

## 安全性向上評価制度に係る関係規則・ガイドの改正案に対する 意見公募の結果及び改正案の決定

令和 7 年 5 月 14 日  
原子力規制庁

### 1. 趣旨

本議題は、原子炉等規制法<sup>1</sup>に基づく安全性向上評価制度に係る関係規則及び運用ガイドの改正案に関する意見（以下「提出意見」という。）に対する考え方について了承を諮るとともに、関係規則及び運用ガイドの改正の決定について付議するものである。

### 2. 意見公募の実施結果

令和 6 年度第 55 回原子力規制委員会（令和 7 年 1 月 22 日）において、安全性向上評価制度の短期的な見直しに対応するための関係規則の改正案及び運用ガイドの改正案に対する意見公募の実施が了承され、意見公募を実施した。その結果は以下のとおり。

#### （1）行政手続法（平成 5 年法律第 88 号）第 39 条第 1 項の規定に基づく意見公募

##### ①対象

- ・ 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則（案）

##### ②実施期間：令和 7 年 1 月 23 日から同年 2 月 21 日まで（30 日間）

##### ③実施方法：電子政府の総合窓口（e-Gov）及び郵送

##### ④提出意見数：5 件<sup>2</sup>

#### （2）任意の意見公募

##### ①対象

- ・ 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一部を改正する規程（案）

##### ②実施期間：令和 7 年 1 月 23 日から同年 2 月 21 日まで（30 日間）

##### ③実施方法：電子政府の総合窓口（e-Gov）及び郵送

##### ④提出意見数：4 件<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 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）

<sup>2</sup> 提出意見数は、総務省が実施する行政手続法の施行状況調査において指定された提出意見数の算出方法に基づく。なお、今回の意見公募において、提出意見に該当しないと判断されるものは行政手続法に基づく意見公募で 4 件、任意の意見公募で 4 件だった。

### 3. 提出意見に対する考え方（委員会了承事項）

提出意見に対する考え方について別紙 1 及び別紙 2 のとおり了承いただきたい。

### 4. 関係規則等の改正案について（委員会決定事項）

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則について、別紙 3 のとおり決定していただきたい。なお、意見公募を実施した「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一部を改正する規程（案）」で示したとおり、今般の改正において新規制基準適合後最初の安全性向上評価の実施時期も同様に見直す方針であるが、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（平成 25 年原子力規制委員会規則第 16 号）の附則にその旨を反映する必要があったことから、改正内容を追加している。

また、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一部を改正する規程については、別紙 4 のとおり決定していただきたい。本ガイドは提出意見を踏まえて、安全性向上評価で実施する評価等について 5 年ごと及び 10 年ごとに改訂すべき旨をより明確に記載することとしたほか、所要の記載の適正化を行っている。

加えて、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則は公布の日から施行することとし、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一部を改正する規程についても同日から施行することとしたい。

<資料一覧>

- 別紙 1 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則（案）に関する提出意見及び考え方（案）
- 別紙 2 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一部を改正する規程（案）に関する提出意見及び考え方（案）
- 別紙 3 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則（案）
- 別紙 4 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一部を改正する規程（案）
- 参考 1 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則（案）の変更箇所（赤字部分）
- 参考 2 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一部を改正する規程（案）の変更箇所（赤字部分）
- 参考 3 安全性向上評価制度に係る関係規則・ガイドの改正案及び意見公募の実施（令和 6 年度第 55 回原子力規制委員会資料 2）

## 別紙 1

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する  
規則（案）に関する提出意見及び考え方（案）

年 月 日

| No. | 提出意見                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                     | 考え方                                                                                                                                                                                            |
|-----|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1   | <p>・「安全性向上評価が終了した日」の定義は何か。担当が評価し終えた日か。下請けが報告した日か、担当が文章として届出書を完成させた日か、それとも、社内決裁が終わった日か。</p> <p>・複数の意味にとれる文章は、規則として不適切である。もし電力会社と規制委員会の規則の解釈が異なる場合、電力会社が自覚なく規則違反をおかす可能性がある。</p>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            | <p>➤ 改正後の「安全性向上評価が終了した日」とは、事業者として安全性向上評価に係る評価を決定した日を指します。なお、この記載の趣旨は、改正前の「安全性向上評価をした」時点と何ら変わるものではありません。</p>                                                                                    |
| 2   | <p>意見：改正前のままにするべき。もしくは「安全性向上評価が終了した日」を1つの意味にしかとれない表現に修正するべき。</p> <p>理由：</p> <p>「安全性向上評価が終了した日」の意味が曖昧。いろんな意味に解釈できる（例：データがとれた日、考察まで終わった日、書類執筆が終わった日 or 上司のチェックが終わった日 etc.）。今まであいまいな表現でゆるされていたのは、届け出ないといけない期限が、これまた曖昧な表現である「遅滞なく」であったためではないか。</p> <p>「遅滞なく」は、合理的な理由があれば期限いつでもよいという便利な言葉だ。例えば、「安全性向上評価が終了した日」が、「データがとれた日」としていても、「上司のチェックや製本作業が必要」だったとすれば提出までに時間がかかっても説明がつくし、一方で、「安全性向上評価が終了した日」を、「チェックも製本作業も終わった日」と解釈していた場合は、すぐに提出しなければ理由がつかない。このように、改正前は、「安全性向上評価をした後」をどのように解釈していても「遅滞なく」という言葉の便利さで、カバーできていた規則文だったのではなからうか。</p> <p>しかしながら、「30日以内」という数字で限定した途端、いつからの30日なのか、その数え始めである「安全性向上評価が終了した日」の意味も明確にしなければならなくなった。そ</p> | <p>➤ 「安全性向上評価が終了した日」の考え方は No.1 を御覧ください。</p> <p>➤ 「遅滞なく」を「30日以内」と改正した趣旨は、安全性向上評価制度の届出の期限として、具体的な日数を定めることとしたものです。「30日以内」という期限については、事業者における届出資料の作成準備に係る期間を考慮したものです。</p> <p>➤ 以上より、原案のとおりとします。</p> |

| No. | 提出意見                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                           | 考え方                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                     |
|-----|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|     | <p>うでないと、「３０日以内」にした意味がない。期限の始まる日の意味がふわっとしていると、本当は３１日目や３２日目でも、解釈次第によって３０日以内ですよと言い張れてしまう。以上から、「安全性向上評価が終了した日」の意味が曖昧なので、改正前の「遅滞なく」で問題ない。また、これは前提を置いたうえでの意見であるが、「安全性向上評価が終了した日」の意味が「届出書完成日」である場合は、合理的な理由がないのに、提出せずに、３０日放っておいてもよいことになるのは、改正前よりも劣化してしまっている。</p> <p>一方で、「３０日以内」とすることにそれ相応の意図があるのであれば、前段の理由から「安全性向上評価が終了した日」を１つの意味にしかとれない表現に修正すべき。この場合は、なぜ３０日なのかの理由も示すべき。１週間や１０日、１４日 etc. ではダメなのか。</p> |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                         |
| 3   | <p>規則案に完本添付の定めがない。届出書の添付書類の定めは規則で定めねば法的拘束力が生じ得ない。他書では添付する書類を規則に明記し、法的拘束力を担保している。故に原案では不適當。内規に定めるとした完本添付の定めを規則に盛り込む修正案の提示が急務。</p>                                                                                                                                                                                                                                                               | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 安全性向上評価制度は、事業者の自主的な安全性向上を目的とした届出制度であり、法令に定める事項を踏まえた上で、届出書の構成や記載内容を含めて事業者において検討し、作成すべきものであると考えており、届出の形式について現行の法令を改正して法的拘束力をもって定める必要はないと考えています。</li> <li>➤ なお、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（原規技発第 1311273 号）の「安全規制によって法令への適合性が確認された範囲」を説明する資料に係る見直しについては、安全性向上評価制度の届出書類の一部を完本にすることで、事業者の届出手続を合理化できることを示したものです。</li> <li>➤ 以上より、原案のとおり規則には完本添付は定めないこととします。</li> </ul> |
| 4   | <p>規則の改正案に関連し実用炉規則の解釈について、以下のとおり確認したい。</p>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                     | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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）第 57 条の 8 に規定するとおり、原子力事業者は</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                                                               |

