

AESJ-SC-P006:2007



ND148-J1

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：2007

2007年9月

社団法人 日本原子力学会



I種
W



1200701763214

甲第343号証

まえがき

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は、(社)日本原子力学会が標準委員会・発電伊専門部会の下に地震PSA分科会を設けて検討し、同専門部会、同委員会での審議を経て策定・発行したものです。原子力発電所の出力運転状態における地震を起因として発生する事故に関する確率論的安全評価(PSA)の有すべき要件及びそれを満たす具体的方法を、PSA実施の手順を踏まえて実施基準として規定したものです。

なお、この検討に際し、地震PSA分科会においては、地震ハザード評価作業会、建屋・機器フラジリティ評価作業会及び事故シナシス評価作業会を設けて検討を行いました。

原子力発電所の確率論的安全評価は、確率論を用いて原子力発電所の安全性を総合的かつ定量的に評価する手法であり、炉心又は燃料が損傷に至る事象に着目して、損傷に至る事故シナリオ及び損傷後の事象進展を同定し、その発生頻度及び影響について推定することができます。各国でPSAの技術開発及び事例適用、応用研究が進められてきた結果、今日では、この安全評価手法は安全設計・運転管理・安全規制などの広い分野における意思決定プロセスを支援する効果的な手段と認識されるようになってきました。

原子力発電所を対象とするPSAにおいては、一般的に、事故の発端となる事象の特性に応じて、発電システムの内部で起きる機器故障及び人的過誤などに起因する内的事象のPSAと、地震や火災などに起因する外的事象のPSAとに大別されます。

地震PSAを含む外的事象のPSAについて、米国では、NUREG-1150(1990年最終版発行)で代表プラント評価が実施され、1991年の原子力規制委員会(NRC)の要求によって、外的事象に対する個別プラント評価(IPEEE)が実施されています。また、2003年には米国原子力学会(ANS)から外的事象のPSA標準(ANSI/ANS-58.21-2003)が公表されています。

一方、我が国は世界でも有数の地震国であることから、地震に関する研究が早期から精力的に行われてきました。原子力発電所の耐震設計においては、地震に関する研究成果が反映され、解析評価手法の改良が活発に進められてきました。地震PSAについても、技術開発の実態を踏まえて、研究機関及び産業界において評価手法の整備検討が進められてきています。また、現在、これらの状況も踏まえて、総合的な耐震安全性評価法としての地震PSAの活用について議論されてきています。

以上のことから、この標準では、地震PSAを実施する場合の考え方、満足すべき要件及び具体的な方法について調査検討を行い、関連する分野の専門家の意見を踏まえ、地震PSAの実施基準について規定することにしました。

AESJ-SG-P006:2007には、次の附属書があります。ただし、附属書(参考)は標準の一部ではありません。

- 附属書1(規定) 地震PSAの妥当性を確保するための方策
- 附属書2(規定) 原子炉施設周辺斜面の崩壊による炉心損傷への影響評価
- 附属書3(規定) 余震による炉心損傷への影響評価

- 附属書4(規定) 経年変化事象を考慮した場合の炉心損傷への影響評価
- 附属書5(規定) 建屋の現実的耐力の評価方法
- 附属書6(規定) 屋外重要土木構造物の現実的耐力の評価方法
- 附属書7(規定) 地盤剛性の標準的なデータベース
- 附属書8(規定) 建屋減衰定数の標準的なデータベース
- 附属書9(規定) コンクリート実強度の標準的なデータベース
- 附属書10(規定) 建屋と連成して応答解析を行う機器の中央値及び不確実さの算定
- 附属書11(規定) 建屋と分離して応答評価を行う機器の入力及び機器モデルについて
- 附属書12(規定) 地盤崩壊確率の算定方法
- 附属書13(規定) 免震型原子力発電施設における免震層のモデル化
- 附属書14(参考) 斜面崩壊による2次の影響評価の参考例
- 附属書15(参考) 余震を考慮した地震PSA手法
- 附属書16(参考) 上下動に対する地震ハザード評価手法
- 附属書17(参考) 地震動のばらつきと上限値の取扱い
- 附属書18(参考) 文部科学省の地震調査研究推進本部における地震動のばらつきと上限値の取扱い
- 附属書19(参考) 公開地震ハザード評価コードの概要
- 附属書20(参考) 建屋の安定性に係る損傷限界点
- 附属書21(参考) 斜面の許容すべり量に基づく損傷確率評価

Foreword

A standard for Procedure of Seismic Probabilistic Safety Assessment (PSA) for nuclear power plants 200* has been established and issued by the Atomic Energy Society of Japan (AESJ) through the discussion at the Seismic PSA Subcommittee under the Power Reactor Technical Committee of the Standards Committee. The standard specifies the requirement which should have the PSA regarding incidents resulting from earthquakes as the initiating events at nuclear power plants during power operation, and the concrete method of filling it as an enforcement standard based on the PSA procedure.

To establish the standard, the Seismic Hazard Assessment Working Group, the Building and Equipment Fragility Assessment Working Group and the Accident Sequence Assessment Working Group, which were instituted under the Seismic PSA Subcommittee, were engaged in the discussion.

PSA for nuclear power plants evaluates the safety of a nuclear power plant in a comprehensive and quantitative manner using the probabilistic methodology. The PSA focuses on the events which lead to core damage or large amount of fuel failure, identifies the accident scenarios which result in failure and development of events following the failure, and estimates frequencies of each event and its effect. With an accumulation of technology development, case studies and applied research regarding PSA in many countries, the PSA methodology has been recognized as the effective means which can support the decision making process in the fields of safety design, operation management and safety regulations.

