

標準委員会セッション 原子力安全検討会 [日本地震工学会共催]

地震安全原則の必要性和その概要

Significance and Overview of Basic Safety Principles
on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

(3) 実務への適用性の検討

(3) Consideration on Practical Application

*藤本 滋¹, 高田 毅士², 成宮 祥介³, 飯島 唯司⁴, 伊神 和忠⁵, 梅木 芳人⁶, 大鳥 靖樹⁷,
田村 伊知郎⁸, 樋口 智一⁹, 美原 義徳¹⁰

¹神奈川大学, ²東京大学, ³関西電力, ⁴日立 GE, ⁵三菱重工業, ⁶電力中央研究所, ⁷東京都市大学,
⁸中国電力, ⁹東芝, ¹⁰鹿島建設

1. はじめに

地震工学会「地震安全基本原則研究委員会」では、深層防護とリスクの概念を基本においた原子力発電所の地震時の安全性確保の基本原則を提言すべく検討を行っている。本研究員会の傘下にて、WG1 では地震時安全性確保のための基本原則の策定することを目指している。WG2 では、この地震基本原則を原子力発電所の土木構築物、建築物や発電設備システムなどの耐震設計や設計外事象対応へ適用するための具体的な設計手法を提案することを検討している。WG3 では、地震安全性確保のための地震ハザード設定の考え方をまとめている。

本稿では、WG2 にて議論を行っている「WG1 で検討されている地震安全基本原則」を原子力発電所の耐震設計や設備集合（システム）の安全性確保のための設計に適用する方法について検討状況を報告する。まず、深層防護の考え方を耐震設計に適用し、地震に起因する事象と深層防護レベルの対応の考え方を整理した。さらに、設備集合（システム）の信頼性に着目してこれをリスクの概念を用いて評価することとし、従来の単体の耐震設計と地震安全評価（PRA 等）による設備集合（システム）の設計・評価を組み合わせた耐震設計体系を提案した。

2. 地震安全原則の耐震設計への適用の考え方

2-1. 深層防護の耐震設計への応用

地震安全原則の実プラント設計への適用における具体的なアプローチとして、深層防護レベルと地震時のプラント状況の関係について、内的事象の場合の深層防護レベルの考え方を参考に新規基準での要求事項を踏まえ整理した。

地震による設備の損傷や機能喪失は、内的事象で想定している共通要因故障の考え方と同一とは限らず、同じ思想で設計されている設備であれば複数設備が同時に損傷する可能性があるなど、内的事象の場合と地震の場合では想定すべき事象が異なる。しかしながら、深層防護の各レベルの目的や位置づけは内的事象と地震を含む外的事象とは同じと考えてもよい。そこで、従来の耐震設計の考え方（地震トリップ、耐震重要度など）に基づいて地震時の設備損傷状況を想定して内的事象の場合と対応するように整理することにより、地震事象に対する深層防護レベルの考え方およびレベル間の境界を整理した。整理結果を表 2.1 に示す。なお、表中のレベル間の境界には、内的事象に対応する境界事象の表記も追記した。この境界事象の考え方については議論継続中である。

*Shigeru Fujimoto¹, Tsuyoshi Takada², Yoshiyuki Narumiya³, Tadashi Iijima⁴, Kazutada Ikami⁵, Yoshito Umeke⁶, Yasuki Otori⁷, Ichiro Tmura⁸, Tomokazu Higuchi⁹ and Yoshinori Mihara¹⁰.

¹Kanagawa Univ., ²The Univ. of Tokyo, ³The Kansai Electric Power Co., Inc., ⁴Hitachi GE Nuclear energy, Ltd., ⁵Mitsubishi Heavy Industries, ⁶Central Research Institute of Electric Power Industry, ⁷Tokyo City Univ., ⁸Chugoku Electric Power Co., Inc., Ltd., ⁹Toshiba Corporation, ¹⁰Kajima Corporation.

