

制定 平成 25 年 1 月 27 日 原規技発第 1311273 号 原子力規制委員会決定
改定 平成 29 年 3 月 29 日 原規規発第 17032914 号 原子力規制委員会決定
改定 令和 2 年 3 月 31 日 原規規発第 20033110 号 原子力規制委員会決定

実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドについて次のように定める。

平成 25 年 1 月 27 日

原子力規制委員会

実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドの制定について

原子力規制委員会は、実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドを別添のとおり定める。

附 則

この規程は、平成 25 年 1 月 27 日より施行する。

附 則

この規程は、平成 29 年 3 月 29 日より施行する。

附 則

この規程は、原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律（平成 29 年法律第 15 号）第 3 条の規定の施行の日（令和 2 年 4 月 1 日）から施行する。

実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド

第1章 総則

本規程は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。）第43条の3の29及び実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号。以下「実用炉規則」という。）第99条の2から第99条の7までの規定に基づく実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用について示すものである。本規程において使用する用語は、原子炉等規制法及び実用炉規則において使用する用語の例による。

発電用原子炉設置者は、原子炉等規制法第43条の3の14の規定により、発電用原子炉施設を技術上の基準に適合するよう維持する責務がある。また、発電用原子炉設置者は、原子炉等規制法第57条の8の規定により、発電用原子炉施設における安全に関する最新の知見を踏まえつつ、核原料物質、核燃料物質及び発電用原子炉による災害の防止に関し、発電用原子炉施設の安全性の向上に資する設備又は機器の設置、保安教育の充実その他必要な措置を講ずる責務がある。安全性向上評価は、これらの責務を果たすための取組の実施状況及び有効性について、発電用原子炉設置者が調査及び評価を行うものである。また、本評価の実施及び評価結果を踏まえ、原子力安全のための取組及び原子力安全規制について継続的な改善を図るものである。

本規程は、発電用原子炉設置者の自主的な安全性向上の取組を促進する観点から、安全性向上評価の具体的実施内容及び届出書の内容等を例示するものであるが、その技術的内容は本規程に掲げるもの以外であっても、その妥当性が適切に示された場合には、その方法を用いることを妨げない。

1. 評価の対象

原子炉等規制法第43条の3の5に基づく設置の許可を受けた発電用原子炉（原子炉等規制法第43条の3の34第2項に基づく廃止措置計画の認可を受けたものを除く。）を対象とし、発電用原子炉ごとに評価を行う。

2. 評価時点及び実施時期

(1) 既設の発電用原子炉

原子炉等規制法第43条の3の16第2項に規定する定期事業者検査の終了時点の状態を対象とし、当該検査終了後6ヶ月以内に評価を実施し、その後遅滞なく届出を行う。ただし、第1回目の評価については、原子力規制委員会設置法（平成24年法律第47号）附則第18条の規程の施行の日（平成25年12月18日）以後において、発電用原子炉施設の運転の開始後最初に行われる定期事業者検査の終了時点の状態を対象とし、当該検査終了後6ヶ月以内に評価を実施し、その後遅滞なく届出を行う。

(2) 新設又は増設した発電用原子炉

新設又は増設した発電用原子炉（新設又は増設の工事の後、定期事業者検査を行

っていない発電用原子炉をいう。第3章2.において同じ。)の第1回目の評価については、当該新設又は増設号機の原子炉等規制法第43条の3の1第3項に規定する使用前確認に係る使用前確認証の交付を受けた時点の状態を対象とし、当該使用前確認証の交付を受けた日から6ヶ月以内に評価を実施し、その後遅滞なく届出を行う。以降は、既設の発電用原子炉と同様とする。

3. 目標等の設定

組織として目標及び目的を設定し、安全性向上評価を実施する。また、安全性向上評価の実施体制及び実施手順等を明確にし、発電用原子炉設置者として自主的に講ずる措置について目標及び計画等を定める。

4. 安全性向上評価の継続的な充実

第2章3.及び4.の結果等について、直近の安全性向上評価の結果等からの大きな変更がないなど、改めて調査、分析又は評定をする必要がない場合には改訂しなくても良いこととし、必要がないと判断した理由について明らかにする。ただし、原則として5年ごと(第2章3.3-2については10年ごと)に改訂することに加え、大規模な工事を行うなど、確率論的リスク評価又は安全裕度評価の結果が変わることが見込まれる場合においても、第2章3.3-1及び4.の結果等について工事等の内容に応じた改訂を行う。

上記の5年ごと又は10年ごとの改訂については、初回の届出に係る評価時点を起算日とし、5年ごと又は10年ごとの期間を経過する日以後最初の定期事業者検査の終了後6ヶ月以内に行う安全性向上評価の際に実施する。

なお、5年ごとの改訂の直前に行った大規模な工事などによる確率論的リスク評価等の結果の変更によって、第2章3.3-1について改訂を行った場合には、その内容を用いて第2章4.の総合的な評定を行うこととして良い。

5. 届出書の提出

実用炉規則第99条の4第2項の規定により、届出書の提出は正本1通とするが、当該届出書の内容を補足説明するのに資する資料を参考資料として添付しても良い。当該参考資料は、「原子力規制委員会の業務運営の透明性の確保のための方針」(原規総発第1209196号(平成24年9月19日原子力規制委員会決定))に沿って取り扱うものとする。

誤記等があった場合で届出書の補正等を行う場合には、補正した届出書の提出に加え、変更点が容易に判別できるよう、新旧対照表等の資料を添付する。

6. 届出書の公表

実用炉規則第99条の7で規定する「その他の適切な方法」とは、本社、支社又は各社が設置しているPR館等において閲覧できるようにする方法とする。

第2章 安全性向上評価の内容及び届出書記載事項

1. 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲

原子炉等規制法第43条の3の29第2項第1号及び実用炉規則第99条の6第1号イ及びロの規定に基づく調査等（調査し、及び分析をし、並びにこれらの調査及び分析の結果を考慮して総合的な評価をすることをいう。以下同じ。）の対象範囲を明確にするため、以下について説明する。

1-1 発電用原子炉施設概要

本届出に係る発電用原子炉施設の概要（設置の経緯、施設及び設備の概要、運転実績並びに施設に係る組織等）を記載する。

1-2 敷地特性

気象、地盤、水理、地震、津波、火山、外部火災、社会環境等、原子炉等規制法第43条の3の5第2項第5号及び実用炉規則第3条第2項第6号に係る発電用原子炉施設所在地の特性を記載する。

1-3 構築物、系統及び機器

原子炉等規制法第43条の3の6及び第43条の3の14の基準において設置すべきものとして許可を受けている、原子炉等規制法第43条の3の5第2項第5号及び実用炉規則第3条第2項第8号又は第5条第2項第8号の記載内容並びに原子炉等規制法第43条の3の9又は第43条の3の10の規定により認可を受けた又は届出が行われた設計及び工事の計画の内容を基本とし、第1章2.の時点における最新の状態について記載する。

1-4 保安のための管理体制及び管理事項

原子炉等規制法第43条の3の24の規定に基づき定められた保安規定に記載されている運転管理を基本とし、第1章2.の時点における最新の状態について記載する。

1-5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果

原子炉等規制法第43条の3の5第2項第9号及び第10号並びに実用炉規則第3条第1項第6号及び第7号に係る通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時における安全性の評価（通常運転時の被ばく評価を含む。）を基本とし、第1章2.で述べる評価の時点における最新の状態について記載する。

2. 安全性の向上のため自主的に講じた措置

原子炉等規制法第43条の3の29第2項第1号及び実用炉規則第99条の6第1号ハの規定に基づき、自主的に講じた措置が発電用原子炉の安全性に与える影響に関し、以下の項目について説明する。

2-1 安全性の向上に向けた継続的取組の方針

安全性向上への継続的な取組に関して、組織としての方針を明らかにする。また、提出される安全性向上評価の実施に係るものを含め、その目的、目標、実施体制及びプロセスを記載する。

2-2 調査等

(1) 保安活動の実施状況

原子炉等規制法第43条の3の2第1項及び実用炉規則第69条の規定に基づく保安活動に加えて、発電用原子炉施設の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する発電用原子炉設置者の自主的な取組を含めた活動の実施状況について記載する。

(2) 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

以下を含め、安全性向上に資すると判断される国内外で得られた最新の科学的知見及び技術的知見について収集し、記載する。また、その判断の根拠についても説明する。

- ① 発電用原子炉施設の安全性を確保する上で重要な設備に関する、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等（国内外の安全研究で明らかになった最新知見のほか、国内外の研究開発情報を含む。）
- ② 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓（発電用原子炉設置者が設置した発電用原子炉の運転経験及び品質マネジメント活動から得られた教訓及び知見並びに原子力規制委員会（旧原子力安全・保安院を含む。）が文書で指示した調査及び点検事項に関する措置状況を含む。）
- ③ 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ
- ④ 国内外の基準等（IAEA等の国際機関における基準等の策定に係る会合及び規制活動に係る会合における情報を含む。）
- ⑤ 国際機関及び国内外の学会等の情報（例えば、地震及び津波をはじめとする外部事象並びに溢水及び火災等の内部事象に関する知見）

(3) 発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するための調査（プラント・ウォークダウン）

評価対象の発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するためにプラント・ウォークダウンを実施した場合、その実施目的、実施計画及び結果を説明する。

2-3 安全性向上計画

1. で示された施設に対して、2-2の調査等を踏まえ、安全性向上に資する自主的な追加措置が抽出された場合には、その実施に係る具体的な計画について記載する。

2-4 追加措置の内容

(1) 構築物、系統及び機器における追加措置

原子炉等規制法第43条の3の6及び第43条の3の14に規定する基準（重大事故対策に限る。）により必要とされた機器等以外のものであって事故の発生防止等に資する機器等について、概要並びに運用方針及びその期待される効果等を記載する。

(2) 体制における追加措置

(1)で記載された安全性向上を図るために配置又は設置した設備の運用を円滑に、かつ、効果的に実施するための措置、例えば人員配置及び指揮命令系統の他、教育又は訓練等について記載する。

2-5 外部評価（外部の評価を受けた場合）の結果

外部の有識者又は組織による評価を受けた場合には、その実施目的及び内容を記載するとともに、評価を踏まえて実施した対応について記載する。

3. 安全性の向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析

原子炉等規制法第43条の3の29第2項第1号及び第2号並びに実用炉規則第99条の6第1号ハ及び第2号の規定に基づき実施する、自主的に講じた措置に係る調査及び分析について長所及び短所を明らかにした上で説明する。