The PSA for nuclear power plants can be roughly classified into two groups according to the characteristics of the initiating events: one for internal events, which result from equipment failure occurring inside of the power generation system and human errors and the other for external events, which result from earthquakes and fires, etc.

In the U.S.A., the representative plants underwent the PSA for external events including seismic PSA according to NUREG-1150 (the final revision was issued in 1990). Subsequently, Individual Plant Examination for External Events (IPEEE) was conducted in response to the U.S. Nuclear Regulatory Commission's (NRC) request in

著作権

文書による出版者の事前了解なしに、この標準のいかなる形の複写・転載も行なってはなりません。

この標準の著作権は、すべて(社)日本原子力学会に帰属します。

Copyright

No part of this document may be reproduced in any form, without the prior written permission of the publisher.

Copyright © 2001 Atomic Energy Society of Japan All Right Reserved

(社)日本原子力学会における原子力標準の策定について

“原子力発電所の地震を起因とした確率的な安全評価実施基準：2007”は1999年9月22日に設置された(社)日本原子力学会標準委員会(Standards Committee of AESJ)が、原子力施設の安全性と信頼性を確保してその技術水準の維持・向上を図る観点から、原子力施設の設計・建設・運転・廃止活動において実現すべき技術のあり方を、原子力技術の提供者、利用者、専門家の有する最新の知見を踏まえ、影響を受ける可能性のある関係者の意見をパブリックコメントをも通じて聴取するなど公平、公正、公開の原則を遵守しながら審議し、合意したところを文書化した原子力標準の一つです。

この委員会は、産業界と学界が共同して我が国の経済的、社会的環境、国民性、産業構造、技術の発達等を十分勘案し、市場における健全な製品を識別する基準を消費者に提供することを目指して、合意できるところを原子力標準として随時制定し、それを最新の知見を反映して改定していくことを使命としています。これにより、消費者が当該技術についての最新の知見を迅速に利用することが可能になる一方、市場競争に参加している生産者は、当該技術が標準化されたことを前提として、比較優位性を生み出す技術領域の開発に努力を集中することが可能になります。

また、我が国においてはこれまで、国民の生活の質を確保し、経済社会の安定な発展を支えるため、国が規制行政活動の一部として所要の標準を国家標準として制定し、行政判断に使用してきましたが、技術革新のスピードが速く、新技術の利用範囲が連続的に拡大していく今日にあっては、技術の変化に合わせて国家標準を適正化していく作業が追いつかないため、国民が最新の技術知見の利益を享受するのに遅れを生じるおそれが指摘されていました。しかしながら、このような委員会の活動が活発になされ、そこで国民の合意を得て制定されたいわゆるコンセンサス標準を国が行政ニーズに応じて利用していくことになれば、小さい行政コストで新しい技術的知見を迅速に国民の利用に供する環境が整備されることになります。さらに、これを国際標準化していく努力を行うことも学会でこそ可能であり、これの実現は我が国の国際技術競争上重要な貢献となるでしょう。

標準委員会は、専門家集団の果たすべきこのような役割と責任を意識しながら、ボランティア精神を基盤に、原子力施設において今後予想される上記のニーズに対応する標準策定活動を行うために、公平、公正、公開の原則に則って運営規約を定め、発電炉、原子燃料サイクル、研究炉の3分野で部会を設置して活動を行っています。因みにこの標準は発電炉専門部会が原案を作成しました。この標準が上の趣旨を踏まえて各方面で活用されることを期待します。なお、この内容については5年ごとに改定することとしておりますので、本委員会はこの標準の利用に際してのご質問や改定に向けてのご提案をいつでも歓迎します。

2007年3月

標準委員会
委員長 宮野 廣

発電炉専門部会の活動について

発電炉専門部会(以下、本専門部会)は、発電炉に係わる標準原案作成の任務を日本原子力学会標準委員会から与えられ、2000年4月以来活動を行っています。

現在、我が国の原子力発電は、発電量において国内電力量の3分の1以上を占めるに至り、また設備利用率も年平均で80%を超える安定した運転が続けられています。この要因としては、産業界において海外からの導入技術をベースに技術開発を加え、発電プラントの設計、製作、そして運転管理が行われたこと、更に国による規格・基準・指針等の標準の整備が行われてきたことがあげられます。しかし、発電炉技術の先進国となり、新技術のプラント設計・製作への反映、安全性・信頼性向上に関する技術の時宜を得た導入、グローバル化時代に対応した広い視点からの活動、等において、最新の知見を即座に反映した標準の作成が求められるようになりました。このような状況にあって本専門部会は、発電炉の安全性と信頼性を確保し、その技術水準の維持向上を図るために必要な標準原案を作成する活動を行っています。対象とする標準としては、国の規制に含まれるものから産業界の研活動における手引き類までを含み、国際的な視点からも検討しております。

本専門部会は公開で行われていますので、事前に連絡頂ければ傍聴することができます。また審議過程は隠事録として残し、ホームページにも掲載されますので活動状況を確認いただくことも可能です。

標準は、新技術の開発状況や新たに得られた知見に基づいて適切に改定されていくことによって、その利用価値が維持できるものです。そのため、少なくとも年に一度は本専門部会で見直しを行って、5年毎に改訂版発行を行うこととしてその原案を作成していきたいと考えております。

2007年3月

標準委員会
発電炉専門部会
部長 平野 光将

(種不同、敬称略)
(2007年8月20日現在)