| No. | 提出意見                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                         | 考え方                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              |
|-----|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|     | <p>＜確認したい内容＞<br/>           実用炉規則第九十九条の三の評価（安全性の向上のための評価の実施）の実施時期より前に、旧実用炉規則第七十七条により求められる「定期安全レビュー」の実施時期がきた場合の実用炉規則の附則（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（平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第十六号）第十四条）の解釈について確認したい。</p> <p>＜詳細説明＞<br/>           実用炉規則の附則※1に、「初めて安全性向上評価の届出をするまでの間は、旧実用炉規則がなおその効力を有する」とあるため、安全性向上評価の初回届出を行うまでは、全てのプラントで定期安全レビュー（以下 PSR）を実施することが必要と認識している。</p> <p>新規制基準に適合したが再稼働に至っていないプラントにおいては、安全性向上届出の前に PSR を実施するタイミングがおとずれれる可能性があるが、PSR を実施後、遅くないタイミングで再稼働した場合、再稼働後の安全性向上評価で同等の評価を行うこととなるため、事業者は重複した評価を行わなければならない可能性がある。</p> <p>上記について、新規制基準適合のための保安規定の認可を受けたプラントは、初回届出には至っていませんが、再稼働後、安全性向上評価届出を行うことが確実であり、PSR を包絡した評価が必ず行われるため、上記の附則の対象外となる解釈は可能か。</p> <p>※1（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（平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第十六号）第十四条）</p> | <p>最新の知見を踏まえつつ、施設の安全性の向上などの措置を講ずる責務を有しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準に適合したものとして保安規定の認可を受けた発電用原子炉の運転開始の日までの期間は一律ではありません。また、相当期間運転を停止している発電用原子炉であっても、廃止措置計画の認可を受けていない発電用原子炉は、適切な施設・設備の維持を図る観点から、保安のための措置を適切に実施しつつ、施設・設備の安全性を評価し継続的に改善する必要があります。</li> <li>➤ 以上より、相当期間運転を停止している発電用原子炉は、初めて安全性向上評価届出を行うまでの間は、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（平成 25 年原子力規制委員会規則第 16 号）附則第 14 条及び同規則による改正前の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）第 77 条に基づき、保安活動の実施状況等を適切に評価する必要があります。</li> <li>➤ なお、御指摘の長期停止プラントにおける長期的な劣化に関する評価及びその結果を踏まえた措置については、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則（令和 5 年原子力規制委員会規則第 4 号）による改正後の実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 81 条第 1 項第 8 号に定める発電用原子炉設置者に対する義務として定められているものであり、発電用原子炉設置者の自主的な取組ではありません。</li> </ul> |

| No. | 提出意見                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              | 考え方 |
|-----|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| 5   | <p>規則の改正案に関連し実用炉規則について、以下のとおり一部改正を検討いただきたい。</p> <p>＜一部改正を検討いただく内容＞<br/> 実用炉規則の附則（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（平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第十六号）第十四条）を削除いただきたい。</p> <p>＜経緯＞<br/> 東京電力福島第一原子力発電所事故の後に再稼働していない長期停止プラントにおける「定期安全レビュー」については、実用炉規則の附則※1により、安全性向上評価の届出をするまでの間は、改正前の規定※2 が効力を有することから、NISA ガイドライン※3 も踏まえつつ、継続して評価を実施している。</p> <p>一方で、このガイドラインの中でも取り扱いについて記載されている高経年化技術評価に関しては、GX 法関係法令※4 施行により、長期停止プラントの扱いは、運転プラントの長期施設管理計画の認可制度とは異なり、事業者が自主的に長期的な劣化評価を実施し、その結果を考慮した措置を講じるといった事業者の自主的な取り組みとして行うものとなっている。</p> <p>「定期安全レビュー」は、定期的にプラントの保安活動が適切に維持されていることを確認することが目的であるが、プラントの保有するリスクの大きさにより、達成される保安活動のレベルは異なるものとする。</p> <p>（運転プラントの長期停止プラントのリスクの差が考慮されるべき）</p> |     |

| No. | 提出意見                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               | 考え方                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                       |
|-----|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|     | <p>以上を踏まえ、「定期安全レビュー」に関しても、事業者が自主的にプラントの現状に即した評価を実施できるよう、運転プラントを前提とした NISA ガイドラインと紐づく実用炉規則の附則は、削除も含めた見直しが必要と考える。</p> <p>※1（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（平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第十六号）第十四条）</p> <p>※2 実用炉規則第六十七条第一項及び第七項並びに第七十七条</p> <p>※3 NISA 文書「実用発電用原子炉施設における定期安全レビュー実施ガイドライン」</p> <p>※4 脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律の本格施行に伴う核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令等</p> |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                           |
| 6   | <p>パブコメ募集に感謝いたします。</p> <p>・ P12 下から 6 行目 1-1 概要全般、1-2 敷地特性 地震国である以上大切な記載と思われる。</p> <p>・ P18 3-2 14 行目 中長期的な評価欄 「運転開始後 30 年を経過し？「経年劣化」について？」も含めて 老朽化してくる建築物を今以上に定期試験・検査を慎重かつこまめに期間を設定していくことを要望する。</p>                                                                                                                                                                               | <p>➤ 敷地特性に関する事項は「1-2 設置の許可に関する事項」で示す設置許可申請書の完本に含まれているため、今般の改正を踏まえ、完本により届出がなされる場合、引き続き当該事項に関する記載が届出に含まれるものと考えます。</p> <p>➤ 運転開始後 30 年を経過して運転しようとする発電用原子炉に対する規制制度である長期施設管理計画の認可制度は、運転開始後 30 年を経過した発電用原子炉に対して、10 年以内ごとに、運転が見込まれる期間における発電用原子炉施設の劣化の状況に関する技術的な評価を義務付け、その結果に基づき定期事業者検査等の通常保全に追加して実施すべき追加保全を抽出し、適切な劣化管理を実施することを事業者に義務付けるための制度であり、これらの劣化管理が適切に行われているか否かを原子力規制検査において確認していきます。なお、これまでも安全性向上評価制度の</p> |

| No. | 提出意見                                                                                                                                                                                                                       | 考え方                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                  |
|-----|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|     | <p>・ P26 o モニタリングポスト が改正後ぼ〔原文ママ〕文章から消えている。国民が知ることができる情報のひとつとして、改正後も記載と情報公開の記載を要望する。</p> <p>・ P61 改正後(b)i 調査・収集のみ でなく、国民に公表することを追記要望する。</p> <p>・ P1 (1)実用炉規制等の一部改正規則(案)<br/>改正前 六月を超えない から、改正後は一年を超えない に変更した理由と根拠を知りたい。</p> | <p>届出における評価事項として経年劣化に関することが含まれており、改正後も当該事項に変更はありません。</p> <p>➤ 安全性向上評価の中で実施した調査や評価の結果を公表することが法的に義務付けられていること、設置許可申請書の完本にモニタリングポストの情報も含まれるものであることから、今般の改正を踏まえ、完本により届出がなされる場合、引き続き当該情報は公表されるものと理解しています。なお、御指摘の箇所は届出書の記載事項のイメージを掲載したのですが、制度運用開始から一定期間が経過し、実績も積み重なってきたことから当該記載イメージの役割は果たしたと判断されるため、削除することとしています。</p> <p>➤ 御指摘の内容は、事業者が確率論的リスク評価の実施に当たり事業者が調査すべきものの例を挙げたものに過ぎません。その上で、安全性向上評価の中で実施した調査や評価の結果は現行の法律で公表が義務付けられているため、御指摘の情報が届出に記載されれば、当該事項を含めて公表される仕組みとなっています。したがって御指摘の記載を追記する必要はないと考えます。</p> <p>➤ 現行制度では定期事業者検査終了後6か月以内に評価し、遅滞なく届け出ることとなっているところ、本改正により定期事業者検査終了後から1年以内に評価し、30日以内に届け出ることとしています。これは、事業者において複数の実用発電用原子炉についてまとめて届出をしやすくすることにより、重複する記載内容の削減など届出書類の合理化を図るためのものです。また、現状は定期事業者検査終了後からの運転期間は最大13か月であること、プラントの工事は定期事業者検査の期間中に実施される実態があることを踏まえると、評価の時期を1年以内に実施し、評価終了</p> |

| No. | 提出意見                                                                                                                                                                                                                                                                                               | 考え方                                                                                                                                                                                                                                                                                           |
|-----|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|     | <p>・ P3 7 8 行目 イメージの役割は果たしたと判断されたとあるが、判断基準と理由をお聞かせ願いたい。 同 7 行目には、多数実施され？経験が蓄積されている とあるが、安全性向上には届け出の蓄積よりも、実績と対策が重要であると思われる。削除するというのは反対である。</p> <p>・ 全般について<br/>地震国である以上、つねに万が一の避難・地震・津波・断層道危機管理対策が必要でと考える〔原文ママ〕。それをせずして稼働はしない約束と記載を要望する。</p> <p>科学は未知学であり、人間が行う以上 100%はあり得ないという謙虚さが必要であると考えている。</p> | <p>後 30 日以内に届け出ることとすることで、現行制度と同様に、常に最新のプラント状況の評価の届出を確保することができます。</p> <p>➤ 安全性向上評価制度は、事業者の自主的な安全性向上を目的としており、法令に定める事項を踏まえた上で、届出書の構成や記載内容を含めて事業者が検討し、作成すべきものであると考えます。制度運用開始から一定期間が経過し、実績も積み重なってきたことから今般の改正により削除することとしたものです。</p> <p>➤ 本件のガイドは安全性向上評価制度に関するものであり、発電所を稼働できる要件を定めるものではないと考えています。</p> |