表 2.1 外部事象（地震）の深層防護の考え方

深層防護 レベル	地震の場合			
	目的	考え方	対応策:例	レベル間の境界
レベル1	プラント設備の破損防止	地震に対して通常運転の継続	・常用系設備の耐震設計	地震が起因による原子炉トリップ（内的事象：原子炉トリップ） 通常運転に必要な設備が壊れない地震動（内的事象：通常運転への復帰不可） 安全系設備の損傷（内的事象：著しい炉心損傷） 閉じ込め機能の喪失（内的事象：大規模放出含む）
レベル2	地震の検知及びプラント設備の破損防止	地震に対して安全停止に移行 → 地震後、通常運転への復帰	・原子炉トリップ発信 → 地震トリップ、外部電源喪失など ・常用系設備の耐震設計	
レベル3	設計基準地震動内の制御（安全系設備の破損防止）	地震に対して安全停止に移行 炉心冷却形状の維持。放射性物質の閉じ込め機能の維持。	・安全系設備の耐震設計（耐震Sクラス）	
レベル4	放射性物質の大規模放出の防止	炉心冷却形状の維持 もしくは、 放射性物質の閉じ込め機能の維持（溶融炉心の冷却維持）	・安全系設備の耐震設計 ・重大事故等対処施設 → 炉心注入機能、CV 減圧機能等の可搬設備他	
レベル5	放射性物質の大規模な放出による放射線影響の緩和	大規模放出に対して、一般公衆への影響緩和	・避難計画	

2-2. 深層防護に基づく耐震安全性の概念

深層防護に基づく耐震安全性の概念を図 2.1 に示す。この図は、深層防護レベルごとに設備個々の fragility 曲線および設備集合（システム）の fragility 曲線を示したものである。また、設備集合の fragility 曲線と地震ハザード曲線を用いた確率論的地震安全評価により、異常な過渡変化、著しい炉心損傷、格納容器損傷および大規模放出の年発生確率を評価することができる。

個々の設備は、設計に用いた地震の強度に応じた信頼性を有しており、図 2.1 では供用性検討用地震と深層防護レベル 1、2 に該当する設備の fragility 曲線、安全性検討用地震と深層防護レベル 3、4 に該当する設備の fragility 曲線が対応する。地震に対する設備の信頼性は、設計において想定した地震動強度を境界にこれを超えるか否かで機能維持の可否が不連続に変化するものではなく、図 2.1 に示す fragility 曲線のように地震動強度に対して徐々に変化するものである。

設備集合の fragility 曲線は、当該レベルの深層防護の機能を喪失する事象（異常な過渡変化、著しい炉心損傷、格納容器損傷および大規模放出）の発生確率を表すものであり、設備構成に応じて個々の設備の fragility 曲線を並列・直列に合成することにより計算される。同一の機能を有する複数の設備が並列に構成され、多重性・多様性を考慮することができる設備集合の場合、地震により個々の設備が損傷したとしても必ずしも設備集合の機能を喪失しないため、設備集合の fragility 曲線是个々の設備の fragility 曲線よりも図において右側の信頼性の高い領域に位置する。また、図 2.1 では後段の深層防護レベルほど設備集合の fragility 曲線が右側に位置するが、これは前段のレベルの事象が発生した上で後段のレベルに該当する設備の機能も喪失した際に後段レベルの事象が発生するためである。

原子炉施設の耐震安全性は、深層防護レベルに応じて設備集合が地震に対して必要な信頼性を有することであると言える。このような深層防護に基づく耐震安全性の考え方を適用して、設備単体の設計に加えて設備集合の信頼性をリスクの概念に基づき評価する地震安全評価（PRA 等）を取り入れた耐震設計手順を検討した。