委員長	宮野 廣	東京プラントシステム(株)	委員	佐藤 健治	原子燃料工業(株)
副委員長	田中 知	東京大学	委員	塚田 修治	関西電力(株)
幹事	平野 光将	(独)原子力安全基盤機構	委員	柴田 洋二	(社)日本電機工業会
委員	梶嶋 洋	三菱重工(株)	委員	鈴木 康郎	東京電力(株)
委員	青柳 春樹	日本原燃(株)	委員	百々 陸	日本原子力技術協会
委員	石島 清晃	(独)日本原子力研究開発機構	委員	西脇 由弘	東京大学
委員	岩田 修一	東京大学	委員	早川 均	富士電機システムズ(株)
委員	大西 一之	日本原子力保険プール	委員	林 大作	日揮(株)
委員	岡本 孝司	東京大学	委員	原 広	三菱マテリアル(株)
委員	小川 雅生	東京工業大学	委員	松本 史朗	埼玉大学
委員	菅多尾 忍助	ISO/TC85・IEC/TC45 国内委員会	委員	柳沢 務	(独)日本原子力研究開発機構
委員	北島 光比古	九州電力(株)	委員	山下 淳一	(株)日立製作所
委員	駒田 広也	(財)電力中央研究所	委員	山田 知穂	経済産業省
委員	阪口 正敏	中部電力(株)	委員	山根 義宏	原子力安全・保安院 名古屋大学
			委員	吉村 宇一郎	(独)原子力安全基盤機構

旧委員

阿部 清治 (日本原子力研究所), 五百旗頭 弘之 (中部電力(株)), 井上 陸 (富士電機(株)),
 鬼澤 秀夫 (三菱重工(株)), 思地 健雄 ((財)電力中央研究所), 金澤 晃 ((独)原子力安全基盤機構),
 船澤 昭雄 ((財)原子力発電技術機構), 近藤 駿介 (東京大学), 中川 晴夫 ((社)日本電機工業会),
 中島 甫 (日本原子力研究所), 中澤 正治 (東京大学), 中平 弘 (住友原子力工業(株)),
 仲嶺 信英 (内閣府 原子力安全委員会事務局), 成合 英樹 (筑波大学), 藤井 瑞彦 (東京工業大学),
 本部 和彦 (経済産業省), 鈎 孝幸 (関西電力(株)), 山本 哲也 (原子力安全・保安院),
 山脇 道夫 (東海大学), 菅木 昌裕 (原子力安全・保安院), 池澤 正秀 (日揮(株)),
 石井 保 (三菱マテリアル(株)), 池田 泰久 (東京工業大学), 水谷 良亮 (中部電力(株)),
 鈴木 光雄 (日本原燃(株)), 竹田 敏一 (大阪大学)

常時参加者

坂村 秀文 (日本原燃(株)), 岩田 耕司 (核燃料サイクル開発機構), 鈴木 哲也 (中部電力(株)),
 田南 達也 (東京電力(株)), 中村 陸夫 (関西電力(株)), 永田 好文 ((株)日立製作所),
 西野 祐治 (原子燃料工業(株)), 堀口 雅久 (日本原子力研究所), 古川 雄二 (三菱重工(株)),
 宮川 俊晴 (日本原燃(株))

発電炉専門部会

(種不同、敬称略)
(2007年3月20日現在)

部会長	平野 光将	(独)原子力安全基盤機構	委員	遠山 真	三菱重工(株)
副部会長	三島 嘉一郎	京都大学	委員	西村 幸	(株)グローバル・ニュークリアフ ュエル・ジャパン
幹事	笠井 茂	(中)原子力技術協会	委員	野中 信之	核燃料サイクル開発機構
委員	安部 芳文	日本原子力発電(株)	委員	平井 聡	日本核燃料開発(株)
委員	大橋 弘忠	東京大学	委員	平野 雅司	(独)日本原子力研究開発機構
委員	片岡 薫	大阪大学	委員	本間 俊充	(独)日本原子力研究開発機構
委員	木下 幹康	(財)電力中央研究所	委員	益子 裕之	原子燃料工業(株)
委員	佐藤 均	経済産業省	委員	松岡 由了	三菱原子燃料(株)
委員	佐藤 崇	(株)東芝	委員	村松 健	日本原子力研究所
委員	関村 直人	東京大学	委員	守屋 公三郎	(株)日立製作所
委員	高橋 真琴	中部電力(株)			
委員	田南 達也	東京電力(株)			
委員	千覆 直樹	関西電力(株)			

旧委員

本部 和彦 (経済産業省), 古田 一雄 (東京大学), 藤田 茂 (原子燃料工業(株)), 永田 好文 ((株)日立
 製作所), 津久井 登 (日本原子力発電(株)), 竹田 敏一 (大阪大学), 澤田 陸 (三菱重工(株)), 榎原
 安英 ((独)日本原子力研究開発機構), 久保 博己 (三菱原子燃料(株)), 緒方 忠造 (日本核燃料開発(株)), 瀧
 田 茂 (関西電力(株)), 井手 靖雄 (久留米工業大学), 安藤 正樹((株)東芝), 成合 英樹 (筑波大), 笠井
 滋 (東京電力), 阿部 清次 (日本原子力研究所), 天野 正義 (中部電力(株)), 小島 卓 ((株)東芝), 田中 治
 邦 (東京電力(株)), 中澤 正治 (東京大学), 吉屋 賢高 (九州大学), 森本 研次 (関西電力(株)), 山下 淳一
 ((株)日立製作所), 吉田 博之 ((株)グローバル・ニュークリアフュエル・ジャパン), 百々 陸 ((中)原
 子力技術協会)