## 別紙 2

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一部を改正する規程（案）に関する提出意見及び考え方（案）

年 月 日

| No. | 提出意見                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                 | 考え方                                                                                                                                                                                                                                                                                                                 |
|-----|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1   | <p>変更後について「（中略）第1章2.の時点における最新の状態を示す資料（少なくとも機器の系統図及び配置図（中略）並びに基本設計方針等）を添付する。」に改めること。</p> <p>設置の許可及び保安規定は、いわゆる完本での添付を求めており、1章2.の時点までに受けた許認可の情報が明確となるが、設計及び工事の計画は、1章2.の時点までに受けた認可における基本設計方針等を求めておらず、現状のプラント状態が明確にはならない。したがって、設置の許可及び保安規定で言うところの完本と同等レベルまでの提出を求めるために基本設計方針等の提出を明確化するべきである。</p>                                                                                                                                                                                           | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「構築物、系統及び機器」の情報については、本制度の目的である事業者において原子力安全の継続的な改善を図るという観点に加え、審査及び検査の業務において活用する観点から検討した結果、設置許可申請書の完本並びに系統図及び配置図は必要であると考えますが、御指摘の基本設計方針等の提出を求める必要はないものと考えています。</li> <li>➤ なお、設計及び工事の認可に係る最新の情報は、原子力規制庁に提出されている申請書類で確認することが可能です。</li> <li>➤ 以上より、原案のとおりとします。</li> </ul>       |
| 2   | <p>“ 箇条3. 安全性の向上のための自主的に講じた措置の調査及び分析” において参照できる規格として“ IAEA SSG-25” に加えて“ PSR 標準:2023” を明記されたこと（8頁13行目）、原子力学会標準委員会としても評価させていただきます。</p> <p>しかしながら、以下2点の意見を述べさせていただきます。</p> <p>（1）</p> <p>“ 箇条4. 総合的な評価” においても、Global Assessment 実施に関し“ IAEA SSG-25” を参照できる規格と記載されている箇所（13頁目7行目）につき、ここに対しても参照できる規格として“ PSR 標準:2023” を加えることができると考えます。</p> <p>“ PSR 標準:2023” を、“ 3-2 項. 中長期評価” のみで参照できる規格として扱っているものとも受けとるのですが、箇条4でも“ PSR 標準:2023” を参照することの是非につき、規制ガイド改正でのお考えをお聞きできればと思います。</p> <p>（2）</p> | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて、『一般社団法人日本原子力学会 日本原子力学会標準「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準：2023」（AESJ-SC-S006：2023）』の略語を、当該文書をより明確に指すことができる「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準：2023」とします。</li> <li>➤ また、御指摘のとおり「4. 総合的な評価」においても「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準：2023」を参照できると考えますので、その旨を明確にします。</li> </ul> |

| No. | 提出意見                                                                                                                                                                                                                     | 考え方                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                      |
|-----|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|     | <p>“PSR 標準:2023”という呼称に関してですが、原子力学会標準では安全性向上のための定期的な評価を“プロアクティブセーフティレビュー (PSR+)”として、経過措置で実施している“定期安全レビュー (PSR)”とは区別しています。</p> <p>規制ガイド改正において参照できる規格として学会標準を記載いただくのであれば、“PSR+標準:2023&lt;+は上付き文字で表記&gt;”としていただければと思います。</p> |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                          |
| 3   | <p>届出書に追加記載すべき事柄の提案</p> <p>概要<br/>主な安全設備の製造メーカー名称を追加記載すること。</p> <p>理由<br/>製造メーカーの不正が相次ぐ中、万一安全設備の不正が発覚した場合にタイムリーな国の把握、命令に繋げることが可能。これにより官民一体として不正な設備の迅速な対処がなされ安全性向上に繋がる。</p>                                               | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）において、事業者は製造者等に係る調達プロセスに関する要求事項を定めること、調達プロセスを含む品質マネジメントシステムに係る記録を適切に管理しなければならない旨が定められています。</li> <li>➤ 同規則に基づき事業者が管理している記録については、原子力規制検査を通じて確認することができます。</li> <li>➤ また、必要に応じて製造者の工場へ直接立入検査ができるなど、既に現行制度において製造者等に関する情報を迅速に入手することから、当該情報を安全性向上評価制度の届出に記載する必要はないものと考えます。</li> </ul>                            |
| 4   | <p>第1章4. 安全性向上評価の継続的な充実（資料2の10ページ目）</p> <p>安全性向上評価制度に係る関係規則・ガイドの改正案の「第1章4. 安全性向上評価の継続的な充実」では、届出書3-2節の中長期的な評価について「初回の届出に係る評価時点を起算日とし（中略）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1年以内に行う安全性向上評価の際に実施する」となっています。</p>                  | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 第2章3. 3-2の評価は、10年ごとで実施されることが基本であると考えられたため、初回の届出を起算日としていました。しかしながら、御指摘のとおり異なるタイミングで評価がなされた場合は、直近の届出から10年とすることが適当であると考えられるので、その趣旨が明確になるように、第2章3. 3-1又は3-2の改訂の起算日について以下の旨を反映します。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・第2章3. 3-1又は3-2の改訂を実施した直近の届出に係る評価時点を起算日とする。</li> <li>・第2章4. の総合的な評定は個々の安全因子の相関関係を踏まえて実施する必要があることや、SSG-25を踏まえて、第2章3.</li> </ul> </li> </ul> |

| No. | 提出意見                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                       | 考え方                                                                                                                                                                                             |
|-----|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|     | <p>上記は、再稼働後の初回の届出を起点として10年毎に中長期的な評価を実施することを想定しているように読めます。この理解の正誤を確認すると共に、以下の二つの理由から、「中長期的な評価」を実施するタイミングにが〔原文ママ〕10年に1回という頻度の規定を満たすならば、一定の自由度が与えられるよう、お願いしたく存じます。</p> <p>1) 実態として、再稼働済の電力事業者は、評価技術の習熟や、特重施設の設置完了等のタイミングを考慮し、3?4回目〔原文ママ〕の届出の際に最初の中長期的な評価を実施しています。従って、ガイドの記載内容を遵守するなら、再稼働から10年強の期間で、2回の”中長期的な評価”を繰り返す可能性があります。</p> <p>2) 原子力規制委員会は、安全性向上評価制度を「設計の古さ」のうち長期施設管理計画の認可制度では対応できない部分をカバーする仕組みの一つと位置づけておられます。二つの制度を相補的に活用するには、安全性向上評価の中長期的な評価と、長期施設管理計画の認可が、近いタイミングで実施されることが好ましいと考えます。両制度は別物である上、事業者において二つの制度の担当者間に密な連携があるとは限らないことは承知しています。とはいえ、両者を連携させることで、まず実効的な安全性向上措置を抽出させ、それを長期施設管理計画の策定において意識させることが可能になります。</p> | <p>3-2の改訂を実施する際には、第2章3. 3-1の改訂の要否を検討することとするが、直近に届け出た3-1の評価結果から変更がない場合には、その内容を用いて3-2の評価及び4. の評定を行うことができることとし、変更がないと判断した理由について明らかにする。その場合、次回の3-1の改訂に係る起算日は、3-1の改訂を実施した直近の届出に係る評価時点であることに留意する。</p> |