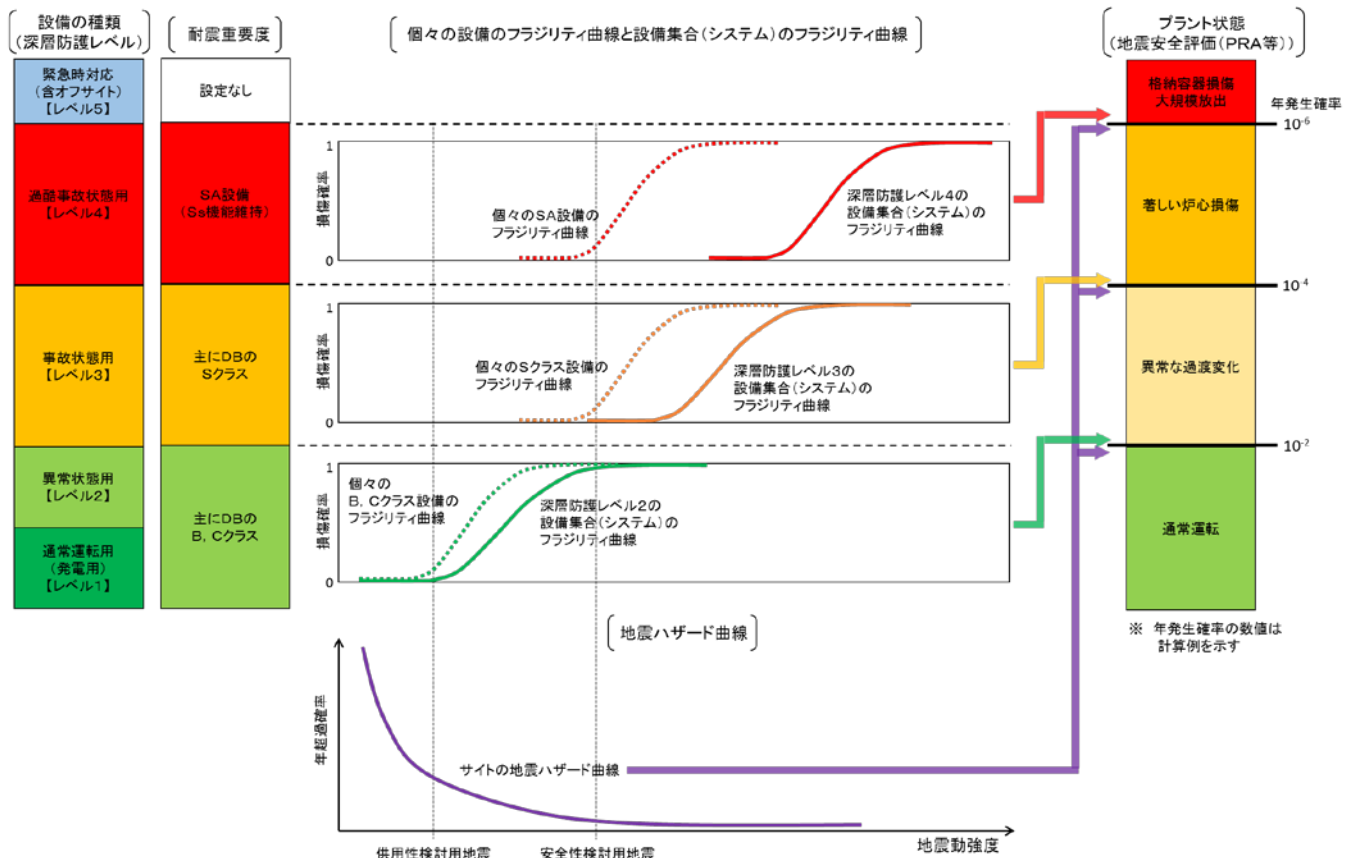


図 2.1 深層防護に基づく耐震安全性の概念

2-3. 地震安全原則に基づいた耐震設計体系

2011 年東北地方・太平洋沖地震などを契機に、設計の想定を超える地震動をも考慮した耐震設計のあり方が求められて来ている。現行の耐震設計においては、設備単体としての設計を重視し、設備集合（システム）の信頼性に着目した評価には重きをおいて来なかった。そこで本検討では、地震深層防護に基づく耐震安全性の考え方を踏まえて、リスクの概念を考慮した設備集合（システム）の設計・安全性評価手法を取り入れ、「原子力発電所の地震時の性能確保のための設計体系（案）」（図 2.2）を作成した。

設備単体の設計においては、確率論的地震ハザード評価に基づき要求性能に応じた地震（供用性検討用地震、安全性検討用地震）を設定して地震力を算出し、要求性能に応じた許容値を満足するよう設計する。