常時参加者

坂村 秀文 (日本原燃(株)), 岩田 耕司 (核燃料サイクル開発機構), 鈴木 哲也 (中部電力(株)),
 田南 達也 (東京電力(株)), 中村 陸夫 (関西電力(株)), 永田 好文 ((株)日立製作所),
 西野 祐治 (原子燃料工業(株)), 古川 雄二 (三菱重工(株)), 宮川 俊晴 (日本原燃(株))

地震 PSA 分科会

(原不同, 敬称略)
(2007年3月20日現在)

主査	平野 光将	(独)原子力安全基盤機構	委員	武村 雅之	(株)小堀第二研究所
副主査	高田 敏士	東京大学	委員	田南 澄也	東京電力(株)
幹事	中村 隆夫	関西電力(株)	委員	中村 晋	日本大学
委員	今塚 晋勝	(株)大林組	委員	能島 悟呂	岐阜大学
委員	蛭沢 勝三	(独)原子力安全基盤機構	委員	野田 静男	東京電力(株)
委員	大島 龍一	三菱重工業(株)	委員	平田 和太	(財)電力中央研究所
委員	尾之内 厚志	中部電力(株)	委員	藤田 聡	東京電機大学
委員	川原 修司	経済産業省 原子力安全・保安院	委員	藤本 滋	湘南工科大学
委員	熊本 博光	京都大学	委員	翠川 三郎	東京工業大学
委員	越塚 誠一	東京大学	委員	村松 健	(独)日本原子力研究開発機構
委員	坂上 正治	(独)原子力安全基盤機構	委員	守屋 公三朗	(株)日立製作所
委員	白井 英士	関西電力(株)	委員	山口 彰	大阪大学

旧委員

寺津 邦信 (東京電力(株)), 成宮 祥介 (関西電力(株))

常時参加者

泉 靖郎 ((独)原子力安全基盤機構), 入野 一男 ((独)原子力安全基盤機構) 大家 知子 (関西電力(株)), 尾崎 昌彦 (関西電力(株)), 黒川 克也 (三菱重工業(株)), 近藤 敬介 ((独)原子力安全基盤機構), 高松 直丘 ((独)原子力安全基盤機構), 堤 英明 ((独)原子力安全基盤機構), 福田 潤 ((独)原子力安全基盤機構), 増田 貴弘 (東京電力(株)), 水野 洋 (鹿島建設(株)), 本橋 章平 ((独)原子力安全基盤機構), 森山 健一 (大成建設(株))

地震ハザード評価作業会

(原不同, 敬称略)
(2007年3月20日現在)

主査	蛭沢 勝三	(独)原子力安全基盤機構	委員	香川 敬生	(財)地域地盤探検研究所
副主査	能島 悟呂	岐阜大学	委員	小畑 益彦	経済産業省 原子力安全・保安院
幹事	野田 静男	東京電力(株)	委員	高田 敏士	東京大学
委員	安中 正	東電設計(株)	委員	堤 英明	(独)原子力安全基盤機構
委員	石田 寛	鹿島建設(株)	委員	藤波 秀雄	(独)原子力安全基盤機構
委員	入野 一男	(独)原子力安全基盤機構	委員	福島 誠一郎	東電設計(株)
委員	宇賀田 健	大成建設(株)	委員	藤原 広行	(独)防衛科学技術研究所
委員	奥村 俊彦	清水建設(株)	委員	吉田 伸一	(株)大林組
委員	尾崎 昌彦	関西電力(株)			
委員	尾之内 厚志	中部電力(株)			

常時参加者

坂上 正治 ((独)原子力安全基盤機構), 川原 修司 (経済産業省 原子力安全・保安院), 富永 和也 (経済産業省 原子力安全・保安院), 野中 則彦 (経済産業省 原子力安全・保安院), 三明 雅幸 (関西電力(株)), 奥原 純博 (鹿島建設(株)), 森 和成 ((独)原子力安全基盤機構)

建屋・機器フラジリティ評価作業会

(順不同、敬称略)
(2007年8月20日現在)

主査	山口 彰	大阪大学	委員	高松 直丘	(独)原子力安全基盤機構
副主査	中村 晋	日本大学	委員	武田 正紀	清水建設(株)
幹事	光澤 大輔	三菱重工(株)	委員	田邊 和夫	(独)原子力安全基盤機構
委員	今塚 啓勝	(株)大林組	委員	堤 英明	(独)原子力安全基盤機構
委員	植木 孝	(株)東芝 電力・社会システム社	委員	堤 喜隆	中部電力(株)
委員	宇賀田 健	大成建設(株)	委員	長澤 和幸	東京電力(株)
委員	蛭沢 晴三	(独)原子力安全基盤機構	委員	野田 幹男	東京電力(株)
委員	大島 靖樹	(財)電力中央研究所	委員	福士 直巳	(株)日立製作所
委員	大宮 幸男	(株)竹中工務店	委員	福島 誠一郎	東電設計(株)
委員	甲斐 芳郎	清水建設(株)	委員	藤田 聡	東京電機大学
委員	小畑 益彦	経済産業省 原子力安全・保安院	委員	藤本 滋	湘南工科大学
委員	酒井 俊朗	東京電力(株)	委員	水野 淳	鹿島建設(株)
委員	坂上 正治	(独)原子力安全基盤機構	委員	奥原 恭博	鹿島建設(株)
委員	小江 秀保	関西電力(株)	委員	村松 健	(独)日本原子力研究開発機構
			委員	山田 稔	関西電力(株)