調査及び分析に際しては、1. 及び2. の内容を踏まえるものとし、以下の手法を適用する。

調査及び分析並びにその安全性の向上に対する有効性の評価に当たっては、原子炉等規制法第43条の3の29の規定を踏まえた上で IAEA 安全ガイド（「Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants」(No. SSG-25)）又はそれと同等の規格を参照することができる。

3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価

以下の内容について評価する。

(1) 内部事象及び外部事象に係る評価

評価の実施時点における最新の文献及び調査等から得られた科学的知見及び技術的知見に基づき、安全評価の前提となっている内部事象及び外部事象の評価を行う。前回の評価結果（直近の届出または設置（変更）許可のいずれか直近のもの）からの見直しの要否及び当該評価を踏まえた防護措置の妥当性についての確認の結果、設置（変更）許可に係る内容の変更の必要が生じた場合には、速やかに設置変更許可等の手続を実施しなければならない。なお、第1回目の評価については、評価時点における内部事象及び外部事象に係る評価を記載する。

(2) 決定論的安全評価

発電用原子炉設置者が前回の評価時点（直近の評価時点または設置（変更）許可のいずれか直近の評価時点）以降に自主的に講じた措置、及び直近の定期事業者検査等において確認された発電用原子炉施設の性能等を踏まえて発電用原子炉施設の現状について安全評価を行い、その効果について確認する。その際の評価手法（安全解析コード等）は最新知見を踏まえて適用する。なお、第1回目の評価については、評価時点における発電用原子炉施設の安全評価を記載する。

(3) 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）

- ①原子炉等規制法第43条3の6及び第43条の3の14の基準その他関係法令を踏まえ、レベル1 PRA 及びレベル2 PRA を内部事象及び外部事象を対象に実施する。
- ②PRA の評価にあたっては、故障率データ等を含め最新の知見を反映した手法等を適用する。
- ③本評価で対象とする事象については、PRA 実施手法の成熟状況に応じ、段階的に拡張していくものとする。今後、検討していく事象の例を以下に示す。
 - (a) 内部事象として、内部溢水及び内部火災

- (b) 外部事象として、地震及び津波の重畳事象並びに地震及び津波以外の外部事象
- (c) 使用済燃料貯蔵槽で発生する事象
- (d) 多数基で同時に発生する事象
- ④ 第 1 回目の届出においては、以下のそれぞれの場合の敷地境界における実効線量を評価する。
 - (a) 炉心損傷後における原子炉格納容器の機能が維持されている場合
 - (b) 原子炉格納容器の機能を維持するため圧力逃がし装置を設置している発電用原子炉にあっては、管理放出が行われている場合
- ⑤ 参考資料 1 に、P R A 実施手法の一例を示す。
- (4) 安全裕度評価
 - ① 参考資料 2 に示す実施手法の例を参考とし、地震及び津波並びにその重畳事象について実施する。また、その他の外的事象について検討を行い、考慮すべきと考えられるものについて評価を実施する。
 - ② 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価に関する評価手法及び実施計画」（平成 23 年 7 月 21 日原子力安全・保安院取りまとめ）、「ストレステスト（二次評価）における参照事項（案）」（平成 24 年 7 月 23 日原子力安全・保安院取りまとめ）中 1. ～ 4. 及び「EU “Stress tests” specifications」（平成 23 年 5 月 25 日欧州理事会（European Commission）及び欧州原子力規制機関グループ（ENSREG; European Nuclear Safety Regulators’ Group）制定）を参考とする。

3-2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価

原子炉等規制法第 43 条の 3 の 2 第 1 項及び実用炉規則第 69 条の規定に基づく保安活動に加えて、発電用原子炉施設の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する発電用原子炉設置者の自主的な取組を含めた活動について調査及び分析し、その安全性の向上に対する中長期的な観点からの有効性の評価について、以下の(1)から(11)に示す安全因子ごとに整理し、記載する。

なお、運転開始後 30 年を経過した発電用原子炉施設にあっては、「(4) 経年劣化」について、原子炉等規制法第 43 条の 3 の 2 第 1 項及び実用炉規則第 82 条第 1 項から第 4 項までの規定に基づく経年劣化に関する技術的な評価の結果を活用することができる。その場合は、当該技術的な評価の結果に自主的な取組に係る評価を加味して当該項目としての評価を行うこととする。

(1) プラント設計

プラントの設計及びその安全評価が、許認可条件、国内外の基準、要求事項等に照らして十分なものになっていることを評価する。

(2) 構築物、系統及び機器の状態

構築物、系統及び機器の状態が、設計上の要求を十分満たしており、かつ、保守、試験及び供用期間中検査の結果が適切に文書化されていることを評価する。

(3) 機器の性能認定

機器の性能が、その使用環境における条件を踏まえて適切に認定されており、かつ、その認定された性能が、十分な保守、検査、試験により維持されていることを評価する。

(4) 経年劣化

構築物、系統及び機器の経年劣化管理プログラムが、要求される機能を確保するために有効なものであり、経年劣化が効果的に管理されていることを評価する。

(5) 安全実績

プラントの安全実績指標と運転経験の記録が、必要な安全上の改善の必要性を示すものとなっていることを評価する。

(6) 他プラント及び研究成果から得られた知見の活用

他のプラント及び研究成果から得られた知見その他 2. 2-2 (2)において収集し記載した知見が、合理的かつ実施可能な安全上の改善に活用されていることを評価する。

(7) 組織、マネジメントシステム及び安全文化

組織、マネジメントシステム及び安全文化が、プラントの安全な運用を確実なものとするために十分かつ効果的なものとなっていることを評価する。

(8) 手順

運用手順、作業手順を管理、導入、実行するためのプロセス、運転条件、規制要求等を遵守するためのプロセスが十分かつ効果的であり、プラントの安全を確実にするものとなっていることを評価する。

(9) 人的要因

プラントの安全な運用に影響するかもしれない様々な人的要因を評価し、合理的かつ実施可能な改善を明らかにしていることを評価する。

(10) 緊急時計画

運転組織が、緊急事態に対応するために十分な計画、要員、施設、機器を有しており、定常的に十分な訓練が行われていることを評価する。

(11) 環境への放射線影響

環境への放射線影響をモニタリングするための十分かつ有効なプログラムが、放射性物質の環境への放出の適切な管理、合理的に達成可能な水準への低減を確実にするものとなっていることを評価する。

4. 総合的な評定

原子炉等規制法第43条の3の29第2項及び実用炉規則第99条の6第3号の規定に基づき実施する、発電用原子炉施設全体に係る安全性についての総合的な評定について説明する。総合的な評定の実施に当たり、原子炉等規制法第43条の3の29の規定を踏まえた上でIAEA安全ガイド（「Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants」(No. SSG-25)）又はそれと同等の規格を参照することができる。

4-1 評定結果

1. ～ 3. の内容を踏まえ、発電用原子炉施設の安全性に関して長所及び短所を

明らかにした上で評定の結果を説明する。外部の有識者又は組織の評価を受けた場合は、その内容を記載するとともに、当該評価を踏まえて採った対応について記載する。

4-2 安全性向上計画

1. ～ 3. 及び 4-1 の内容を踏まえ、発電用原子炉設置者としての見解を示すとともに、今後の安全性向上に向けた取組についての短期的及び中長期的な方針並びに安全性向上のための具体的な措置に係る計画を記載する。

以上、1. ～ 4. の記載項目のイメージを別添に示す。

第3章 原子力規制委員会が行う確認

原子力規制委員会は、原子炉等規制法第43条の3の29第3項の規定に基づく届出書において、調査等が実用炉規則第99条の6の方法に適合していることを確認する。

1. 目標等の確認

安全性向上評価を実施するに当たって、組織としての目標及び目的が設定されていること並びに実施体制及び実施手順等が明確にされていることを確認する。

2. 第2章1. に係る確認

- (1) 直近の定期事業者検査の終了（新設又は増設した発電用原子炉については、使用前確認証の交付を受けた）時点での内容となっていることを確認する。なお、第1回目の評価については、運転を再開し最初の運転サイクル終了後に行われる定期事業者検査の終了時点となっていることを確認する。
- (2) 設置許可申請書、設置変更許可申請書、設計及び工事の計画及び保安規定において、原子炉等規制法第43条の3の6及び第43条の3の14の基準その他関係法令に適合していることが確認された範囲が記載されていることを確認する。

3. 第2章2. に係る確認

- (1) 発電用原子炉設置者が評価に係る発電用原子炉施設及び保安活動の現状を把握したものとなっていることを確認する。
- (2) 調査等が国内外の最新の科学的知見及び技術的知見に基づき実施されていることを確認する。
- (3) 調査等を踏まえて自主的に講じた措置及びその計画が記載されており、その措置による効果及び影響について評価されていることを確認する。

4. 第2章3. 3-1に係る確認

- (1) 発電用原子炉設置者が採用した評価手法及びそれらの技術的根拠を確認する。
- (2) IAEA安全ガイド（「Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants」(No. SSG-25)）又はそれと同等の規格を参照している場合にあつては、調査及び分析、有効性の評価の方法、内容等が原子炉等規制法第43条の3の29の規定を踏まえた上で当該規格に沿ったものとなっていることについて確認する。
- (3) PRAに係る確認については、(1)及び(2)に加え以下のとおりとする。
 - ① 信頼性があり、かつ最新の知見に基づいた故障データ等となっていることを確認する。
 - ② PRA評価手法の成熟状況を踏まえて、評価対象とする事象が選択されていることを確認する。
- (4) 安全裕度評価に係る確認については、(1)に加え以下のとおりとする。
 - ① 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用

原子炉施設の安全性に関する総合的評価に関する評価手法及び実施計画」、「ストレステスト（二次評価）における参照事項（案）」（平成24年7月23日原子力安全・保安院取りまとめ）中1.～4.及び「EU“Stress tests” specifications」を踏まえた内容となっていることを確認する。

- ② 地震及び津波以外の外部事象について、考慮すべきものの有無について検討された上で適切な外部事象が選定されていることを確認する。

5. 第2章3. 3-2に係る確認

- (1) 自主的な取組を含めた活動が中長期的な期間にわたって蓄積されたことによる、プラントの安全性の向上について評価されていることを確認する。
- (2) それぞれの安全因子の視点から、安全性の向上に対する有効性が評価されていることについて確認する。
- (3) IAEA安全ガイド（「Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants」（No. SSG-25））又はそれと同等の規格を参照している場合にあつては、調査及び分析、有効性の評価の方法、内容等が原子炉等規制法第43条の3の29の規定を踏まえた上で当該規格に沿ったものとなっていることについて確認する。