## ○原子力規制委員会規則第 号

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和三十二年法律第百六十六号）第四十条の三の二十九第一項及び第三項の規定に基づき、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則を次のように定める。

令和 年 月 日

原子力規制委員会委員長 山中 伸介

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則

（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部改正）

第一条 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和五十三年通商産業省令第七十七号）の一部を次のように改正する。

次の表により、改正前欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分をこれに順次対応する

改正後欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分のように改め、改正前欄及び改正後欄に対応して掲げるその標記部分に二重傍線を付した規定（以下この条において「対象規定」という。）は、その標記部分が同一のものは当該対象規定を改正後欄に掲げるものように改め、その標記部分が異なるものは改正前欄に掲げる対象規定を改正後欄に掲げる対象規定として移動し、改正前欄に掲げる対象規定で改正後欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを削り、改正後欄に掲げる対象規定で改正前欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを加える。

| 改 正 後                                                                                                                                                                                                                                                                                                                          | 改 正 前                                                                                                                                                                                                                                                                                                                   |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>（安全性の向上のための評価の実施時期）</p> <p>第九十九条の三 法第四十三条の三の二十九第一項の原子力規制委員会規則で定める時期は、定期事業者検査が終了した日以降<u>一年</u>を超えない時期とする。ただし、発電用原子炉の設置又は発電用原子炉の基数の増加の工事の後、定期事業者検査を行っていないものにあつては、その運転が開始された日以降<u>一年</u>を超えない時期とする。</p> <p>（評価の結果等の届出）</p> <p>第九十九条の四 法第四十三条の三の二十九第三項の規定による届出をしようとする者は、安全性向上評価が終了した日から<u>三十日以内</u>に、当該安全性向上評価の結果、当該安全性向上評価</p> | <p>（安全性の向上のための評価の実施時期）</p> <p>第九十九条の三 法第四十三条の三の二十九第一項の原子力規制委員会規則で定める時期は、定期事業者検査が終了した日以降<u>六月</u>を超えない時期とする。ただし、発電用原子炉の設置又は発電用原子炉の基数の増加の工事の後、定期事業者検査を行っていないものにあつては、その運転が開始された日以降<u>六月</u>を超えない時期とする。</p> <p>（評価の結果等の届出）</p> <p>第九十九条の四 法第四十三条の三の二十九第三項の規定による届出をしようとする者は、安全性向上評価をした後、遅滞なく、当該安全性向上評価の結果、当該安全性向上評価に係る調査</p> |

に係る調査及び分析並びに評定の方法並びに次条に定める事項（以下「評価の結果等」という。）を原子力規制委員会に届け出なければならない。

2  
（略）

及び分析並びに評定の方法並びに次条に定める事項（以下「評価の結果等」という。）を原子力規制委員会に届け出なければならない。

2  
（略）

（研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部改正）

第二条 研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（平成十二年総理府令第二百二十二号

）の一部を次のように改正する。

次の表により、改正前欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分をこれに順次対応する改正後欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分のように改め、改正前欄及び改正後欄に対応して掲げるその標記部分に二重傍線を付した規定（以下この条において「対象規定」という。）は、その標記部分が同一のものは当該対象規定を改正後欄に掲げるもののように改め、その標記部分が異なるものは改正前欄に掲げる対象規定を改正後欄に掲げる対象規定として移動し、改正前欄に掲げる対象規定で改正後欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを削り、改正後欄に掲げる対象規定で改正前欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを加える。

| 改<br>正<br>後 | 改<br>正<br>前 |
|-------------|-------------|
|-------------|-------------|

|                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                   |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>(安全性の向上のための評価の実施時期)</p> <p>第九十四条の三 法第四十三条の三の二十九第一項の原子力規制委員会規則で定める時期は、定期事業者検査が終了した日以降<u>一年</u>を超えない時期とする。ただし、発電用原子炉の設置又は発電用原子炉の基数の増加の工事の後、定期事業者検査を行っていないものにあつては、その運転が開始された日以降<u>一年</u>を超えない時期とする。</p> <p>(評価の結果等の届出)</p> <p>第九十四条の四 法第四十三条の三の二十九第三項の規定による届出をしようとする者は、安全性向上評価が終了した日から<u>三十日以内</u>に、当該安全性向上評価の結果、当該安全性向上評価に係る調査及び分析並びに評定の方法並びに次条に定める事項(以下「評価の結果等」という。)を原子力規制委員会に届け出なければならない。</p> <p>2 (略)</p> | <p>(安全性の向上のための評価の実施時期)</p> <p>第九十四条の三 法第四十三条の三の二十九第一項の原子力規制委員会規則で定める時期は、定期事業者検査が終了した日以降<u>六月</u>を超えない時期とする。ただし、発電用原子炉の設置又は発電用原子炉の基数の増加の工事の後、定期事業者検査を行っていないものにあつては、その運転が開始された日以降<u>六月</u>を超えない時期とする。</p> <p>(評価の結果等の届出)</p> <p>第九十四条の四 法第四十三条の三の二十九第三項の規定による届出をしようとする者は、安全性向上評価をした後、遅滞なく、当該安全性向上評価の結果、当該安全性向上評価に係る調査及び分析並びに評定の方法並びに次条に定める事項(以下「評価の結果等」という。)を原子力規制委員会に届け出なければならない。</p> <p>2 (略)</p> |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|

## 附 則

### (施行期日)

1 この規則は、公布の日から施行する。

(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の一部改正)

2 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(平成二十五年原子

力規制委員会規則第十六号)の一部を次のように改正する。

次の表により、改正前欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分をこれに順次対応する改正後欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分のように改め、改正前欄及び改正後欄に対応して掲げるその標記部分に二重傍線を付した規定(以下この項において「対象規定」という。)は、その標記部分が同一のものは当該対象規定を改正後欄に掲げるもののように改め、その標記部分が異なるものは改正前欄に掲げる対象規定を改正後欄に掲げる対象規定として移動し、改正前欄に掲げる対象規定で改正後欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを削り、改正後欄に掲げる対象規定で改正前欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを加える。

| 改<br>正<br>後                                                                                                                                                                                                         | 改<br>正<br>前                                                                                                                                                                                                         |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>附 則<br/>第十五条 この規則の施行の際現に設置法附則第三十条第一項の規定により第五号新規制法第四十三条の三の五第一項の規定によりされた許可とみなされた第五号旧規制法第四十三条の三の五第一項の規定による許可を受けている者がこの規則の施行後最初にするべき第五号新規制法第四十三条の三の二十九第一項の規定による評価に係る同項に規定する原子力規制委員会定める時期は、第十条の規定による改正後の実用発電用原子炉の</p> | <p>附 則<br/>第十五条 この規則の施行の際現に設置法附則第三十条第一項の規定により第五号新規制法第四十三条の三の五第一項の規定によりされた許可とみなされた第五号旧規制法第四十三条の三の五第一項の規定による許可を受けている者がこの規則の施行後最初にするべき第五号新規制法第四十三条の三の二十九第一項の規定による評価に係る同項に規定する原子力規制委員会定める時期は、第十条の規定による改正後の実用発電用原子炉の</p> |

設置、運転等に関する規則第九十九条の三の規定にかかわらず、この規則の施行後最初に行う定期事業者検査の次の定期事業者検査が終了した日以降一年を超えない時期とする。

設置、運転等に関する規則第九十九条の三の規定にかかわらず、この規則の施行後最初に行う定期事業者検査の次の定期事業者検査が終了した日以降六月を超えない時期とする。

(案)

**別紙 4**

改正 令和 年 月 日 原規規発第 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の一部を改正する規程を次のように定める。

令和 年 月 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一部を改正する規程

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（原規技発第 1311273 号）の一部を、別表により改正する。

附 則

この規程は、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則（令和 年原子力規制委員会規則第 号）の施行の日（令和 年 月 日）から施行する。

| 改 正 後                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                        | 改 正 前                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                        |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>第 1 章 総則</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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、</p> | <p>第 1 章 総則</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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、</p> |

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. (略)

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が終了した日以後届出の日前6か月以内の時点の状態を対象として、当該検査終了後1年以内に評価を実施し、当該評価が終了した日から30日以内に届出を行う。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が終了した日以後届出の日前6か月以内の時点の状態を対象として、当該検査終了後1年以内に評価を実施し、当該評価が終了した日から30日以内に届出を行う。

(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11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日以後届出の日前6か月以内の時点の状態を対象として、当該使用前確認証の交付を受けた日から1年以内に評価を実施し、当該評価が終了した日から30日以内に届出を行う。以降は、既設の発電用原子炉と同様とする。