旧委員

泉 端郎 ((独)原子力安全基盤機構), 佐藤 陸 (東京電力(株))

常時参加者

川原 修司 (経済産業省 原子力安全・保安院), 都安 登三 ((独)原子力安全基盤機構), 佐野 京子 ((独)原子力安全基盤機構), 田岡 英斗 ((独)原子力安全基盤機構), 谷川 純也 (関西電力(株)), 富永 和也 (経済産業省 原子力安全・保安院), 成宮 祥介 (関西電力(株)), 野中 則彦 (経済産業省 原子力安全・保安院), 堀江 正人 (関西電力(株)), 増田 貴弘 (東京電力(株)), 三明 雅幸 (関西電力(株)), 本橋 草平 ((独)原子力安全基盤機構), 森 和成 ((独)原子力安全基盤機構)

事故シーケンス評価作業会

(順不同、敬称略)
(2007年8月20日現在)

主査	村松 健	(独)日本原子力研究開発機構	委員	坂上 正治	(独)原子力安全基盤機構
副主査	越塚 誠一	東京大学	委員	武田 正紀	清水建設(株)
幹事	田南 遼也	東京電力(株)	委員	中井 良大	(独)日本原子力研究開発機構
委員	岩谷 泰広	中部電力(株)	委員	中村 晋	日本大学
委員	上村 孝史	東京電力(株)	委員	中村 隆夫	関西電力(株)
委員	織田 伸吾	(株)日立製作所	委員	福田 暉	(独)原子力安全基盤機構
委員	小倉 克規	(独)原子力安全基盤機構	委員	藤井 正彦	(株)東芝 電力・社会システム社
委員	黒岩 克也	三菱重工業(株)	委員	森田 毅	日本原子力発電(株)
委員	小畑 益彦	経済産業省 原子力安全・保安院	委員	山口 彰	大阪大学
委員	近藤 敬介	(独)原子力安全基盤機構			

常時参加者

越塚 誠一 ((独)原子力安全基盤機構), 金居田 秀二 (日本原子力発電(株)), 川原 修司 (経済産業省 原子力安全・保安院), 川端 治 ((独)原子力安全基盤機構), 谷川 純也 (関西電力(株)), 富永 和也 (経済産業省 原子力安全・保安院), 登島 誠介 ((株)原子力エンジニアリング), 野中 則彦 (経済産業省 原子力安全・保安院), 増田 貴弘 (東京電力(株)), 水野 祐子 ((株)ABS コンサルティング)

標準の利用にあたって

標準は対象とする技術、活動又は結果の仕様についての関係者のコンセンサスを規定しているものです。標準にはこうあるべきという義務的事項の他、こうあってもよいとして合意された非義務的な事項も含まれています。しかし、標準は、対象としている技術、活動又は結果の仕様について、規定している以外のものを排除するものではありません。

また、標準が規定のために引用している他規格・標準は、記載された年度版のものに限定されます。標準は全体として利用されることを前提に作成されており、公式な解釈は標準委員会が行ないます。標準委員会はそれ以外の解釈については責任を持ちません。標準を使用するに当たってはこれらのことを踏まえて下さい。

なお、標準委員会では、技術の進歩に対応するため、定期的に標準を見直しています。利用に当たっては、標準が最新版であることを確認して下さい。

目次

1. 適用範囲	1
2. 専門用語の定義	2
3. 評価の流れ	11
4. プラント情報の収集・分析と事故シナリオの概念的分析	12
4.1 プラント情報の収集・分析と事故シナリオの概念的分析の流れ	12
4.2 プラント関連情報の収集・分析	18
4.2.1 基本事項	18
4.2.2 地震ハザード、フラジリティ、事故シーケンス評価関連の情報の収集・分析	14
4.3 プラントウォークダウンの実施	16
4.3.1 基本事項	16
4.3.2 プラントウォークダウンの内容	16
4.4 事故シナリオの概念的な分析・設定	18
4.4.1 事故シナリオの広範囲な分析・選定	18
4.4.2 広範囲な事故シナリオのスクリーニング	20
4.5 事故シナリオの明確化と起因事象の分析	21
4.5.1 事故シナリオの明確化	21
4.5.1.1 基本事項	21
4.5.1.2 留意事項	21
4.5.2 起因事象の分析	22
4.5.2.1 基本事項	22
4.5.2.2 留意事項	22
4.6 建屋・機器リストの作成	23
4.6.1 基本事項	23
4.6.2 留意事項	24
5. 地震ハザード評価	25
5.1 地震ハザード評価の流れ	25
5.2 上下動及び地震ハザード評価における不確実な要因の取扱い	28
5.2.1 上下動の取扱い	28
5.2.2 地震ハザード評価における不確実な要因の取扱い	28
5.3 震源モデルの設定	29
5.3.1 震源モデルで対象とする領域の範囲の設定	30
5.3.2 対象地震の分類と震源モデルの設定	30
5.3.3 特定震源モデルのパラメータの設定	31