6. 第2章4. に係る確認

- (1) 組織としての取組となっていることを確認する。
- (2) 記載されている今後の安全性向上に向けた取組に係る計画等が第2章1.～3.及び4-1の内容を反映したものとなっていることを確認する。
- (3) 安全性向上に資する取組が継続的なものとなっていることを確認する。

安全性向上評価の届出書の記載のイメージ

1. 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲を示す書類

1-1 発電用原子炉施設概要

1-2 敷地特性

1-3 構築物、系統及び機器

1-3-1 設計基準への適合の状況

<例>

x 非常用炉心冷却設備

x-1 概要

x-2 設計要求

※設備に対して、法令で要求された安全機能ごとに整理して記載。また、原子力規制委員会（旧原子力安全・保安院を含む。）が文書で指示した調査及び点検事項に関する措置状況についても列記

x-2-1 炉心冷却機能

x-2-2 未臨界維持機能

x-2-3 信頼性設計技術要件

※自然、共用、多重性、試験可能性、材料選定方針及び適用基準等の設計方針を記載

x-2-4 強度及び耐震設計に対する設計要求

x-2-5 その他の規制項目

x-2-5-i 待機系配管での熱成層による疲労対応

x-3 主要な系統

※主要な系統について概略を説明（例：各系統の説明、系統設計の内容及び解析使用値の記述。設工認の系統図を添付）

x-3-1 高圧注入系

x-3-2 低圧注入系

x-3-3 蓄圧注入系

x-4 主要機器設備〈設置（変更）許可と設工認記載機器を対象〉

※強度計算書の添付は不要

※重要度、耐震、機器クラス、型式、仕様、材料及び設工認添付図等の設工認記載内容並びに容量決定根拠等

x-4-1-1 高圧注入ポンプ

x-4-3-2 ホウ酸注入タンク

x-4-x 配管及び弁

x-5 設計要求に対する評価

※設計要求ごとに評価結果を記載。評価に用いた前提条件で、保安規定の根拠となり、運転管理上規制されているものを列記

x-5-1 炉心冷却機能

x-5-2 未臨界維持機能

x-6 試験検査・管理

※検査対象機器、使用前事業者検査での確認項目、運転段階での確認項目、運転管理としてのサーベランステスト、管理値、検査の種類及び技術並びに法令上要求される系統構成上の制限等を記載

x-6-1 高圧注入系

x-6-1-1 使用前事業者検査

※使用前事業者検査における性能に関する確認事項を記載

x-6-1-2 運転段階での検査

x-6-1-3 サーベランス管理

※運転中に実施するポンプ等の運転状態の確認（主にPS系）及び運転中に定期的にも実施するテスト（主にMS系のサーベランステスト）時のポンプ等の仕様を記載

x-6-1-3-1 定期試験

※使用前事業者検査の確認事項と同じ内容を記載。ただし、供用期間中検査に関する事項を追加記載

x-6-1-3-2 運転管理項目

※安全解析に用いた条件で運転上管理すべき値に関する内容を記載（例：PWRにおけるほう素濃度、BWRにおけるP-Fマップ等）

1-3-2 重大事故対策

a 原子炉停止対策

a-1 概要

a-2 設計要求

※設備に対して、法令で要求された重大事故等に対処するための機能ごとに整理して記載。また、原子力規制委員会（旧原子力安全・保安院を含む。）が文書で指示した調査及び点検事項に関する措置状況についても列記

a-3 主要な系統・設備仕様

※主要な系統について概略を説明

（例：BWR）

a-3-1 代替再循環ポンプトリップ

※個別設備の概要、解析使用値（入力パラメータ等）及び仕様を記載

a-3-2 代替制御棒挿入

※個別設備の概要、解析使用値（入力パラメータ等）及び仕様を記載

a-4 設計要求に対する評価

※設計要求ごとに評価結果を記載。評価に用いた前提条件で、保安規定の根拠となり運転管理上規制されているものを列記

a-5 試験検査・管理

※使用前事業者検査での確認項目、運転段階での確認項目及び管理値、規制上要求される系統構成上の制限（コンフィグレーション管理）等を記載

- b 原子炉冷却材高圧時の冷却対策
- c 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策
- d 原子炉冷却材低圧時の冷却対策
- e 事故後の最終ヒートシンク確保対策
- f 原子炉格納容器の冷却・減圧・放射性物質低減対策（格納容器スプレー）
- g 原子炉格納容器の除熱・減圧・放射性物質低減対策（フィルターベント）
- h 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却対策
- i 原子炉格納容器、原子炉建屋等の水素爆発防止対策
- j 使用済燃料貯蔵槽の冷却・遮へい・未臨界確保対策
- k 補給水・水源の確保対策
- l 電源確保対策
- m 制御室・緊急時対策所
- n 計装設備
- o モニタリングポスト
- p 通信連絡設備
- q 特定重大事故等対処施設
- r 敷地外への放射性物質の拡散抑制対策

1-4 保安のための管理体制及び管理事項

※発電用原子炉施設の運転に関し、保安のために守るべき事項並びに実施するための体制及び規程類に定める事項を記載。また、保安規定で定める事項との関係を記載

1-4-1 発電用原子炉施設の運転に係る保安の考え方

1-4-2 品質管理活動

※所長、原子炉主任技術者、発電所内体制及び全社的体制

1-4-3 運転管理

※通常時（起動停止、出力運転及び燃料交換）の管理、異常時（原子炉緊急停止、ECCS作動等）の対応及び訓練及び管理計画

1-4-4 燃料管理

※燃料取替計画及び管理計画

1-4-5 放射性廃棄物管理

※放射性廃棄物管理の考え方及び管理計画

1-4-6 放射線管理

※放射線管理の考え方及び管理計画

1-4-7 施設管理（機器・構造物の経年劣化に対する傾向監視を含む。）

※施設管理の考え方、設計・工事・巡視・点検・検査に係る規定及び管理計画

1-4-8 非常時の措置

※防災業務の考え方、重大事故等時の対応及び訓練、事前対策及び管理計画

1-4-9 安全文化の醸成活動

1-5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果

1-5-1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価

1-5-1-1 運転時の異常な過渡変化

1-5-1-1-1 対処するために必要な機能及び設備

※運転時の異常な過渡変化に対処するために必要な主要な安全機能及び設備を、重要度分類指針におけるクラス分けに基づいて説明

1-5-1-1-2 対処するために必要な設備の評価

1-5-1-1-2-1 対象事象

※運転時の異常な過渡変化事象の選定について説明する

1-5-1-1-2-1-1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

< BWRの例 >

原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き
出力運転中の制御棒の異常な引抜き

1-5-1-1-2-1-2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

< BWRの例 >

原子炉冷却材流量の部分喪失
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
外部電源喪失
給水加熱喪失
原子炉冷却材流量制御系の誤動作

1-5-1-1-2-1-3 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

< BWRの例 >

負荷の喪失
主蒸気隔離弁の誤閉止
給水制御系の故障
給水流量の全喪失

1-5-1-1-2-2 判断基準

1-5-1-1-2-3 解析に使用するプログラム

1-5-1-1-2-4 解析条件

※各事象に共通な解析条件、解析に当たって考慮する範囲及び安全機能に対する仮定を説明

1-5-1-1-2-5 評価結果

※個別事象について原因、対策及び保護機能、個別の解析条件、解析結果及び判断基準への適合性

1-5-1-1-2-5-1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

1-5-1-1-2-5-2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

1-5-1-1-2-5-3 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

1-5-1-1-3 結論

※「運転時の異常な過渡変化」の観点から、発電用原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性が確認されていることを説明

1-5-1-2 設計基準事故

1-5-1-2-1 対処するために必要な機能及び設備

※設計基準事故に対処するために必要な主要な安全機能及び施設を、重要度分類指針におけるクラス分けに基づいて説明

1-5-1-2-2 対処するために必要な設備の評価

1-5-1-2-2-1 対象事象

1-5-1-2-2-1-1 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

<BWRの例>

原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材流量の喪失

原子炉冷却材ポンプの軸固着

1-5-1-2-2-1-2 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激の変化

<BWRの例>

制御棒落下

1-5-1-2-2-1-3 環境への放射性物質の異常な放出

<BWRの例>

放射性気体廃棄物処理施設の破損

主蒸気管破断

燃料集合体の落下

原子炉冷却材喪失

制御棒落下

1-5-1-2-2-1-4 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

<BWRの例>

原子炉冷却材喪失

可燃性ガスの発生

動荷重の発生

1-5-1-2-2-2 判断基準

1-5-1-2-2-3 解析に使用するプログラム

1-5-1-2-2-4 解析条件

1-5-1-2-2-5 評価結果

1-5-1-2-2-5-1 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

1-5-1-2-2-5-2 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

1-5-1-2-2-5-3 環境への放射性物質の異常な放出

1-5-1-2-2-5-4 原子炉格納容器内圧力及び雰囲気等の異常な変化

1-5-1-2-3 結論

※発電用原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性が確認されていることを説明

1-5-2 重大事故対策の有効性評価

※発電用原子炉施設の重大事故対策の有効性が評価されていることを説明

2. 安全性の向上のため自主的に講じた措置

2-1 安全性の向上に向けた継続的取組の方針

※安全性向上への継続的な取組に関して、組織としての方針を宣言する。また、提出される安全性向上評価の実施に係るものを含め、その実現のための実施体制及びプロセスを記載する。

2-2 調査等

※本届出書を作成するに当たって実施した調査等の内容を記載する。

2-2-1 保安活動の実施状況

※発電用原子炉施設の安全性、信頼性のより一層の向上に資する発電用原子炉設置者の自主的な取組を含めた活動の実施状況を記載

2-2-2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見（運転経験の反映を含む）

※例えば、①発電用原子炉施設の安全性を確保する上で重要な設備に関するより一層の安全性の向上を図るための安全研究の成果及び技術開発の成果、②国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓（発電用原子炉設置者が保有する発電用原子炉の運転経験及び保安活動から得られた教訓及び知見並びに原子力規制委員会（旧原子力安全・保安院を含む。）が文書で指示した調査及び点検事項に関する措置状況を含む。）、③PRAを実施するために必要なデータ、④国内外の規格基準の動向調査結果等及び⑤国際機関及び国内外の学会活動等（例えば、地震及び津波をはじめとする外部事象並びに溢水及び火災等の内部事象に関する知見）