深層防護レベル 3、4 に該当する設備については、設備集合（システム）としても設計・評価を行うこととし、フラジリティ評価、事故シーケンス評価およびシステム目標に照らした判定から成る地震安全評価（PRA 等）を行う。システムの再検討が必要な場合は、機能強化、多重性・多様性を考慮した緩和系設備の組合せ、運用面での対策等のシステム最適化を検討することで、設備集合としてシステム目標を満足するよう設計する。なお、システム最適化の検討には、地震安全評価（PRA 等）の結果に基づき設備単体設計における許容値を変更するなど、設備単体設計の最適化も含まれる。

本設計体系を適用することにより、設備単体設計で想定した地震よりも発生頻度が小さく規模の大きい地震に対しても原子炉施設の耐震安全性を担保でき、かつ合理的な設計を行うことができるようになる。ただし、現状では確率論的地震ハザードと決定論的地震動との関係性は必ずしも明確にされていないため、今後の課題として WG3 での議論を踏まえながら検討を続けて行く予定である。

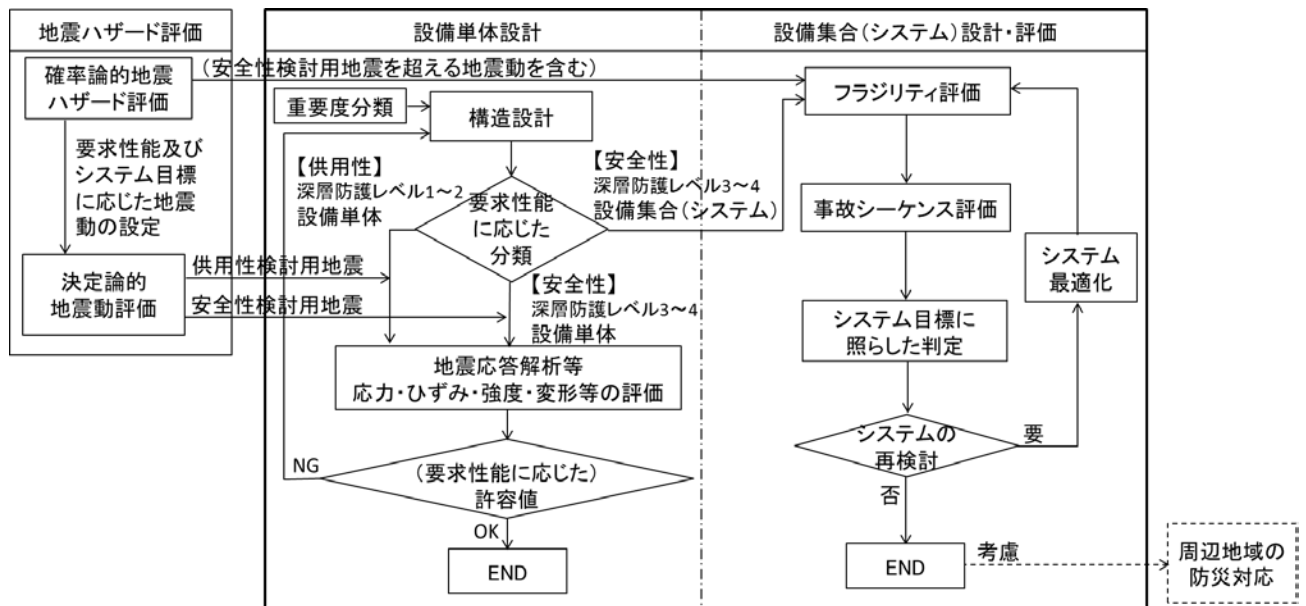


図 2.2 原子力発電所の地震時の性能確保のための設計体系（案）

3. おわりに

地震安全基本原則に基づいて、従来の設備単体の耐震設計とリスク概念を考慮して設備集合（システム）の信頼性を評価する地震安全評価（PRA 等）を組み合わせる最適な設備集合（システム）の設計を行う耐震設計体系について検討を行って来たが、この耐震設計体系の実際の原子力発電所の建物、構築物、機器・配管系やそれらの集合である設備集合（システム）への適用性についての検証は未だ行われていない。このため、今後は、耐震安全上、重要と思われる設備集合（システム）について具体的な適用検討を行い、提案した耐震設計体系の妥当性を評価して行く予定である。