5.3.4	領域震源モデルのパラメータの設定	36
5.4	地震動伝播モデルの設定	42
5.4.1	地震動伝播モデルの選択	42
5.4.2	距離減衰式を用いる方法におけるパラメータの設定	43
5.4.3	断面モデルを用いる方法におけるパラメータの設定	44
5.4.4	ロジックツリーの分岐として考慮する項目の設定	44
5.5	ロジックツリーの作成	45
5.5.1	ロジックツリーで考慮すべき不確実さ要因の選定	45
5.5.2	ロジックツリー作成における技術的難易度及び専門家活用水準の設定	46
5.5.3	専門家活用水準ごとのロジックツリー作成手順	46
5.5.4	TI, TFI, 専門家の選定基準	48
5.6	地震ハザードの評価	49
5.6.1	炉心損傷頻度評価のための地震ハザード評価	49
5.6.2	フラジリティ評価用地震動作成のための地震ハザード評価	51
5.7	フラジリティ評価用地震動の作成	54
5.7.1	地震動レベルの設定	54
5.7.2	地震動作成手法の選択	56
5.7.3	目標スペクトルの設定	55
5.7.4	時刻歴波形の作成	56
5.7.5	免震型原子力発電施設を対象とする場合の留意事項	58
6	建屋・機器フラジリティ評価	59
6.1	建屋・機器フラジリティ評価の流れ	59
6.2	評価対象と損傷モードの設定	61
6.2.1	評価対象物の選定	61
6.2.2	損傷モード及び部位の抽出	61
6.2.3	損傷評価の指標の選定	63
6.2.4	機器カテゴリの作成及びカテゴリごとの現実的耐力評価	64
6.2.5	不確実さ要因の分析	65
6.3	評価手法の選択	66
6.4	現実的耐力の評価	67
6.4.1	現実的耐力評価における基本事項	67
6.4.2	現実的耐力の評価方法	68
6.4.2.1	建物・構築物	68
6.4.2.2	機器・配管系	69
6.4.2.3	地盤	69
6.5	現実的応答の評価	70

6.5.1	現実的応答評価における基本事項	70
6.5.2	現実的応答の評価方法	71
6.5.2.1	建物・構築物	71
6.5.2.2	機器・配管系	73
6.5.2.3	地盤	75
6.6	フラジリティの評価	76
6.6.1	現実的耐力と現実的応答による方法	76
6.6.1.1	基本事項	76
6.6.1.2	現実的耐力の評価	78
6.6.1.3	現実的応答の評価	78
6.6.1.4	フラジリティ曲線の算定	78
6.6.2	現実的耐力と応答係数による方法	80
6.6.2.1	基本事項	80
6.6.2.2	現実的耐力の評価	81
6.6.2.3	応答係数を用いた現実的応答の評価	81
6.6.2.4	フラジリティ曲線の算定	82
6.6.3	耐力係数と応答係数による方法	84
6.6.3.1	基本事項	84
6.6.3.2	耐力係数を用いた耐力の評価	85
6.6.3.3	応答係数を用いた現実的応答の評価	86
6.6.3.4	フラジリティ曲線の算定	87
6.7	損傷の相関及び免震型原子力発電施設のフラジリティ評価	88
6.7.1	損傷の相関の評価	88
6.7.1.1	損傷の相関の評価手法の選択	88
6.7.1.2	損傷の相関係数を用いる評価手法	88
6.7.1.3	損傷の相関係数を用いる評価における応答相関係数の評価	90
6.7.2	免震型原子力発電施設のフラジリティ評価	90
6.7.2.1	適用対象	90
6.7.2.2	建屋免震型原子力発電施設のフラジリティ評価	90
6.7.2.3	機器免震型原子力発電施設のフラジリティ評価	92
7	事故シーケンス評価	94
7.1	事故シーケンス評価の流れ	94
7.2	起因事象の設定	96
7.2.1	起因事象の設定と起因事象をもたらす建物、構築物、機器の設定	96
7.2.2	起因事象の階層化	96
7.3	事故シーケンスのモデル化	96

7.3.1	基本事項	96
7.3.2	事故シーケンスのモデル化の手順	97
7.3.2.1	安全機能の設定	97
7.3.2.2	成功基準の設定	98
7.3.2.3	イベントツリーの作成	99
7.4	システムのモデル化	101
7.4.1	基本事項	101
7.4.2	システムのモデル化に関する手順・留意事項	101
7.4.2.1	モデル化の前提条件の設定	101
7.4.2.2	基事象のスクリーニング	102
7.4.2.3	フォールトツリーの頂上事象の設定	102
7.4.2.4	フォールトツリーの作成	102
7.5	事故シーケンスの定量化	105
7.5.1	炉心損傷頻度の算出	105
7.5.2	事故シーケンスの条件付発生確率の評価	106
7.5.3	感度解析	108
7.5.4	不確実さ評価	109
7.5.5	重要度解析	110
7.5.6	損傷の相関の取扱い	111
7.6	格納容器機能喪失シナリオの分析	111
7.6.1	格納容器機能喪失に至る事故シナリオの分析	111
7.6.2	格納容器破損事故シーケンスの分析	112
8.	報告書のとりまとめ	114
8.1	報告書の作成方針	114
8.2	報告書の記載項目	114
附属書 1 (規定)	地震 PSA の妥当性を確保するための方策	115
附属書 2 (規定)	原子炉施設周辺斜面の崩壊による炉心損傷への影響評価	117
附属書 3 (規定)	余震による炉心損傷への影響評価	117
附属書 4 (規定)	経年変化事象を考慮した場合の炉心損傷への影響評価	118
附属書 5 (規定)	建屋の現実的耐力の評価方法	120
附属書 6 (規定)	屋外重要土木構造物の現実的耐力の評価方法	121
附属書 7 (規定)	地盤剛性の標準的なデータベース	126
附属書 8 (規定)	建屋減衰定数の標準的なデータベース	125
附属書 9 (規定)	コンクリート強度の標準的なデータベース	127