2-2-3 プラント・ウォークダウン

※評価対象のプラントの現状を詳細に把握するためプラント・ウォークダウンを実施した場合、プラント・ウォークダウンの実施目的も踏まえてその結果を記載

2-3 安全性向上計画

※1. で示された発電用原子炉施設に対して、調査等及びこれまでの安全性向上評価の評定結果等を勘案して、安全性向上に関する自主的な計画を立案

2-4 追加措置の内容

2-4-1 構築物、系統及び機器における追加措置

※法令（重大事故対策）により必要とされた機器等以外のものであって事故の発生の防止等に資する機器等について、概要並びに運用方針及びその効果等を記載

2-4-2 体制における追加措置

※2-4-1で記載された安全性を向上させるために配置又は設置した設備の運用を円滑に、かつ、効果的に実施するための措置、例えば人員配置及び指揮命令系統の他、教育又は訓練等について記載

2-5 外部評価結果

※外部評価（例えばIAEA/OSART又はJANSIの評価）を受けた場

合、その実施目的及び内容を記載するとともに、評価を踏まえて実施した対応について記載。また、その評価結果を添付。

3. 安全性向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析

※安全性向上に係る活動の実施状況の評価を行うとともに、P R A、安全裕度評価等を行って施設の脆弱性の把握及び安全性向上の効果を確認し、その結果を記載。また、安全因子ごとの中長期的な評価を記載。

3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価

3-1-1 内部事象及び外部事象に係る評価

3-1-2 決定論的安全評価

3-1-3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（P R A）

3-1-4 安全裕度評価

3-1-4-1 評価実施方法

3-1-4-2 評価結果

3-1-4-2-1 地震

3-1-4-2-2 津波

3-1-4-2-3 地震と津波の重畳事象

3-1-4-3 事象進展と時間評価に関する評価

3-1-4-3-1 重大事故に関する評価

3-2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価

3-2-1 プラント設計

3-2-2 構築物、系統及び機器の状態

3-2-3 機器の性能認定

3-2-4 経年劣化

3-2-5 安全実績

3-2-6 他プラント及び研究成果から得られた知見の活用

3-2-7 組織、マネジメントシステム及び安全文化

3-2-8 手順

3-2-9 人的要因

3-2-10 緊急時計画

3-2-11 環境への放射線影響

4. 総合的な評定

※1. ～3. を踏まえ、目的及び計画に対する達成状況及び組織としての取組に対するレビュー等を実施し、その結果を記載

4-1 評定結果

4-2 安全性向上計画

確率論的リスク評価（PRA）実施手法の例

1. PRAの進め方

以下のリスク指標を対象とする。

(1) 炉心損傷頻度

3. (1)②、3. (2)－1④及び3. (2)－2④の炉心損傷頻度評価に示す方法を用いて評価する。

(2) 格納容器機能喪失頻度

3. (1)③、3. (2)－1⑤及び3. (2)－2⑤の格納容器機能喪失頻度評価に示す方法を用いて評価する。

(3) 事故時の Cs 137 の放出量が 100 TBq を越えるような事故の発生頻度

3. (1)④、3. (2)－1⑥及び3. (2)－2⑥のソースターム評価に示す方法を用いて評価する。

(4) 敷地境界における実効線量

3. (1)⑤、3. (2)－1⑦及び3. (2)－2⑦の被ばく評価に示す方法を用いて評価する。

なお、評価に当たっては、「原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品質ガイドライン（試行版）」（平成18年4月 原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）を参考とする。

2. 評価対象

以下の事象及び状態を対象とする。

(1) 事象

発電用原子炉の通常運転を阻害する事象を対象とし、内部事象として機器の故障及び運転員の誤操作等のプラント内部の要因に起因する事象を、外部事象として施設外部の要因に起因する事象を対象とする。

(2) 発電用原子炉の状態

緩和設備の種類及び緩和設備の作動が必要になるまでの余裕時間等が相違することを踏まえ、発電用原子炉の出力運転時及び停止時の発電用原子炉の状態を対象とする。

3. 実施事項

(1) 内部事象

① 評価に必要な情報の収集及び分析

(a) 発電用原子炉の情報の収集

- i) 評価対象の発電用原子炉の設計、運転、保守管理の状況及び運転実績の情報を収集し、事故時の緩和設備を特定する。また、フロントライン系とサポート系の関係、サポート系間の関係、燃料及びデブリ等の熱源の移動経路の

配置及び形状を明確にする。

- ii) 発電用原子炉の停止状態を対象とした評価においては、緩和設備の待機の状態、発電用原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて、複数の発電用原子炉の状態に分類する。
- iii) 個別の情報の確認又は充実のために類似発電用原子炉の情報を使用して良い。また、プラント・ウォークダウン並びに職員及び設計技術者との討論等を必要に応じて実施する。

(b) 気象情報の収集

- i) 大気中に放出された放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度の計算に必要な、敷地を代表する気象情報（年間の風向、風速、大気安定度及び降雨量の時間別データ並びに季節ごとの混合層高さのデータ）を調査及び収集する。

②炉心損傷頻度評価

(a) 起因事象の選定及び発生頻度の評価

- i) 炉心損傷に至る可能性がある事象を特定する。事象発生後の発電用原子炉の応答の類似性と炉心損傷防止対策の同一性にに基づき、選定した事象をグループ化する。グループ化した事象を起因事象とする。
- ii) 発電用原子炉の運転実績等に基づいて、起因事象の発生頻度を評価する。

(b) 成功基準の設定

- i) 炉心損傷の判定条件を設定する（例：燃料被覆管最高温度が1, 200℃、燃料頂部露出等）。
- ii) 各起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備の系統及び機器の作動数等を設定する。また、緩和操作開始までの余裕時間及び緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）を設定する。
- iii) 成功基準は熱水力解析又は設置変更許可申請書において妥当性が確認された重大事故対策の有効性評価等に基づく工学的判断によって設定する。熱水力解析に用いる解析コードは関連する現象を精度よく解析することが検証されているコードを使用する。また、熱水力解析は最確推定を基本とするが、保守的なモデル及びデータも使用できる。

(c) 事故シーケンスの分析

- i) 起因事象の発生から緩和機能の失敗により炉心損傷に至り得る事象の進展（事故シーケンス）を、イベントツリー手法等を用いて網羅的に展開する。事故シーケンスの展開に際し、緩和設備の使用可能性について、機能上、現象上及び操作上の従属性、並びに緩和設備と運転員の操作の間のインターフェイスを考慮する。
- ii) 展開した事故シーケンスの最終状態は、炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類する。また、炉心損傷に至る事故シーケンスを、緩和設備の応答又は物理的な挙動の類似性、並びに格納容器機能喪失頻度評価とのインターフェイスを考慮してプラント損傷状態（格納容器機能損失頻度を求めるために用いる変数の1つで、損傷の起因となる事象、炉心損傷時期等の属性の状態を組み合わせるにより設定するもの。以下同じ。）に分類する。

(d) システム信頼性の評価

- i) 成功基準で設定した緩和設備に要求される機能を阻害する可能性のある原因の組合せを、フォールトツリー手法等により網羅的に特定する。
- ii) 緩和設備に要求される機能喪失の原因としては、評価対象とする発電用原子炉の運転経験並びに設計及び運転の実態に基づき、緩和設備の機器、電気、計装品等の故障のほか、緩和設備の機能を阻害する人的過誤を考慮する。
- iii) 緩和設備の故障には、以下を含める。
 - ・ 動的機器及び静的機器の故障
 - ・ 試験又は保守によって使用不能な状態
 - ・ 機能上、現象上及び操作上の従属性、並びに共通原因故障
- iv) 設定した信頼性パラメータ及び人的過誤の評価結果を用いて、緩和設備の非信頼度を評価する。また、緩和設備の故障に寄与する要因を分析する。

(e) 信頼性パラメータの設定

- i) 緩和設備が動作不能となる要素（デマンド故障、時間依存故障、待機除外及び試験）を同定し、各々の要素の評価式を設定する。
- ii) 機器の境界及び故障モードの分類を定義し、機器故障率パラメータ（故障率及びエラーファクタ）を設定する。
- iii) 故障した機器の復旧の、取扱方法、評価式及び機器復旧失敗確率を設定する。
- iv) 共通要因故障の評価方法及びパラメータを設定する。

(f) 人的過誤の評価

起因事象発生前及び発生後において、事故時の緩和機能に影響を及ぼす人的過誤を選定し、人的過誤確率及び不確実さ幅を評価する。

(g) 事故シーケンスの定量化

- i) 検証された解析コードを用いて炉心損傷に至る事故シーケンスの発生頻度を評価する。
- ii) 炉心損傷頻度に対して寄与の大きい事故シーケンスを抽出し、緩和設備の設計及び運用の特性等の観点から、炉心損傷頻度に寄与の大きな理由を分析する。
- iii) 炉心損傷頻度を起因事象別、プラント損傷状態別及び事故シーケンスグループ別に整理し、寄与の大きい起因事象及びプラント損傷状態について分析する。
- iv) 重要度解析（F-V重要度及びRAW重要度）等を実施して、炉心損傷頻度に影響を与える因子を分析する。
- v) 炉心損傷に至る事故シーケンスに内包される不確実さ、及びそれらを支配する要因を抽出し、炉心損傷頻度の不確実さを評価する。
- vi) 炉心損傷頻度の定量化までの過程において設定された影響の大きな仮定及び条件に対して感度解析を実施し、炉心損傷頻度への影響を評価する。

③格納容器機能喪失頻度評価

- (a) プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

- i) 炉心損傷に至る全ての事故シーケンスを、事故の進展及び事故の緩和操作の類似性からプラント損傷状態に分類する。
 - ii) プラント損傷状態ごとの発生頻度を求める。
- (b) 格納容器機能喪失モードの設定
- i) 格納容器破損に至る事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損形態を分類する。
 - ii) 格納容器負荷の特性及びその耐性評価（試験及び解析）との対応を求める。
 - iii) 格納容器機能喪失モードとしては、格納容器破損モードに加えて、原子炉格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない格納容器バイパス事象（インターフェイスLOCA、蒸気発生器伝熱管破損及び温度誘引蒸気発生器伝熱管破損）及び格納容器隔離失敗事象を含める。
- (c) 事故シーケンスの分析
- i) プラント損傷状態ごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系及び工学的安全設備等の緩和設備の動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析する。
 - ii) これらの組合せから事故の進展を分類する原子炉格納容器イベントツリーを作成する。
- (d) 事故進展解析の実施
- i) 発電用原子炉の熱水力的挙動並びに炉心損傷及び原子炉（圧力）容器破損等の事象の発生時期及び事象の緩和手段に係る運転員の操作余裕時間及びシビアアクシデント現象による格納容器負荷を解析する。
 - ii) 原子炉格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを求める。
- (e) 格納容器機能喪失頻度の定量化
- i) プラント損傷状態ごとに、原子炉格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率を設定する。
 - ii) 原子炉格納容器イベントツリーの分岐確率の設定においては、最新の重大事故に関する技術的知見及び事故進展の解析結果から、工学的判断及び数値解析を援用した最適予測によって、平均値及び不確実さ幅を評価する。
 - iii) 格納容器機能喪失頻度を、プラント損傷状態ごと及び格納容器機能喪失モードごとに求める。さらに、全格納容器機能喪失頻度を求める。
 - iv) 工学的判断で設定した分岐確率が結果を支配している場合は、事故進展の解析結果から工学的判断の妥当性を確認する。
 - v) 重要度解析（F-V重要度及びRAW重要度）等を実施して、格納容器機能喪失頻度に影響を与える因子を分析する。
- (f) 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化
- i) 格納容器機能喪失に至る全ての事故シーケンスを、プラント損傷状態、格納容器機能喪失モード及び放出経路の組合せから、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類する。原子炉格納容器バイパ