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. (略)

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11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. (略)

#### 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、分析又は評価をする必要がない場合には改訂しなくてもよいこととし、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年ごとの改訂については、第2章3. 3-1の改訂（以下「3-1改訂」という。）を実施した直近の届出に係る評価時点を起算日とし、5年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1年以内に行う安全性向上評価の際に実施する。また、上記の10年ごとの改訂についても同様に、第2章3. 3-2の改訂（以下「3-2改訂」という。）を実施した直近の届出に係る評価時点を起算日とし、10年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1年以内に行う安全性向上評価の際に実施する。

なお、3-2改訂の際には併せて3-1改訂の要否を検討することとするが、直近に届け出た第2章3. 3-1の評価の結果から変更がない場合には当該評価の結果を用いて第2章3. 3-2の評価及び4. の評価を行ってよいこととし、併せて当該評価の結果から変更がないと判断した理由について明らかにする。この場合における次回の3-1改訂に係る起算日は、3-2改訂を実施した届出に係る評価時点ではなく、3-1改訂を実施した直近の届出に係る評価時点であることに留意する。

### 3. (略)

#### 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、分析又は評価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. の総合的な評価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よい。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120919096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。

公表に当たっては、届出書の記載事項のうち、個人情報や核物質防護に関する情報など、不開示とすることが必要であると考えられる部分については、当該部分のマスキングを適切に行うものとする。

## 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。

## 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

#### 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、運転実績等）を記載する。

#### 1-2 設置の許可に関する事項

原子炉等規制法第43条の3の5第2項及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号）第20条の2第2項に基づく申請書等について、第1章2.の時点までに受けた許可の情報が全て反映されたものを取りまとめた資料（いわゆる設置許可申請書の完本）を添付する。

#### 1-3 保安規定に関する事項

実用炉規則第92条第1項及び第2項に基づく申請書等について、第1章2.の時点までに受けた認可の情報が全て反映されたものを取りまとめた資料（いわゆる保安規定認可申請書の完本）を添付する。

#### 1-4 構築物、系統及び機器

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を示す資料（少なくとも機器の系統図及び配置図（Piping & Instrumentation Diagram：P&ID））を添付する。

（削る）

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。

（新設）

#### 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。

(削る)

## 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記載する。

2-1 (略)

2-2 調査等

(1) (略)

(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、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記載する。その際、プラントの設計又は評価に反映する必要があると判断した知見のみならず、反映する必要がないと判断した知見のうち主要なものについては、その判断の根拠を記載する。さらに、第1章2.の時点において収集した知見の取扱いの判断ができない場合は、検討中である旨を示した上で、対応の方向性や検討結果を示す時期を可能な限り記載する。

①～③ (略)

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 (略)

## 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 (略)

2-2 調査等

(1) (略)

(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。

①～③ (略)

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 (略)

(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記載する。

2-3～2-5 （略）

### 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記載する。

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)）。以下「No. SSG-25」という。）若しくは一般社団法人日本原子力学会 日本原子力学会標準「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準：2023」（AESJ-SC-S006：2023。以下「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準：2023」という。）又はこれら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。

（削る）

(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。

2-3～2-5 （略）

### 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

#### (1) 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（直近の評価時点又は設置（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。

また、以下のとおり安全裕度評価を行う。

①参考資料１に示す実施手法の例を参考とし、地震及び津波並びにこれらの重畳事象について実施する。また、その他の外部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

めの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。

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。

(2) 確率論的リスク評価 (PRA)

- ①原子炉等規制法第 4 3 条 3 の 6 及び第 4 3 条の 3 の 1 4 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 の評価に当たっては、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) ～ (d) (略)
- ④ (略)
- ⑤参考資料 2 に、PRA 実施手法の一例を示す。

(3) ハザード評価

第 1 章 2. の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(直近の届出又は設置  
(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。

(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 4 3 条 3 の 6 及び第 4 3 条の 3 の 1 4 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) ～ (d) (略)
- ④ (略)
- ⑤参考資料 1 に、PRA 実施手法の一例を示す。

(新設)

(削る)

### 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(14)までに示す安全因子ごとに整理し、記載する。

また、設計の旧式化など\*1に対応するため、プラントの設備、機器などを対象に、他のプラント\*2と比較することにより、両者の違いを踏まえて設備などのハード面及び運用などのソフト面から、対応する安全因子において安全性向上のための措置を講ずる必要がないかを評価する。

### (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、

なお、他のプラントと違いが見出された場合でも、直ちに対応が求められるものではないことに留意する。

\*1：IAEA 安全ガイド（「Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants」（No. SSG-48））において、管理されるべき経年劣化（Ageing）のうち非物理的な劣化をオブソレッセンス（obsolescence：旧式化）と定義しており、「技術」（Technology）、「基準規格及び規制」（Codes, standards and regulations）及び「知識」（Knowledge）の三つのタイプに分類している。

また、No. SSG-25 では、「構築物、系統及び機器の状態」（Actual condition of structures, systems and components important to safety）、「経年劣化」（Ageing）及び「安全実績」（Safety performance）の各安全因子の中で旧式化への対応について記載されている。

\*2：比較対象のプラントは、国内の同型炉のほか、異なる型の原子炉や国外プラントを比較対象にすることも考慮する。

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)～(4) （略）

#### (5) 決定論的安全評価

用いている評価手法が、国内外の規格や良好事例等の最新の知見を考慮していること、想定される事象に対して十分なものとなっている

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)～(4) （略）

（新設）

ことなどを評価する。

(6) 確率論的リスク評価 (PRA)

用いている評価手法が、国内外の規格や良好事例等の最新の知見を考慮していること、想定される全ての運転状態や事故事象を適切に考慮していることなどを評価する。

(7) ハザード評価

用いている評価手法が、国内外の規格や良好事例等の最新の知見を考慮していること、内部事象や外部事象、将来にわたって想定される構築物、系統及び機器の状態等を考慮していることなどを評価する。

(8)～(14) (略)

4. 総合的な評価

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価について記載する。総合的な評価の実施に当たり、原子炉等規制法第43条の3の29の規定を踏まえた上で No. SSG-25 若しくは原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準：2023 又はこれらと同等の規格を参照することができる。

4-1 評価結果

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価の結果を記載する。評価に当たっては、3-2の旧式化に係る評価の結果や個々の安全因子間の相関関係を踏まえて検討する。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

(新設)

(新設)

(5)～(11) (略)

4. 総合的な評価

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価について説明する。総合的な評価の実施に当たり、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 評価結果

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価の結果を説明する。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。

### 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. ～ 3. (略)

#### 4. 第2章3. 3－1に係る確認

(1) (略)

(2) No. SSG-25 若しくは原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準：2023 又はこれらと同等の規格を参照している場合にあっては、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) 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

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. ～ 3. (略)

#### 4. 第2章3. 3－1に係る確認

(1) (略)

(2) I A E A 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。

(新設)

（案）」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。

(4) 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 （略）

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。

(削る)

## 5. 第2章3. 3－2に係る確認

(1)・(2) （略）

(3) No. SSG-25 若しくは原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準：2023 又はこれらと同等の規格を参照している場合にあっては、調査及び分析、有効性の評価の方法、内容等が原子炉等規

(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 （略）

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)・(2) （略）

(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っては、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

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. (略)

(削る)

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. (略)

別添

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P S系）及び  
運転中に定期的実施するテスト（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（コンフィギュレーション  
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。）、③P R A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、PRA、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（PRA）

##### 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

(削る)

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. 総合的な評価

※ 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 評価結果

4-2 安全性向上計画

#### 参考資料 1

##### 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) - 1 ④及び 3. (2) - 2 ④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气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こと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、平均値及び不確かさ幅を評価する。

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<sup>1</sup>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。

#### 脚注

<sup>1</sup> 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。

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) 不確か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かさの幅を求める。

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。

(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

られた脆弱性を用いて行う。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、ハザード及び脆弱性は、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) 脆弱性評価のため、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<sup>2</sup>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。

## 脚注

<sup>2</sup> 地震規模、震源深さ、発震機構及び地震発生頻度に着目するとき、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

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トニクスの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（認識論的な不確実さ要因）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の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（ fragility ）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。

参考資料 1

参考資料 2

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 Cs137 の放出量が 100TBq を越えるような事故の発生頻度

(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。

参考資料 2

(新設)