附属書 10 (規定)	建屋と連成して応答解析を行う機器の中央値及び不確実さの算定	129
附属書 11 (規定)	建屋と分離して応答評価を行う機器の入力及び機器モデルについて	129
附属書 12 (規定)	地盤崩壊確率の算定方法	130
附属書 13 (規定)	免震型原子力発電施設における免震用のモデル化	131
附属書 14 (参考)	斜面崩壊による 2 次的影響評価の参考例	133
附属書 15 (参考)	余震を考慮した地震 PSA 手法	139
附属書 16 (参考)	上下動に対する地震ハザード評価手法	141
附属書 17 (参考)	地震動のばらつきと上限値の取扱い	143
附属書 18 (参考)	文部科学省の地震調査研究推進本部における地震動のばらつきと上限値の取扱い	145
附属書 19 (参考)	公開地震ハザード評価コードの概要	148
附属書 20 (参考)	建屋の安定性に係る損傷限界点	152
附属書 21 (参考)	斜面の許容すべり量に基づく損傷確率評価	155
解説 1	この標準の対象とする領域	159
解説 2	火災、洪水、津波を適用範囲外とした理由	159
解説 3	専門用語の補足	159
解説 4	評価に必要な情報の情報源	162
解説 5	地震ハザード評価関連データベース	163
解説 6	米国 IEEE におけるプラントウォークダウンの概要	171
解説 7	事故シナリオの概括的な分析・設定における広範囲な事故シナリオの例	172
解説 8	スクリーニングの考え方の例	173
解説 9	斜面崩壊が炉心損傷に及ぼす影響の確認方法	176
解説 10	建物・構築物・機器に対する余震の影響について	176
解説 11	経年変化の取扱い	185
解説 12	地震動強さに着目した内的事象 PSA との関係の整理	189
解説 13	起回事象の分類の考え方	192
解説 14	起回事象をもたらす建物・構築物・機器の明確化の例	200
解説 15	フラジリティ評価対象機器リストの記載内容例	203
解説 16	地震ハザード評価における予備解析の重要性	206
解説 17	炉心損傷頻度評価のための地震ハザード	206
解説 18	地震応答評価用入力地震動を設定するための地震ハザード	206
解説 19	地震ハザード評価における不確実さ要因	207

解説 20	特定震源モデル又は領域震源モデルと対象地震との対応付け	209
解説 21	活断層資料の選定について	211
解説 22	破壊度による評価対象活断層の選定	212
解説 23	活断層のセグメンテーションに対する考え方	218
解説 24	地震発生の周期性の考慮	218
解説 25	活断層、地表地震断層、震源断層を考慮した断層長さの 設定における留意内容	217
解説 26	歴史地震情報の選定	218
解説 27	余震情報の選定	221
解説 28	b値モデルの概要	222
解説 29	最大加速度・速度距離減衰式の例	224
解説 30	スペクトル距離減衰式の例	228
解説 31	地震動観測記録を用いた距離減衰式に対する地点補正の例	232
解説 32	断層モデルによる地震動評価	237
解説 33	断層モデル（波形合成法）のパラメータ設定のためのレシビ	239
解説 34	断層モデルを用いた地震ハザード評価におけるばらつきの取扱い	241
解説 35	断層破壊を考慮した強震動評価における不確実さ要因の 取扱いの例	243
解説 36	SSHAC(米国)レポートにおけるロジックツリー作成の検討レベル	244
解説 37	専門家活用水準1に相当するロジックツリー作成の例	246
解説 38	専門家活用水準2に相当するロジックツリー作成の例	247
解説 39	専門家活用水準3に相当するロジックツリー作成の例	253
解説 40	専門家意見の抽出方法	260
解説 41	評価対象期間の設定の違いに対応する発生頻度の評価手法	261
解説 42	超過確率と超過頻度の交換	263
解説 43	地震ハザード曲線群の評価手法	263
解説 44	地震ハザード曲線群における任意地震動強さでの分布形状の 特性値（平均値、中央値）の求め方	264
解説 45	地震ハザード曲線の重み手法	264
解説 46	フラクタイル値と地震ハザード曲線群の総数	265
解説 47	アグリゲートハザード曲線	268
解説 48	距離減衰式を用いた地震ハザード評価の例	268
解説 49	距離減衰式を用いた地震ハザード不確実さ評価の例	271
解説 50	モンテカルロ手法を用いた地震ハザードの不確実さ評価の例	275
解説 51	断層モデルを用いた地震ハザード評価の例	280
解説 52	距離減衰式と断層モデルを組み合わせた地震ハザード評価の例	283