ス、エナジェティック現象¹による破損、原子炉格納容器直接接触（シェルアタック）による破損及び原子炉格納容器先行破損は、独立した放出カテゴリに分類する。

ii) 放出カテゴリに分類した全ての事故シーケンスの発生頻度を積算し、放出カテゴリごとに発生頻度を評価する。

(g) 不確実さ解析及び感度解析

i) 格納容器機能喪失頻度並びに放出カテゴリの発生頻度の平均値及び不確実さの幅を求める。

ii) 格納容器機能喪失頻度並びに放出カテゴリの発生頻度を解析するモデルにおける不確実さの要因及び重要な解析条件を特定し、感度解析により評価結果への影響を評価する。

④ソースターム評価

(a) 放出カテゴリのソースターム解析

i) 放射性物質の放出に至る事故シーケンスに対して、発生頻度及び予想される放出量に基づいて、ソースターム（性状、放出量、放出開始時期、放出継続時間及び放出エネルギー）解析の対象とする代表的な事故シーケンスを選定する。

ii) 放出カテゴリごとに、代表事故シーケンスに沿ってソースタームを解析する。

iii) 全ての放出カテゴリに対して、ソースタームと発生頻度を評価する。

iv) Cs 137 放出量が100 TBqを超える事故シーケンスの合計発生頻度を求める。

v) 発生頻度の大きい主要な放出カテゴリを対象として、格納容器機能喪失モードごとの格納容器機能喪失時期、放射性物質の放出開始時期及び放出継続時間との大小関係から、放出カテゴリの解析結果の整合性を確認する。

(b) 不確実さ解析及び感度解析

i) 放出カテゴリのソースタームの平均値及び不確実さの幅を求める。

ii) 放出カテゴリのソースタームを解析するモデルにおける不確実さの要因及び重要な解析条件を特定し、感度解析により結果への影響を評価する。

⑤被ばく評価

(a) ソースタームの設定

ソースターム評価結果を基に、放出カテゴリを代表する事故シーケンス（炉心損傷後の原子炉格納容器の機能が維持されている場合及び管理放出が行われている場合）について、その特性に応じたソースタームを設定する。

(b) 気象シーケンスの選定

気象情報から、年間の種々の気象条件を網羅するように気象シーケンスを選定する。

¹ 急激なエネルギーの発生によって原子炉格納容器に大きな動的荷重を与える可能性のある現象（水素爆発及び水蒸気爆発並びに原子炉格納容器直接加熱）をいう。

(c) 大気拡散及び沈着の評価

代表する事故シーケンスごとに、気象シーケンスを用いて環境に放出された放射性物質の大気中における拡散及び地表面への沈着を評価し、放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度を計算する。

(d) 被ばく線量評価

i) 放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度を基に、環境中に移行した放射性物質に起因する施設敷地境界付近における公衆の個人の被ばく線量を避難及び屋内退避といった防護対策を考慮しない場合について被ばく経路ごとに評価する。

ii) 敷地境界付近における公衆の個人の実効線量及び放出カテゴリごとの発生頻度を用いて、敷地境界付近の実効線量を求める。敷地境界付近の実効線量は期待値でもよい。

(e) 不確実さ解析及び感度解析

敷地境界付近の実効線量の不確実さを評価する。被ばく線量評価において設定された影響の大きな仮定及び条件に対して感度解析を実施し、被ばく線量への影響を評価する。

(2) 外部事象

外部事象PRAは、内部事象の評価と異なり、発生頻度（確率）を踏まえた外部事象の強さを表すハザードと、設備等の応答と耐力より求められたフラジリティを用いて行う。特に、地震及び津波下において、複数の構造物及び機器が同時に機能喪失する可能性が高いことが、内部事象と大きく異なる特徴である。また、ハザード及びフラジリティは、対象の敷地及び発電用原子炉施設ごとに異なるので、リスクに寄与する重要な事故シーケンス、システム及び機器も対象の敷地及び発電用原子炉施設ごとに異なるという特徴がある。

本項では、地震及び地震に起因する津波のPRAについてその例を記載する。地震及び津波の重畳、海底地滑り及び火山等の地震以外に起因する津波等に関しては、PRA手法の成熟状況に応じ、段階的に拡張していくものとする。

(2) - 1. 地震

① 評価に必要な情報の収集及び分析

内部事象と同様の収集及び分析に加え、以下を実施する。

(a) 耐震設計関連情報及び震害情報等を収集及び分析する。

(b) ハザード評価のため、敷地に影響を及ぼす地震発生様式（内陸地殻内地震、プレート間地震又は海洋プレート内地震）に留意して、震源モデル（地震発生頻度及び震源パラメータ等）の設定に必要な事前に特定が可能な震源及び事前に特定がし難い震源に係る情報を収集する。震源関連情報に加えて、地震動伝播モデルに係る情報を収集する。また、震源モデル及び地震動伝播モデルの不確実さ要因の分析に関連する情報も併せて収集する。

(c) フラジリティ評価のため、建屋、構築物、機器等の耐力評価に係る情報並びに入力地震動特性、地盤応答、建屋応答及び機器応答評価に係る情報を収集する。

- (d) (a)～(c)を踏まえて、敷地内の網羅的調査又はプラント・ウォークダウンを実施し、机上情報を補う2次起因のシナリオ、複数の施設の同時損傷、地震後のアクセス可能性及び人的過誤等を把握する。
- (e) (a)～(d)を踏まえて、広範な事故シナリオを設定した上で、スクリーニングを行い、事故シナリオを明確にする。

②ハザード評価

①で収集及び分析した情報に基づき、以下の手順を踏まえて、対象の敷地の確率論的地震ハザード評価を実施する。

(a) 震源モデルの設定

- i) 震源モデルの設定では、事前に特定が可能な震源及び事前に特定がし難い震源に大別し、地震発生様式ごとに、対象の敷地に影響を及ぼす可能性のある全ての震源を対象に震源パラメータ及び地震発生頻度を設定する。
- ii) 事前に特定が可能な震源では、震源パラメータとして、下記(b)地震動伝播モデルに応じて、巨視的パラメータ（断層長、断層幅及び地震規模等）及び微視的パラメータ（強震動生成域の面積及びその応力降下量等）、活動履歴等に基づく地震発生頻度を設定する。
- iii) 事前に特定がし難い地震では、地震地体構造²等を踏まえて領域を設定し、歴史及び観測地震データから地震の規模別頻度分布等のパラメータを設定する。
- iv) 地震発生様式のうち、プレート間地震及び海洋プレート内地震に関しては、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構及びテクtonics的背景の類似性を考慮した上で震源領域を設定する。
- v) 海域で発生するプレート間地震、海洋プレート内地震及び海底活断層の震源については、(2)－2②津波ハザード評価における地震起因の津波波源としてもモデル化されるため、地震動と津波の周期の違いを踏まえ、津波評価の波源モデルと整合した震源モデルを設定する。
- vi) 事前に特定が可能な震源及び事前に特定がし難い地震に係る震源モデルの不確実さは、現象論に係る偶然性による不確実さ要因（偶然的な不確実さ要因）又は知識及びデータ不足に係る知識不足による不確実さ要因（認識論的不確実さ要因）に大別し、後者はロジックツリーとして取り扱う。

(b) 地震動伝播モデルの設定

- i) (a)で設定した震源モデルに対して、地震動伝播特性及び敷地の地盤増幅特性を考慮して、対象の敷地で生じる地震動強さ（最大加速度、最大速度、応答スペクトル等）の確率分布を評価するためのモデルを設定する。特に、敷地の地盤増幅特性に関しては、敷地周辺の地震基盤及び解放基盤から地表に至る地盤構造等の影響を考慮した地下構造モデルを作成する。ただし、地下構造が成層かつ均質と認められる場合を除き、三次元的な地下構造モデルを

² 地震規模、震源深さ、発震機構及び地震発生頻度に注目するとき、地震の発生の仕方に共通の性質を持っているある広がりをもった一定の地域の地質構造

作成して地震動評価に反映させる。

- ii) 設定した震源モデルと対象とする敷地の距離及び震源モデルの地震規模の大きさに応じて、断層モデルによる地震動評価と応答スペクトル等の距離減衰式による地震動評価とを使い分け、(a)と同様に偶然的不確実さ要因及び認識論的不確実さ要因を詳細に検討した上で地震動伝播モデルを設定する。

(c) ロジックツリーの作成

震源モデル及び地震動伝播モデルにおけるハザードの寄与度が高い認識論的不確実さ要因に関しては、ロジックツリーを作成して考慮する。作成したロジックツリーにおける各分岐の設定及び重みの根拠を明確に記載する。

(d) ハザード曲線の作成

- i) 作成したロジックツリーを用いて、全経路（パス）のハザード曲線及び重みを考慮して、統計処理によって求められるフラクタイルハザード曲線及び平均ハザード曲線（期待値）をそれぞれ算出する。この際、ハザード曲線の震源別の内訳を示して、対象の敷地に影響が大きい震源を把握する。
- ii) 算出したハザード曲線の妥当性を確認し、フラジリティ評価用地震動作成のために、一様ハザードスペクトルを算定する。

(e) フラジリティ評価用地震動の作成

建屋、構築物、機器等のフラジリティ評価のため、一様ハザードスペクトルから目標スペクトル等を設定してフラジリティ評価用地震動を作成する。

③フラジリティ評価

以下の手順を踏まえて、建屋、構築物、機器等の確率論的地震フラジリティ評価を実施する。

(a) 評価対象機器の選定

- i) 炉心損傷及び原子炉格納容器機能喪失に影響を及ぼす安全上重要な機器に加え、原子炉建屋等の建屋、海水管ダクト、取水ピット等の屋外土木構造物、基礎地盤、斜面等を対象とする。
- ii) 常設重大事故対処設備、ケーブル等のインターフェイスとなる設備、可搬型重大事故対処設備及び搬入路等間接的に影響を与える設備も対象とする。なお、評価対象物のスクリーニングを行う場合は判断条件を明確に示す。