3. (1)④、3. (2)－1 ⑥及び3. (2)－2 ⑥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)－1 ⑦及び3. (2)－2 ⑦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よい。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) 起回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回事象とする。

ii) 発電用原子炉の運転実績等に基づいて、起回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) 各起回事象に対して、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及び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こと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及び共通原因故障

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に関する取扱方法及び評価式を設定した上で、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、炉心損傷頻度への寄与が大きい理由を分析する。

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幾つかの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、原子炉（圧力）容器破損等の事象の発生時期、当該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<sup>1</sup>による破損、原子炉格納容器直接接触（シェラタック）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。

#### 脚注

<sup>1</sup> 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。

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) Cs137 放出量が 100TBq 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) 不確か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かさの幅を求める。
- 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か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。

(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、机上情報を補う二次起因のシナリオ、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で収集及び分析をした情報に基づき、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、(b)の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<sup>2</sup>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。

### 脚注

<sup>2</sup> 地震規模、震源深さ、発震機構及び地震発生頻度に着目するとき、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

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トニクス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)－2. ②の津波の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かさは、現象論に係る偶然性による不確かさ要因（偶然的不確かさ要因）又はデータ不足や知識不足による不確かさ要因（認識論的不確かさ要因）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。その際、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かさ要因及び認識論的不確か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又は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、解析を含む理論に基づく手法又は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) 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、対象の敷地周辺の三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、三次元応答特性（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成り、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よい。

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)のほか、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) のほか、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、机上情報を補う二次起因のシナリオ、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的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

フ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、機器等のフリティ評価手法としては、詳細評価手法又は簡易的评价手法の二種類があり、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三次元でモデル化し、三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。簡易的评价手法は、一次元又は二次元で流体解析評価をする手法である。

(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又は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またがるなど）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) 及び ii) のほか、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（ fragility ）に強い相関がある場合には、いずれ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。

※令和六年度第五十五回原子力規制委員会(令和七年一月二十二日)で示した案から追加で改正した箇所を赤字で記載した。

○原子力規制委員会規則第 号

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和三十二年法律第百六十六号)第四十条の三の二十九第一項及び第三項の規定に基づき、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則を次のように定める。

令和 年 月 日

原子力規制委員会委員長 山中 伸介

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則

(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部改正)

第一条 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和五十三年通商産業省令第七十七号)の一部を次のように改正する。

次の表により、改正前欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分をこれに順次対応する

改正後欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分のように改め、改正前欄及び改正後欄に対応して掲げるその標記部分に二重傍線を付した規定（以下この条において「対象規定」という。）は、その標記部分が同一のものは当該対象規定を改正後欄に掲げるものように改め、その標記部分が異なるものは改正前欄に掲げる対象規定を改正後欄に掲げる対象規定として移動し、改正前欄に掲げる対象規定で改正後欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを削り、改正後欄に掲げる対象規定で改正前欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを加える。

| 改 正 後                                                                                                                                                                                                                                                                                                                          | 改 正 前                                                                                                                                                                                                                                                                                                                   |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>（安全性の向上のための評価の実施時期）</p> <p>第九十九条の三 法第四十三条の三の二十九第一項の原子力規制委員会規則で定める時期は、定期事業者検査が終了した日以降<u>一年</u>を超えない時期とする。ただし、発電用原子炉の設置又は発電用原子炉の基数の増加の工事の後、定期事業者検査を行っていないものにあつては、その運転が開始された日以降<u>一年</u>を超えない時期とする。</p> <p>（評価の結果等の届出）</p> <p>第九十九条の四 法第四十三条の三の二十九第三項の規定による届出をしようとする者は、安全性向上評価が終了した日から<u>三十日以内</u>に、当該安全性向上評価の結果、当該安全性向上評価</p> | <p>（安全性の向上のための評価の実施時期）</p> <p>第九十九条の三 法第四十三条の三の二十九第一項の原子力規制委員会規則で定める時期は、定期事業者検査が終了した日以降<u>六月</u>を超えない時期とする。ただし、発電用原子炉の設置又は発電用原子炉の基数の増加の工事の後、定期事業者検査を行っていないものにあつては、その運転が開始された日以降<u>六月</u>を超えない時期とする。</p> <p>（評価の結果等の届出）</p> <p>第九十九条の四 法第四十三条の三の二十九第三項の規定による届出をしようとする者は、安全性向上評価をした後、遅滞なく、当該安全性向上評価の結果、当該安全性向上評価に係る調査</p> |

に係る調査及び分析並びに評定の方法並びに次条に定める事項（以下「評価の結果等」という。）を原子力規制委員会に届け出なければならない。

2  
（略）

及び分析並びに評定の方法並びに次条に定める事項（以下「評価の結果等」という。）を原子力規制委員会に届け出なければならない。

2  
（略）

（研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部改正）

第二条 研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（平成十二年総理府令第二百二十二号

）の一部を次のように改正する。

次の表により、改正前欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分をこれに順次対応する改正後欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分のように改め、改正前欄及び改正後欄に対応して掲げるその標記部分に二重傍線を付した規定（以下この条において「対象規定」という。）は、その標記部分が同一のものは当該対象規定を改正後欄に掲げるもののように改め、その標記部分が異なるものは改正前欄に掲げる対象規定を改正後欄に掲げる対象規定として移動し、改正前欄に掲げる対象規定で改正後欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを削り、改正後欄に掲げる対象規定で改正前欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを加える。

改

正

後

改

正

前

|                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                   |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>(安全性の向上のための評価の実施時期)</p> <p>第九十四条の三 法第四十三条の三の二十九第一項の原子力規制委員会規則で定める時期は、定期事業者検査が終了した日以降<u>一年</u>を超えない時期とする。ただし、発電用原子炉の設置又は発電用原子炉の基数の増加の工事の後、定期事業者検査を行っていないものにあつては、その運転が開始された日以降<u>一年</u>を超えない時期とする。</p> <p>(評価の結果等の届出)</p> <p>第九十四条の四 法第四十三条の三の二十九第三項の規定による届出をしようとする者は、安全性向上評価が終了した日から<u>三十日以内</u>に、当該安全性向上評価の結果、当該安全性向上評価に係る調査及び分析並びに評定の方法並びに次条に定める事項(以下「評価の結果等」という。)を原子力規制委員会に届け出なければならない。</p> <p>2 (略)</p> | <p>(安全性の向上のための評価の実施時期)</p> <p>第九十四条の三 法第四十三条の三の二十九第一項の原子力規制委員会規則で定める時期は、定期事業者検査が終了した日以降<u>六月</u>を超えない時期とする。ただし、発電用原子炉の設置又は発電用原子炉の基数の増加の工事の後、定期事業者検査を行っていないものにあつては、その運転が開始された日以降<u>六月</u>を超えない時期とする。</p> <p>(評価の結果等の届出)</p> <p>第九十四条の四 法第四十三条の三の二十九第三項の規定による届出をしようとする者は、安全性向上評価をした後、遅滞なく、当該安全性向上評価の結果、当該安全性向上評価に係る調査及び分析並びに評定の方法並びに次条に定める事項(以下「評価の結果等」という。)を原子力規制委員会に届け出なければならない。</p> <p>2 (略)</p> |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|

## 附 則

### (施行期日)

1 この規則は、公布の日から施行する。

(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の一部改正)

2 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(平成二十五年原子

力規制委員会規則第十六号)の一部を次のように改正する。

次の表により、改正前欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分をこれに順次対応する改正後欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分のように改め、改正前欄及び改正後欄に対応して掲げるその標記部分に二重傍線を付した規定(以下この項において「対象規定」という。)は、その標記部分が同一のものは当該対象規定を改正後欄に掲げるもののように改め、その標記部分が異なるものは改正前欄に掲げる対象規定を改正後欄に掲げる対象規定として移動し、改正前欄に掲げる対象規定で改正後欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを削り、改正後欄に掲げる対象規定で改正前欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを加える。

| 改正後                                                                                                                                                                                                                  | 改正前                                                                                                                                                                                                                  |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>附 則<br/>第十五条 この規則の施行の際現に設置法附則第三十条第一項の規定により第五号新規制法第四十三条の三の五第一項の規定によりされた許可とみなされた第五号旧規制法第四十三条の三の五第一項の規定による許可を受けている者がこの規則の施行後最初にするべき第五号新規制法第四十三条の三の二十九第一項の規定による評価に係る同項に規定する原子力規制委員会で定める時期は、第十条の規定による改正後の実用発電用原子炉の</p> | <p>附 則<br/>第十五条 この規則の施行の際現に設置法附則第三十条第一項の規定により第五号新規制法第四十三条の三の五第一項の規定によりされた許可とみなされた第五号旧規制法第四十三条の三の五第一項の規定による許可を受けている者がこの規則の施行後最初にするべき第五号新規制法第四十三条の三の二十九第一項の規定による評価に係る同項に規定する原子力規制委員会で定める時期は、第十条の規定による改正後の実用発電用原子炉の</p> |