解説 53	一様ハザードスペクトルの評価の例	285
解説 54	地震ハザードの再分解によるマグニチュード・距離の作成手法	289
解説 55	地震ハザードの再分解によるマグニチュード・距離の評価の例	290
解説 56	周期特性の設定	292
解説 57	時刻歴波形の作成手順	295
解説 58	ターゲットスペクトルに適合した模擬地震波の作成例	298
解説 59	2価減衰スペクトルに適合させた模擬地震波の作成例	301
解説 60	群遅延位相モデルを用いた模擬地震波の作成例	304
解説 61	確率的ハザードに適合した地震動波形群の設定例	309
解説 62	フラジリティ曲線の算定の概要	313
解説 63	対数正規分布の仮定に対する考え方	315
解説 64	フラジリティ評価で対象とする設備の例	316
解説 65	耐力値の評価におけるスクリーニング基準の検討例	319
解説 66	建屋の損傷シナリオを構成する損傷モードの例	320
解説 67	建屋フラジリティ評価における上下動の取扱い	321
解説 68	機器の損傷モードの例	322
解説 69	配管系の評価対象部位の選定例	326
解説 70	建物・構築物に対する損傷評価指標の選定に関する補足事項	327
解説 71	地震動強さの指標の選定に関する補足事項	327
解説 72	機器カテゴリ分類の例	327
解説 73	一般的な不確実さ要因	329
解説 74	建物・構築物及び地盤などの不確実さ要因の例	329
解説 75	機器・配管系の不確実さ要因の例	333
解説 76	フラジリティ評価手法の特徴	337
解説 77	フラジリティ評価手法における中央値及び標準偏差の一般的傾向	337
解説 78	評価対象ごとの現実的耐力及び現実的応答の中央値及び 標準偏差の一般的傾向	338
解説 79	不確実さ伝播解析手法の選定	339
解説 80	機器材料の限界強度データに基づく現実的耐力の中央値の設定例	342
解説 81	機器の材料強度に関するデータベース	343
解説 82	炉心支持構造物の現実的耐力の中央値の設定例	343
解説 83	機器・配管系のアンカー部の現実的耐力評価	344
解説 84	動的機能限界試験データの例 (1)	344
解説 85	動的機能限界試験データの例 (2)	345
解説 86	機器種別の機能検証加振試験に関するデータ	345
解説 87	機能検証加振速度を用いた動的機器の現実的耐力の評価手法	347

解説 88 加振試験に関するデータベース347

解説 89 サブ応答係数における上下入力地震動の考え方349

解説 90 屋外重要土木構造物の地震応答解析手法の適用について349

解説 91 原子炉建屋の現実的応答評価における不確かさパラメータの設定351

解説 92 屋外重要土木構造物の現実的応答評価における不確かさ
パラメータの設定351

解説 93 現実的応答評価における不確かさ解析手法の精度351

解説 94 建物・構築物におけるサブ応答係数の例353

解説 95 機器におけるサブ応答係数の例357

解説 96 機器種別ごとの減衰定数に関するデータベース360

解説 97 モーダル係数に係るサブ応答係数の評価例363

解説 98 モード合成に係わるサブ応答係数の評価例365

解説 99 現実的応答関連のデータベース366

解説 100 塑性エネルギー吸収係数の概要と評価例367

解説 101 フラジリティ曲線の算定例の一覧375

解説 102 原子炉建屋のフラジリティ評価例377

解説 103 BWR 原子炉建屋フラジリティ評価における不確かさの試算例383

解説 104 屋外重要土木構造物・取水ピットのフラジリティ評価例381

解説 105 屋外土木構造物・海水管ダクトのフラジリティ評価例396

解説 106 地中 RC 構造物の損傷確率評価例398

解説 107 現実的耐力と現実的応答による方法を用いた
機器・配管系のフラジリティ評価例401

解説 108 地震動による原子炉格納容器の耐圧機能の低下の考え方について471

解説 109 斜面のせん断抵抗力に基づく損傷確率評価例471

解説 110 斜面のすべり安全率に基づく損傷確率評価例474

解説 111 原子力発電施設の基礎地盤の年損傷確率評価例478

解説 112 現実的耐力と応答係数による方法481

解説 113 現実的耐力と応答係数による方法を用いた
BWR 原子炉建屋のフラジリティ評価の例484

解説 114 現実的耐力と応答係数による方法を用いた屋外重要土木構造物
・海水管ダクトのフラジリティ評価の例491

解説 115 現実的耐力と応答係数による方法を用いた機器の
フラジリティ評価例497

解説 116 耐力係数と応答係数による方法512

解説 117 耐力係数と応答係数による方法における上下動の考え方517

解説 118 耐力係数と応答係数による方法を用いた建屋フラジリティ

評価の例517

解説 119 耐力係数と応答係数による方法を用いた機器フラジリティ
評価の例526

解説 120 損傷の相関の必要性558

解説 121 損傷の相関係数を用いる評価手法559

解説 122 モンテカルロ法を用いた損傷の相関評価手法560

解説 123 応答の相関係数の評価例561

解説 124 免震装置の損傷モード・損傷指標565

解説 125 陸上免震型原子力発電施設の不確かさ要因565

解説 126 積層ゴムの現実的耐力566

解説 127 渡り配管及び伸縮継ぎ手の例568

解説 128 積層ゴム系免震装置の耐力のばらつきに関するデータ569

解説 129 免震建屋の損傷確率評価例570

解説 130 免震建屋の搭載機器の損傷確率評価例574

解説 131 機器免震のフラジリティ評価例577

解説 132 免震型非常用ディーゼル発電機の損傷確率評価例581

解説 133 免震鋼管付き起動変圧器のフラジリティ評価例583

解説 134 階層イベントツリーの例587

解説 135 成功基準の例589

解説 136 イベントツリーの作成例591

解説 137 フォールトツリーの例598

解説 138 熱交換器損傷の例601

解説 139 人的過誤のモデル化の例601

解説 140 条件付分岐確率イベントツリー法および最小カットセットの作成の例607

解説 141 モンテカルロ法による条件付炉心損傷確率の算出方法の例609

解説 142 地震による起因事象発生確率算出手法の例612

解説 143 感度解析項目の例616

解説 144 不確かさ評価の例617

解説 145 相関性の取扱い方法について621

解説 146 レベル 2PSA の実施手順627

解説 147 格納容器破損に至る事故シナリオの分析作業628

解説 148 地震 PSA のためのプラント損傷状態の分類の例629

解説 149 地震 PSA のための格納容器イベントツリーヘディングの例631

解説 150 地震 PSA のための格納容器破損モードの検討例632

解説 151 報告書の記載項目の例632

解説 152 地震 PSA の妥当性確保のための具体的な方策について635