(b) 損傷モード及び部位の設定

評価対象設備に応じて複数の損傷モード及び部位が存在し得るが、これらの中から支配的な損傷モード及び部位を評価対象とする。

(c) 損傷評価の指標の選定

対象とする損傷モード及び部位における損傷の程度を表し得る物理量を損傷評価の指標とする。損傷評価の指標は、建屋、構築物、機器等の耐力及び応答の物理量を表し得る応力、ひずみ、加速度、速度及び変位等から適切に選定する。

(d) 評価手法の選択

- i) 評価手法は、「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」、「現実的耐力と応答係数による方法」及び「耐力係数と応答係数に

- よる方法」から選択する。
- ii) i) の評価手法のうち、「現実的耐力と応答係数による方法」又は「耐力係数と応答係数による方法」を選定する場合は、係数の内訳を明示する。なお、「係数の内訳（中央値、不確実さ）」には、それを求めた根拠を示す。特に、「耐力係数と応答係数による方法」については、耐力係数応答係数の比で表されるため、耐力係数及び応答係数のそれぞれを明示する必要がある。
 - iii) 日本においては、現実的耐力及び現実的応答に係る振動台試験データが蓄積されているのでこれらを活用する。
 - iv) 機器ごとに評価手法を変え全体として組み合わせる場合は、F-V重要度上位機器及び重要事故シナリオが不適切な結果とならないよう相対評価への影響が小さいことを示す。
- (e) 現実的耐力の評価
- i) 建屋、構築物、機器等の現実的耐力を評価する。現実的耐力としては、構造全体又は構造要素が応力、ひずみ、加速度、速度、及び変位等に対する構造的損傷限界及び機能的損傷限界を想定する。
 - ii) 損傷モード、部位及び損傷モードを規定する地震動の指標を明確にし、実験を含む経験論に基づく手法及び解析を含む理論に基づく手法、経験論及び理論を踏まえた工学的判断に基づく手法から選定する。
 - iii) 確率分布は、対数正規分布等、適切な確率分布を仮定し、偶然的な不確実さ要因及び認識論的不確実さ要因を考慮し、建屋、構築物、機器等に係る不確実さを明記する。
 - iv) 経年劣化が既にある設備の現実的耐力評価においては、減肉及び亀裂進展等の経年劣化モードを考慮する。
 - v) 可搬型重大事故対処設備及び搬入路等間接的に影響を与える設備の現実的耐力評価においては、転倒及び移動等の損傷モードに留意する。
- (f) 現実的応答の評価
- i) 現実的耐力評価で示した損傷モード、部位及び損傷モードを規定する地震動の指標について、入力地震動特性、地盤応答、建屋応答及び機器応答の伝達特性を考慮する。
 - ii) 入力地震動評価においては、対象の敷地周辺の3次元地下構造を考慮する。
 - iii) 建屋応答評価については、地震観測記録のシミュレーション解析等に基づき、3次元応答特性（床の変形、ねじれ等）を配慮した損傷限界までの現実的応答の評価に適した解析モデル（FEMモデル等）で評価する。なお、解析モデルの検討においては、建屋のみならず安全上重要な機器及び配管系に及ぼす影響に留意する。
 - iv) 確率分布は、対数正規分布等、適切な確率分布を仮定し、偶然的な不確実さ要因及び認識論的不確実さ要因を考慮し、入力地震動特性、地盤応答、建屋応答及び機器応答の伝達特性に係る不確実さを明記する。
- (g) フラジリティ曲線の作成
- (d) の評価手法によって、建屋、構築物、機器等のフラジリティ曲線を求める。

(h) 損傷の相関の取扱い

- i) 地震動下で複数の建屋、構築物、機器等が同時に機能喪失する損傷の相関を考慮する。
- ii) 損傷の相関は、機器間の応答の相関及び耐力の相関からなり、両者を考慮する。評価手法としては、損傷の相関係数を用いる評価手法及びモンテカルロ法を用いた損傷相関の評価手法がある。これら以外の手法を選択する場合には、用いた手法の妥当性を定量的に示す。ただし、相関性の定量化が難しいと判断する場合は、損傷の完全従属を仮定した場合と、完全独立を仮定した場合の評価を行い、相関がPRAの結果に及ぼす影響を示す。
- iii) 相関について、結果への影響が小さいと考えられる場合は、その根拠を明示した上で評価を省略することができる。

④炉心損傷頻度評価

(a) 起因事象の選定及び発生頻度の評価

内部事象と同様の評価に加え、以下を実施する。

- i) 地震動により複数の建屋、構築物、機器等が損傷し、複数の安全上重要な異常発生防止系が独立かつ同時に機能喪失する多重故障起因事象の発生を考慮する。起因事象の発生と同時に複数の緩和設備の機能喪失が生じる可能性があることを考慮する。
- ii) 起因事象の発生頻度評価においては、地震特有の影響を合理的に評価するために、複数の事象が同時に発生した場合には、発電用原子炉への影響が大きい起因事象で代表させるように、起因事象の階層化を行う。

(b) 成功基準の設定

内部事象と同様の設定を行う。

(c) 事故シーケンスの分析

- i) 事故シナリオを対象とし、起因事象から緩和機能の失敗による炉心損傷に至り得る事象までの事故シーケンスを、イベントツリー手法等を用いて展開する。
- ii) 建屋、構築物、機器等の損傷の相関を考慮するとともに、複数の安全機能が同時に影響されることを考慮する。
- iii) 地震等による建屋、構築物、機器等の損傷状態によっては、安全機能を達成するために必要な緩和設備の特定が難しく、炉心損傷が不可避となる場合がある。この場合には、建屋、構築物、機器等の損傷が炉心損傷に直結するとしても良い。
- iv) 地震等により、炉心損傷に直結すると想定される場合には、緩和設備を同定しなくてもよい。
- v) i)～iv)の他、内部事象と同様の分析を行う。

(d) システム信頼性の評価

内部事象と同様の評価に加え、以下を実施する。

- i) フォールトツリーは、建屋、構築物、機器等の損傷に相当する基事象レベルで展開する。

(e) 信頼性パラメータの設定

内部事象と同様の設定を行う。

(f) 人的過誤の評価

内部事象と同様の評価に加え、以下を実施する。

- i) 地震動下では、人的な回復操作等を一切行わないこととし、求められる安全機能の余裕時間、環境条件（気象、時間帯及び照明等）及び作業員のストレスを勘案して評価する。
- ii) 可搬式の緩和設備を活用する場合も、求められる安全機能の余裕時間、環境条件（気候、時間帯及び照明等）及び実施作業員のストレスを勘案して評価する。

(g) 事故シーケンスの定量化

内部事象と同様の評価に加え、以下を実施する。

- i) 建屋、構築物、機器等のフラジリティ曲線等を用いて、地震動レベルごとの炉心損傷確率を求める。
- ii) 炉心損傷確率及び地震ハザードを用いて、炉心損傷頻度を評価するとともに、炉心損傷頻度を支配する地震動の範囲を明記する。
- iii) 地震ハザード評価においてロジックツリーで表現した認識論的不確実さの情報及びフラジリティ評価において得られたフラジリティの認識論的不確実さの情報を用いて不確実さ解析を行い、炉心損傷頻度評価の不確実さとそれに対する重要な寄与因子を明確にする。

⑤格納容器機能喪失頻度評価

炉心損傷頻度評価の結果を用いて以下を実施する。

(a) 事故シナリオの分析

- i) 地震動下での原子炉格納容器のフラジリティ及び原子炉格納容器内外の冷却関連機器のフラジリティを比較する。
- ii) 前者のフラジリティが小さい場合には、地震動が過ぎ去った後に、地震動下での冷却関連機器の機能喪失によって、原子炉格納容器が過圧又は高温状態に至り機能喪失する可能性が高い。一方、後者のフラジリティが小さい場合には、地震動による隔離失敗、地震動による格納容器の直接的な損傷等により機能喪失する可能性が高い。以上を踏まえ、これらの事故シナリオを加える。
- iii) ii) で得られた事故シナリオを用いて、原子炉格納容器イベントツリーをモデル化する。

(b) (a) の他、内部事象と同様の評価を行う。

⑥ソースターム評価

内部事象と同様の評価を行う。

⑦被ばく評価

内部事象と同様の評価を行う。

(2)－2. 津波

①評価に必要な情報の収集及び分析

内部事象と同様の収集及び分析に加え、以下を実施する。

- (a) 耐津波設計関連情報及び津波被害情報等を収集及び分析する。
- (b) ハザード評価のため、敷地に影響を及ぼす地震発生様式（内陸地殻内地震（海域）、プレート間地震又は海洋プレート内地震）に留意して、波源モデル（地震発生頻度及び波源特性等）の設定に必要な関連情報を収集する。波源関連情報に加えて、津波伝播モデル（津波伝播特性に係る海底の水深及び陸上の標高等）に係る情報を収集する。また、波源モデル及び津波伝播モデルの不確かさ要因の分析に関連する情報も併せて収集する。
- (c) フラジリティ評価のため、建屋、構築物、機器等の耐力評価に係る情報並びに入力津波特性、敷地周辺の地理情報、敷地内への遡上高さ及び建屋内への浸水高さ等の応答評価に係る情報を収集する。
- (d) (a)～(c)を踏まえて、敷地内の網羅的調査又はプラント・ウォークダウンを実施し、机上情報を補う2次起因のシナリオ、複数の施設の同時損傷、津波後のアクセス可能性及び人的過誤等を把握する。
- (e) (a)～(d)を踏まえて、広範な事故シナリオを設定した上で、スクリーニングを行い、事故シナリオを明確にする。

②ハザード評価

①で収集及び分析した情報に基づき、以下の手順を踏まえて、対象の施設の確率論的津波ハザード評価を実施する。

(a) 波源モデルの設定

- i) 地震発生様式ごとに津波波源の発生履歴、波源特性及び津波伝播特性等を考慮して、対象の施設に影響を及ぼす可能性のある全ての津波波源を対象に波源モデルを設定する。
- ii) 波源モデルの設定においては、地震発生様式のうち、プレート間地震及び海洋プレート内地震による津波に関しては、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構及びテクトニクス背景の類似性を考慮した上で津波波源の領域を設定する。
- iii) プレート間地震、海洋プレート内地震及び海底活断層に起因する津波波源については、波源モデルの設定に当たり、地震動と津波の周期の違いを踏まえ、地震動評価の震源モデルと整合した波源モデルを設定する。

