IV A S	$2 S$	—		

注:(1) ()内の小さい方の値。

注:(2) 地震動のみによる疲れ累積係数を求め運転状態 I, II における疲れ累積係数に加えて評価する。

(2) 耐震 B 及び C クラス施設の許容応力

耐震 B クラス施設の主要機器の許容応力を表6.3.3-8に示す。耐震 C クラス施設の許容応力は耐震 B クラス施設に準じる。

表 6.3.3-8 容器、管、及びポンプの許容応力

種別 応力分類 許容 応力 状態	1 次一般膜応力	1 次 応 力	
第3・4種容器	$\left(\begin{array}{l} S_y \\ 0.6 S_u \end{array} \right)$ <small>(1) ただし、ASS, HNAは 1.2 sとしてよい</small>	S_y	<small>ただし、ASS, HNAは 1.2 sとしてよい</small>
		S_y	<small>ただし、ASS, HNAは 1.2 sとしてよい</small>
			<small>ただし、ASS, HNAは 1.2 sとしてよい</small>
第3・4種管	$\left(\begin{array}{l} S_y \\ 0.6 S_u \end{array} \right)$ <small>(1) ただし、ASS, HNAは 1.2 sとしてよい</small>	S_y	<small>ただし、ASS, HNAは 1.2 sとしてよい</small>
第5種管	<small>地震時の加速度及び相対変位に 対し、機能維持が保たれるよう サポートのスパン長さを最大許 容ピッチ以下に確保</small>		
第3種及び その他のポンプ	$\left(\begin{array}{l} S_y \\ 0.6 S_u \end{array} \right)$ <small>(1) ただし、ASS, HNAは 1.2 sとしてよい</small>	S_y	<small>ただし、ASS, HNAは 1.2 sとしてよい</small>

注:(1) () 内の小さい方

6.4 設計地震力

6.4.1 重要度分類と設計用地震力

機器・配管系（以下「機器」という。）の設計用地震力は、その固有振動数に応じて静的地震力あるいは動的地震力を採用するとともに、機器の重要度に応じて表6.4.1-1の関係を基に算定する。

機器の静的地震力は、その据付位置における建屋の層せん断力係数を震度と読み替えて1.2倍し、更に重要度に応じた割り増しを考慮して算定する。重要度に応じた割り増しの

電 気 技 術 指 針

原 子 力 編

J E A G4601-1987

原子力発電所耐震設計技術指針

Technical Guidelines for Aseismic Design
of Nuclear Power Plants

昭 和 62 年 8 月 15 日 発 行

定価22,000円

編 集 電 気 技 術 基 準 調 査 委 員 会

発 行 社 団 法 人 日 本 電 気 協 会

東 京 都 千 代 田 区 有 楽 町 1-7-1

電 話 216-0555(代)(出版課)

振 替 東 京 6-4505番

© 日 本 電 气 协 会 1987

印 刷 ヨシダ印刷株式会社