設置、運転等に関する規則第九十九条の三の規定にかかわらず、この規則の施行後最初に行う定期事業者検査の次の定期事業者検査が終了した日以降一年を超えない時期とする。

設置、運転等に関する規則第九十九条の三の規定にかかわらず、この規則の施行後最初に行う定期事業者検査の次の定期事業者検査が終了した日以降六月を超えない時期とする。

## 参考 2

(案)

※令和6年度第 55 回原子力規制委員会(令和7年1月 22 日)で示した案から追加で改正した箇所について、当該改正箇所及びその周辺の記載を抜粋し、当該改正箇所を赤字で記載した。

改正 令和 年 月 日 原規規発第 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の一部を改正する規程を次のように定める。

令和 年 月 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一部を改正する規程

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（原規技発第 1311273 号）の一部を、別表により改正する。

附 則

この規程は、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則（令和 年原子力規制委員会規則第 号）の施行の日（令和 年 月 日）から施行する。

| 改 正 後                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                        | 改 正 前                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                        |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>第 1 章 総則</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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、</p> | <p>第 1 章 総則</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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、</p> |

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. (略)

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が終了した日以後届出の日前6か月以内の時点の状態を対象として、当該検査終了後1年以内に評価を実施し、当該評価が終了した日から30日以内に届出を行う。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が終了した日以後届出の日前6か月以内の時点の状態を対象として、当該検査終了後1年以内に評価を実施し、当該評価が終了した日から30日以内に届出を行う。

(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11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日以後届出の日前6か月以内の時点の状態を対象として、当該使用前確認証の交付を受けた日から1年以内に評価を実施し、当該評価が終了した日から30日以内に届出を行う。以降は、既設の発電用原子炉と同様とする。

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. (略)

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11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. (略)

#### 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、分析又は評価をする必要がない場合には改訂しなくてもよいこととし、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、初回第2章3. 3-1の改訂（以下「3-1改訂」という。）を実施した直近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1年以内に行う安全性向上評価の際に実施する。また、上記の10年ごとの改訂についても同様に、第2章3. 3-2の改訂（以下「3-2改訂」という。）を実施した直近の届出に係る評価時点を起算日とし、10年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1年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3-2改訂の際には併せて3-1改訂の要否を検討することとするが、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、直前に届け出た第2章3. 3-1について改訂を行った評価の結果から変更がない場合には、その内容当該評価の結果を用いて第2章3. 3-2の評価及び4. の総合的な評価を行うことと  
もて行ってよいこととし、併せて当該評価の結果から変更がないと判断した理由について明らかにする。この場合における次の3-1改訂に係る

### 3. (略)

#### 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、分析又は評価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. の総合的な評価を行うこととして良い。

起算日は、３－２改訂を実施した届出に係る評価時点ではなく、３－１改訂を実施した直近の届出に係る評価時点であることに留意する。

## 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よい。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 120919096 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。

公表に当たっては、届出書の記載事項のうち、個人情報や核物質防護に関する情報など、不開示とすることが必要であると考えられる部分については、当該部分のマスキングを適切に行うものとする。

## 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２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、

## 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よい。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２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。

#### 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、運転実績等)を記載する。

#### 1-2 設置の許可に関する事項

原子炉等規制法第43条の3の5第2項及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令(昭和32年政令第324号)第20条の2第2項に基づく申請書等について、第1章2.の時点までに受けた許可の情報が全て反映されたものを取りまとめた資料(いわゆる設置許可申請書の完本)を添付する。

#### 1-3 保安規定に関する事項

実用炉規則第92条第1項及び第2項に基づく申請書等について、第1章2.の時点までに受けた認可の情報が全て反映されたものを取りまとめた資料(いわゆる保安規定認可申請書の完本)を添付する。

#### 1-4 構築物、系統及び機器

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を示す資料(少なくとも機器の系統図及び配置図(Piping & Instrumentation Diagram: P&ID))を添付する。

(削る)

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。

(新設)

#### 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

(削る)

## 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2第2項第1号及び実用炉規則第9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記載する。

2-1 (略)

2-2 調査等

(1) (略)

(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、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記載する。その際、プラントの設計又は評価に反映する必要があると判断した知見のみならず、反映する必要がないと判断した知見のうち主要なものについては、その判断の根拠を記載する。さらに、第1章2.の時点において収集した知見の取扱いの判断ができない場合は、検討中である旨を示した上で、対応の方向性や検討結果を示す時期を可能な限り記載する。

①～③ (略)

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

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2第2項第1号及び実用炉規則第9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 (略)

2-2 調査等

(1) (略)

(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。

①～③ (略)

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 (略)

- (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記載する。

2-3~2-5 (略)

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記載する。

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)。以下「No. SSG-25」という。) 若しくは一般社団法人日本原子力学会 日本原子力学会標準「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準：2023」 (AESJ-SC-S006：2023。以下「PSR 標準」以下「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準：2023」という。) 又はこれら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。

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 (略)

- (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。

2-3~2-5 (略)

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。

(削る)

#### (1) 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（直近の評価時点又は設置（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。

また、以下のとおり安全裕度評価を行う。

①参考資料1に示す実施手法の例を参考とし、地震及び津波並びにこれらの重畳事象について実施する。また、その他の外部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・

#### (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。

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。

(2) 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1PRA及びレベル2PRAを内部事象及び外部事象を対象に実施する。
- ②PRAの評価に当たっては、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)～(d) (略)
- ④(略)
- ⑤参考資料2に、PRA実施手法の一例を示す。

(3) ハザード評価

第1章2.の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(直近の届出又は設置(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

(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1PRA及びレベル2PRAを内部事象及び外部事象を対象に実施する。
- ②PRAの評価に当たっては、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)～(d) (略)
- ④(略)
- ⑤参考資料1に、PRA実施手法の一例を示す。

(新設)

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。

(削る)

### 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(14)までに示す安全因子ごとに整理し、記載する。

また、設計の旧式化など\*1に対応するため、プラントの設備、機器などを対象に、他のプラント\*2と比較することにより、両者の違いを踏ま

### (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つては、「(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

えて設備などのハード面及び運用などのソフト面から、対応する安全因子において安全性向上のための措置を講ずる必要がないかを評価する。  
なお、他のプラントと違いが見出された場合でも、直ちに対応が求められるものではないことに留意する。

\*1 : IAEA 安全ガイド (「Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants」 (No. SSG-48)) において、管理されるべき経年劣化 (Ageing) のうち非物理的な劣化をオブソレッセンス (obsolescence: 旧式化) と定義しており、「技術」 (Technology)、「基準規格及び規制」 (Codes, standards and regulations) 及び「知識」 (Knowledge) の三つのタイプに分類している。

また、No. SSG-25 では、「構築物、系統及び機器の状態」 (Actual condition of structures, systems and components important to safety)、「経年劣化」 (Ageing) 及び「安全実績」 (Safety performance) の各安全因子の中で旧式化への対応について記載されている。

\*2 : 比較対象のプラントは、国内の同型炉のほか、異なる型の原子炉や国外プラントを比較対象にすることも考慮する。

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)～(4) (略)

(5) 決定論的安全評価

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)～(4) (略)

(新設)

用いている評価手法が、国内外の規格や良好事例等の最新の知見を考慮していること、想定される事象に対して十分なものとなっていることなどを評価する。

(6) 確率論的リスク評価 (PRA)

用いている評価手法が、国内外の規格や良好事例等の最新の知見を考慮していること、想定される全ての運転状態や事故事象を適切に考慮していることなどを評価する。

(7) ハザード評価

用いている評価手法が、国内外の規格や良好事例等の最新の知見を考慮していること、内部事象や外部事象、将来にわたって想定される構築物、系統及び機器の状態等を考慮していることなどを評価する。

(8)～(14) (略)