(b) 津波伝播モデルの設定

- i) 津波波源特性及び津波伝播特性を考慮して、特定位置で特定規模の地震による津波が発生した場合に対象の敷地で生じる津波高さの確率分布を評価するための数値モデルを設定する。
- ii) 数値モデルは海底地殻変動モデル及び津波伝播モデルで構成され、前者では波源モデルによる海底地殻変動量を算定し、後者では、それを入力条件として海域及び陸上の津波伝播及び遡上を推計し、対象の敷地における津波高さを算定する。

(c) ロジックツリーの作成

地震と同様の作成を行う。

(d) ハザード曲線の作成

作成したロジックツリーを用いて全経路（パス）のハザード曲線及び重みを考慮して、統計処理によって求められるフラクタイルハザード曲線及び平均ハザード曲線（期待値）をそれぞれ算出する。この際、ハザード曲線の波源別の内訳を示して、対象の施設に影響が大きい津波波源を把握する。

(e) フラジリティ評価用入力津波の作成

i) 建屋、構築物、機器等のフラジリティ評価のため、津波ハザードの横軸の津波高さのレベルごとに、波長及び位相特性等のばらつきを考慮した入力津波を作成する。

ii) 入力津波は、対象敷地内の建屋、構築物、機器等の設置位置における津波による作用（浸水深、波圧、波力等）等と相関の強い津波波形特性パラメータを考慮し、既往地震津波の観測津波波形群及び津波ハザード評価で設定した波源モデルによる解析津波波形群の波形分析を行い、津波高さのフラジリティ評価用入力津波として作成する。

③フラジリティ評価

以下の手順を踏まえて、建屋、構築物、機器等の確率論的津波フラジリティ評価を実施する。

(a) 評価対象機器の選定

地震と同様の選定を行う。

(b) 損傷モード及び部位の設定

津波の冠水、波力及び洗掘等によって構造的損傷及び機能的損傷が生じ得るが、これらの中から支配的な損傷モード及び部位を評価対象とする。

(c) 損傷評価の指標の選定

対象とする損傷モード及び部位における損傷の程度を表し得る物理量を損傷評価の指標とする。損傷評価の指標は、建屋、構築物、機器等の耐力及び応答の物理量を表し得る津波高さ、波力及び洗掘量等から適切に選定する。

(d) 評価手法の選択

i) 建屋、構築物、機器等のフラジリティ評価手法としては、詳細評価手法又は簡易的評価手法の2種類があり、これらの手法の特徴に留意し、適宜選択する。

ii) 詳細評価手法は、敷地、防潮堤及び土木構造物等を3次元でモデル化し、3次元流体解析で津波の挙動を精度良く評価する手法である。簡易的評価手法は、1次元又は2次元で流体解析評価する手法である。

(e) 現実的耐力の評価

i) 建屋、構築物、機器等の津波到達時の現実的耐力を評価する。現実的耐力としては、構造物全体又は構造要素が津波高さ、波力及び洗掘量等に対する構造的損傷限界及び機能的損傷限界を想定する。

ii) 損傷モード、部位及び損傷モードを規定する津波の指標を明確にし、実験を含む経験論に基づく手法、解析を含む理論に基づく手法並びに経験論及び

理論を踏まえた工学的判断に基づく手法から選定する。

- iii) 確率分布は、対数正規分布等、適切な確率分布を仮定し、偶然的不確実さ要因及び認識論的不確実さ要因を考慮し、建屋、構築物、機器等に係る不確実さを明記する。
 - iv) 可搬型重大事故対処設備及び搬入路等間接的に影響を与える設備の現実的耐力評価においては、冠水及び流出等の損傷モードに留意する。
- (f) 現実的応答の評価
- i) 評価対象の建屋、構築物、機器等が設置されている場所（敷地内外、建屋、階、エリア、建屋外及び建屋内外に跨るなど）を考慮し、現実的応答を評価する。
 - ii) 現実的応答は、現実的耐力における損傷モードを表し得る物理量として、津波ハザード評価において得られた津波高さ及び津波波形を用いて、遡上解析から評価する。
 - iii) 遡上解析においては、防潮堤の役割を明確にするとともに、防潮堤等の効果を考慮して、浸水範囲を求める。
 - iv) 現実的応答の不確実さの取扱いも現実的耐力と同様とする。
- (g) フラジリティ曲線の作成
- (d)の評価手法によって、建屋、構築物、機器等のフラジリティ曲線を求める。
- (h) 損傷の相関の取扱い
- 地震と同様の取扱いを行う。

④炉心損傷頻度評価

- (a) 起因事象の選定及び発生頻度の評価

地震と同様の評価を行う。

- (b) 成功基準の設定

内部事象と同様の設定を行う。

- (c) 事故シーケンスの分析

 - i) 津波の波力又は間接的な被災（漂流物の衝突等）等による建屋、構築物、機器等の損傷状態によっては、安全機能を達成するために必要な緩和設備の特定が難しく、炉心損傷が不可避となる場合がある。この場合には建屋、構築物、機器等の損傷が炉心損傷に直結するとしてもよい。
 - ii) 重要な建屋内部へ多量の浸水が発生し、炉心損傷に直結すると想定する場合には、緩和設備を同定しなくてもよい。
 - iii) i)、ii)の他、地震と同様の分析を行う。

- (d) システム信頼性の評価

地震と同様の評価に加え、以下を実施する。

 - i) フォールトツリーは建屋、構築物、機器等の損傷に相当する基事象レベルで展開する。
 - ii) 建屋の内部への浸水量に大きな影響を与える水密扉等の状態を考慮する。
 - iii) 建屋の水密扉の損傷によって建屋内への浸水量が大幅に増加することで複数の機器に影響が及ぶような場合には、フォールトツリー間での従属性を適

切に取り扱う。

iv) 建屋内の同一区画にある同種機器等、津波による損傷（フラジリティ）に強い相関がある場合には、どちらかの基事象でモデル化してもよい。

(e) 信頼性パラメータの設定

内部事象と同様の設定を行う。

(f) 人的過誤の評価

地震と同様の評価を行う。

(g) 事故シーケンスの定量化

地震と同様の定量化を行う。

⑤格納容器機能喪失頻度評価

地震と同様の評価を行う。

⑥ソースターム評価

内部事象と同様の評価を行う。

⑦被ばく評価

内部事象と同様の評価を行う。

安全裕度評価実施手法の例

1. 評価実施方法

(1) 安全裕度評価の概要

設計上の想定を超える事象の発生を仮定し、評価対象の発電用原子炉施設が、どの程度の事象まで燃料体等（燃料体又は使用済燃料をいう。以下同じ。）の著しい損傷を発生させることなく、また、格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出をさせることなく耐えることができるか、安全裕度を評価する。また、燃料体等の著しい損傷並びに格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出を防止するための措置について、深層防護（defense in depth）の観点から、その効果を示すとともに、クリフエッジ・エフェクト（例えば、設計時の想定を超える地震及び津波により機器類の損傷、浸水等が生じ、燃料損傷等を引き起こす安全上重要な機器等の一連の機能喪失が生じること。）を特定して、設備の潜在的な脆弱性を明らかにする。これにより、発電用原子炉施設について、設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性に関して、総合的に評価する。

(2) 評価の進め方

評価において、事象の進展過程については、イベントツリーの形式で示すこととし、イベントツリーの各段階において、その段階で使用可能な防護措置について検討し、それぞれの有効性及び限界を示す。このような各段階の状況を示すことにより、深層防護の観点からの評価を明らかにするものである。評価に当たっては、以下の点に留意する。

- ①起因事象発生時の状況として、最大出力下での運転等、最も厳しい運転条件を想定するとともに、使用済燃料貯蔵槽が使用済燃料で満たされているなど、最も厳しい発電用原子炉の状態を設定する。
- ②評価対象事象は、地震及び津波の自然現象とする。これらの重畳についても想定する。評価においては、設計段階での想定事象に限らず、最新の知見に照らして最も過酷と考えられる条件及びそれを上回る事象を想定する。また、地震及び津波随伴事象その他の自然現象並びにその他の外部事象の重畳を想定する。
- ③事象の過程の検討においては、事象の進展及び対策を開始するまでの余裕時間並びに緩和機能の継続を必要とする時間を合わせて検討する。
- ④発電用原子炉及び使用済燃料貯蔵槽が同時に影響を受けると想定する。また、防護措置の評価にあたっては、合理的な評価による場合を除き、一度機能を失った機能は回復しない及び外部からの支援は受けられないなど、厳しい状況を仮定する。
- ⑤安全裕度評価においては、個別の発電用原子炉施設で自主的に強化した施設及び機能並びに耐震B・Cクラスの構造物・機器であっても合理的な評価によって機能維持が期待できるものについては、評価に含めることができる。
- ⑥特定重大事故等対処施設の機能維持に関する耐震性及び耐津波性は、核物質防護の観点から安全裕度の結果のみを示す。
- ⑦複数号機を有する敷地については、号機間の相互作用の可能性について考慮する。

- ⑧クリフエッジ・エフェクトを防止するために実施可能な措置について、各号機個別の重大事故対策の信頼性及び有効性を評価するとともに、敷地内の他号機が重大事故に至った場合の重大事故対策への影響評価等を含め、敷地全体としての重大事故対策について、ハードウェアのみならず、手順書及び組織体制の整備等、ソフト面の信頼性及び有効性を評価する。
- ⑨この取組が、自らの発電用原子炉施設の有する安全裕度及び潜在的な脆弱性を把握し、安全を向上させるためのプロセスの一環であることを意識して実施する。

(3) 安全裕度評価実施事項

以下に示す事項について実施する。

①地震

- (a) 設計上の想定を超える地震に関して、その程度に応じて、建屋、構築物、機器等が損傷又は機能喪失するか否かを地震PRAの知見等を踏まえて評価する。
安全裕度評価では、実応答値及び実耐力値を用いることとし、設計応答値及び設計耐力値を混在して使用しない。ここで、実応答値及び実耐力値を用いる場合には、その根拠及び妥当性を明確にする。設計応答値及び設計耐力値を用いる場合には、その信頼度を明確にする。更に、クリフエッジ・エフェクトの値の信頼度（例えば、95%信頼度の5%損傷確率等）には、偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮する。
また、安全裕度評価が有する信頼性を明確にする。
- (b) (a)の評価結果を踏まえて、安全規制によって法令への適合性が確認された重大事故等対策（炉心損傷防止対策、格納容器機能喪失防止対策、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策及び停止中の発電用原子炉の燃料損傷防止対策）を考慮し、想定する起因事象により燃料体等の著しい損傷に至る事象並びに格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出に至る事象の過程を同定し、クリフエッジ・エフェクトの所在を特定するとともに、重大事故対策を開始するまでの余裕時間及び緩和機能の継続を必要とする時間を評価する。また、そのときの地震動の大きさを明らかにする。
- (c) 特定されたクリフエッジ・エフェクトへの対応を含め、燃料体等の著しい損傷に至る事象並びに格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出に至る事象の過程の進展を防止するための、(b)以外に自主的に強化した措置について、深層防護の観点から、その効果を示す。なお、地震随件事象その他の自然現象等の重畳により、事象の過程に大きな影響を及ぼす可能性がある場合には、その影響及び対応措置について検討する。

②津波

- (a) 設計上の想定を超える津波に関して、その程度に応じて、建屋、構築物、機器等が損傷又は機能喪失するか否かを、津波PRAの知見等を踏まえて評価する。
安全裕度評価では、実応答値及び実耐力値を用いることとし、設計応答値及び設計耐力値を混在して使用しない。ここで、実応答値及び実耐力値を用いる場合には、その根拠及び妥当性を明確にする。設計応答値及び設計耐力値を用

いる場合には、その信頼度を明確にする。更に、クリフエッジ・エフェクトの値の信頼度（例えば、95%信頼度の5%損傷確率等）には、偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮する。

また、安全裕度評価が有する信頼性を明確化し、フラジリティの信頼度及び損傷の定義を明確にする。

(b) (a)の評価結果を踏まえて、安全規制によって法令への適合性が確認された重大事故等対策を考慮し、想定する起因事象により燃料体等の著しい損傷に至る事象並びに格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出に至る事象の過程を同定し、クリフエッジ・エフェクトの所在を特定するとともに、重大事故対策を開始するまでの余裕時間及び緩和機能の継続を必要とする時間を評価する。また、その際の津波高さを明らかにする。

(c) 特定されたクリフエッジ・エフェクトへの対応を含め、燃料体等の著しい損傷に至る事象並びに格納容器喪失及び放射性物質の異常放出に至る事象の過程の進展を防止するための、(b)以外に自主的に強化した措置について、深層防護の観点から、その効果を示す。なお、津波随件事象その他の自然現象等の重畳により、事象の過程に大きな影響を及ぼす可能性がある場合には、その影響及び対応措置について検討する。

③地震と津波との重畳

(a) 設計上の想定を超える地震とそれに引き続く設計上の想定を超える津波に関して、建屋、構築物、機器等が損傷又は機能喪失するか否かを地震及び津波PRAの知見を踏まえて評価する。

安全裕度評価では、実応答値及び実耐力値を用いることとし、設計応答値及び設計耐力値を混在して使用しない。ここで、実応答値及び実耐力値を用いる場合には、その根拠及び妥当性を明確にする。設計応答値及び設計耐力値を用いる場合には、その信頼度を明確にする。更に、クリフエッジ・エフェクトの値の信頼度（例えば、95%信頼度の5%損傷確率等）には、偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮する。

また、安全裕度評価が有する信頼性を明確化し、フラジリティの信頼度及び損傷の定義を明確にする。

(b) (a)の評価結果を踏まえて、安全規制によって法令への適合性が確認された重大事故等対策を考慮し、想定する起因事象により燃料体等の著しい損傷に至る事象並びに格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出に至る事象の過程を同定し、クリフエッジ・エフェクトの所在を特定するとともに、重大事故対策を開始するまでの余裕時間及び緩和機能の継続を必要とする時間を評価する。また、そのときの地震動及び津波高さを明らかにする。

(c) 特定されたクリフエッジ・エフェクトへの対応を含め、燃料体等の著しい損傷に至る事象並びに格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出に至る事象の過程の進展を防止するための、(b)以外に自主的に強化した措置について、深層防護の観点から、その効果を示す。なお、地震及び津波随件事象その他の自然現象等の重畳により、事象の過程に大きな影響を及ぼす可能性がある場合には、

その影響及び対応措置について検討する。

2. 評価実施に当たっての留意事項

クリフエッジ・エフェクトを特定し、特定されたクリフエッジ・エフェクト発生時の自然現象によるハザードの大きさ及びクリフエッジ・エフェクトを防止するための措置の有効性を示す上で、留意すべき点及び評価作業の実施に当たっての留意事項を以下に示す。

(1) 全体に共通する項目

- ①安全裕度評価の作業を実施するに当たり、安全裕度評価が発電用原子炉施設の潜在的な脆弱性を把握し、たえず安全性を向上させるための作業の一貫であることを認識しつつ、この作業のための品質管理を確保するための体制を整備するとともに、品質管理に係る取組を実施し評価する。
- ②評価時点までに対応を実施した対策を含め最新の情報を反映していることを確認し、これらを踏まえ、発電用原子炉施設の頑健性がどの程度、及びどのように向上したかを評価する。特に、評価時点の最新の状況として、燃料体等の著しい損傷並びに格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出に対するクリフエッジ・エフェクトの改善状況（時間余裕の改善及び放出量の低減等）、評価の信頼性を向上させるための方策の実施状況、地震又は津波に対する耐性をより一層向上させるための方策の実施状況等を反映していることを確認し、評価する。
- ③複数号機を有する敷地については、号機間の相互影響を評価する。
【例】号機間の耐性が異なる場合及び号機間の事象進展の過程が異なる場合の相互影響が考えられる。
- ④運転開始以降の設備の状態に関し、事象発生後における設備の機能維持、相互干渉、二次的影響、防護措置に係る作業性及び接近性等について情報を収集し、防護措置に係る成立性及び頑健性を確認するため、プラント・ウォークダウンを体系的に実施する。なお、実施に当たっては、PRAを実施する際の例等を活用することができる。

(2) 地震に関する評価事項

①耐震裕度評価が有する信頼性の明確化

耐震裕度評価が有する信頼性を明確化するため、成功パスに必要な設備等を対象に、試験等による耐力値及びそのばらつきと耐震裕度評価で用いる許容値との関係の検討等を実施する。

【例】検討例として考えられる内容は以下のとおり。

- (a) 成功パスに必要な設備、及びその損傷によりクリフエッジ・エフェクトを生じさせる設備等を対象に、地震PRA及び既往の限界性能試験等の知見を活用して、耐力値及びそのばらつき並びに許容値との関係を検討する。この際、地震PRAの例等が活用できる。
- (b) その上で、設備等の応答値の算定過程におけるばらつきを考慮し、設備等のフラジリティ曲線を作成する。
- (c) 以上の評価データを用い、フラジリティの信頼度を明示した上で、成功パス

を構成する緩和機能を対象に、クリフエッジ・エフェクトとなる地震動レベルにおける損傷確率を確認することにより、耐震裕度評価が有する信頼性を明確化する。

- (d) 安全機能を失うまでの耐震裕度が相当あり、クリフエッジ・エフェクトの評価に影響を及ぼすことはないとして裕度評価の対象外とする設備がある場合、これらの設備のうち相対的に裕度の低い設備等を選定し、定量的な評価を実施し、クリフエッジ・エフェクトの評価の信頼性及び説明性の向上を図る。

(3) 津波に関する評価事項

①津波遡上解析等による検証

成功パスの成立性をより現実的なものとして確認するため、津波が敷地を越え遡上する津波解析を実施し、その解析結果を踏まえて津波対策等の有効性を明らかにする。

【例】津波解析を踏まえた検討例として考えられる内容は以下のとおり。なお、遡上後の引き波についても分析の対象に含まれる。

- (a) 敷地外から敷地への遡上経路の分析
- (b) 敷地内の遡上波の速度方向及び速度分布の分析並びに敷地内の津波高さ分布の分析
- (c) 浸水評価等に考慮した津波荷重設定の保守性及び浸水対策の有効性の明確化
- (d) 漂流物による影響に関する分析、漂流物による影響の軽減策及び漂流物除去策の有効性の明確化

以上を踏まえ、津波解析及びその結果を踏まえた耐津波性の裕度評価が有する信頼性を明確にする。

(4) 地震及び津波に共通の評価事項

①地震及び津波の重畳の評価

地震及び津波の重畳の評価に当たっては、地震の発生が、津波対策用の設備等の耐性に影響を及ぼす可能性のある事象を抽出し、大きな影響を及ぼす可能性がある場合には、そのクリフエッジ・エフェクトを特定する。それに対応する成功パスに必要な設備の機能維持、作業性及び接近性等について、成功パスの成立性の観点から影響を考慮する。

②地震及び津波随件事象

当該敷地の立地条件を踏まえ、クリフエッジ・エフェクトを生ずる可能性のある地震及び津波随件事象を抽出する。発生する事象に対し、防止又は緩和に係る機能が期待できる設備等（対応手順の整備等ソフト面での対応を含む。）を考慮し、地震又は津波発生時におけるクリフエッジ・エフェクトを特定する。クリフエッジ・エフェクトの発生を防止するために必要な設備の機能維持、作業性及び接近性等について、成功パスの成立性の観点から影響を評価する。

【例】「地震及び津波随件事象」の例：地震による外部溢水及び内部溢水、原子炉建屋の背後斜面等のすべり及び剥落並びに地震及び津波による建屋内外の火災等。

③その他の自然現象の重畳等

当該敷地の立地条件を踏まえ、個別の発電用原子炉施設において発生する可能性があると考える、その他の自然現象及びその他の外部事象を抽出する。

その他の自然現象の規模は、当該地域における観測データの最大規模を考慮して、当該敷地で発生する可能性を十分検討した上で設定する。また、地震又は津波との重畳を考慮する上では、重畳して発生する可能性を十分考慮する。

クリフエッジ・エフェクトとなる地震動又は津波高さが発生した状況に加え、必要に応じて地震又は津波とは独立なその他の自然現象及びその他の外部事象が重畳し、事象の過程に大きな影響を及ぼす可能性がある場合には、それを考慮したクリフエッジ・エフェクトを特定する。クリフエッジ・エフェクトの発生を防止するために必要な設備の機能維持、作業性及び接近性等について、成功パスの成立性の観点から影響を評価する。

【例】「その他の自然現象」の例：低温、積雪、強風、降雨、波浪及び雷並びに
地域によっては竜巻、敷地周辺の火災及び火山噴火に伴う事象等
「その他の外部事象」の例：近隣工場等の火災、船舶の衝突等