4. 総合的な評価

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価について記載する。総合的な評価の実施に当たり、原子炉等規制法第43条の3の29の規定を踏まえた上で No. SSG-25 **又はそれ若しくは原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準：2023** **又はこれら**と同等の規格を参照することができる。

4-1 評価結果

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価の結果を記載する。評価に当たっては、3-2の旧式化に係る評価の結果や個々の安全因子間の相関関係を踏まえて検討する。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

(新設)

(新設)

(5)～(11) (略)

4. 総合的な評価

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価について説明する。総合的な評価の実施に当たり、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 評価結果

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価の結果を説明する。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。

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。

### 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. ～ 3. (略)

#### 4. 第2章3. 3-1に係る確認

(1) (略)

(2) No. SSG-25 若しくは PSR 標準原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準：2023 又はこれらと同等の規格を参照している場合にあっては、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) 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

#### 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. ～ 3. (略)

#### 4. 第2章3. 3-1に係る確認

(1) (略)

(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。

(新設)

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）」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。

(4) 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 （略）

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。

（削る）

5. 第 2 章 3. 3-2 に係る確認

(1)・(2) （略）

(3) No. SSG-25 若しくは PSR 標準原子力発電所の安全性向上のための定期

(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 （略）

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)・(2) （略）

(3) IAEA 安全ガイド（「Periodic Safety Review for Nuclear Power

的な評価に関する実施基準：2023 又はこれらと同等の規格を参照している場合にあっては、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。

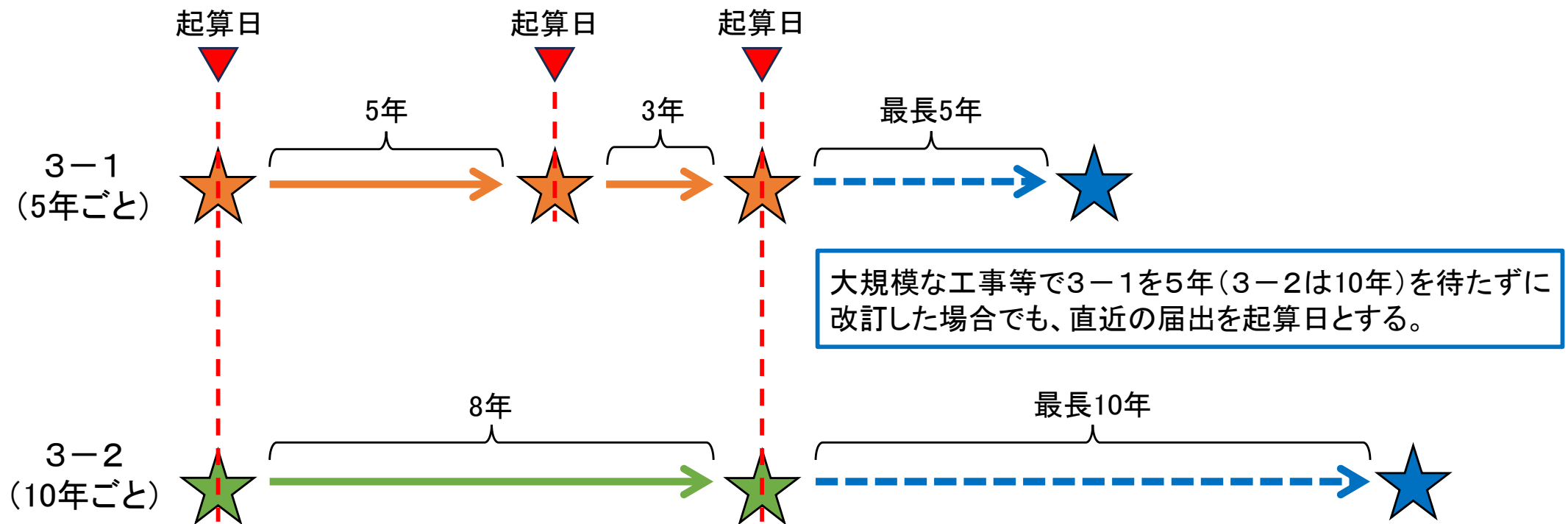
6. (略)

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っては、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. (略)

## ◎ 評価の起算日の考え方

3-1、3-2の評価は、それぞれ最長5年ごと、10年ごとに実施すべきとする趣旨を明確化するため、起算日がそれぞれ3-1又は3-2の改訂を実施した直近の届出であることを明確化



3-1: 安全性向上に係る活動の実施状況の評価 (5年ごとに改訂)

… PRA、決定論的安全評価(安全裕度評価を含む)及びハザード評価の解析そのもの。

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 (10年ごとに改訂)

… SSG-25に掲げられている14の安全因子の評価。評価対象には3-1に掲げるPRA等評価の評価手法を含む。

## 安全性向上評価制度に係る関係規則・ガイドの改正案 及び意見公募の実施

令和 7 年 1 月 22 日  
原子力規制庁

### 1. 趣旨

本議題は、原子炉等規制法<sup>1</sup>に基づく安全性向上評価制度に係る関係規則及びガイドに関して、改正案及びこれに対する意見公募の実施の了承について諮るものである。

### 2. 経緯

発電用原子炉施設の安全性向上評価制度に関する原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会の調査審議結果として、令和 6 年 7 月 5 日に「発電用原子炉施設の安全性向上評価制度のあり方や運用の見直しについて」（以下「報告書」という。）が取りまとめられた。また、令和 6 年度第 21 回原子力規制委員会（令和 6 年 7 月 24 日）において、原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会の両会長と、報告書の内容について意見交換を行った。

その後、令和 6 年度第 38 回原子力規制委員会（令和 6 年 10 月 16 日）において、原子力規制庁から発電用原子炉施設の安全性向上評価制度の見直しの方針案を説明し、委員間で討議がなされた。討議を踏まえて、短期的な見直しを行う事項について、原子力規制庁で関係規則・ガイドの改正案を作成するよう指示があった。

### 3. 改正案の内容（委員会了承事項）

以下の改正案を作成したので、了承いただきたい。

- 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則（以下「実用炉規則等の一部改正規則」という。）（案）【別紙 1】
- 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一部を改正する規程（以下「運用ガイドの一部改正規程」という。）（案）【別紙 2】

改正内容は、以下のとおり。

#### （1）実用炉規則等の一部改正規則（案）

- ① 安全性向上評価の評価時期とその届出時期について、定期事業者検査が終了した日以降 1 年を超えない時期に評価し、評価実施後 30 日以内に届け出ることとする。

<sup>1</sup> 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）

【実用炉規則<sup>2</sup>第 99 条の 3 及び第 99 条の 4（参考資料 助言 4 関連）】

※ なお、同一発電所であれば複数プラントの届出をまとめることは現行法令上も可能であるため、届出単位に係る改正は要しない。

## （２）運用ガイドの一部改正規程（案）

- ① 「安全規制によって法令への適合性が確認された範囲」を説明する資料として、設置許可申請書及び保安規定認可申請書をそれぞれ整理した資料（いわゆる設置許可申請書の完本及び保安規定認可申請書の完本）を届出に添付する。また、構築物、系統及び機器に関する情報のうち、少なくとも機器の系統図及び配置図を届出に添付する。

【運用ガイド<sup>3</sup>第 2 章 1.（参考資料 助言 2 関連）】

- ② 最新知見の取扱いについて、プラントの設計又は評価に反映する必要があると判断した知見のみならず、プラントの設計又は評価への反映が不要とした知見のうち主要なものについても、その判断の根拠を届出に記載する。さらに、知見の取扱いの判断ができていない場合は、検討中である旨を示した上で、対応の方向性や検討結果を示す時期を可能な限り記載する。

【運用ガイド第 2 章 2. 2－2（参考資料 助言 3 関連）】

- ③ （１）①の改正内容を運用ガイドの関連箇所に反映するとともに、定期事業者検査が終了した日以後届出の日前 6 か月以内の時点の状態を評価の対象とする。

【運用ガイド第 1 章 2.（参考資料 助言 4 関連）】

- ④ 「安全性向上のために自主的に講じた措置の調査及び分析」で掲げている安全因子は、IAEA 安全ガイド（SSG-25）<sup>4</sup>の PSR（定期安全レビュー）に、準拠する構成であることを明確にする。この際、決定論的安全評価（安全裕度評価を含む。）、確率論的リスク評価及びハザード評価は引き続き 5 年ごとに実施し、それらの評価手法の評価を 10 年ごとに実施する。さらに、個々の安全因子の相関関係を踏まえて総合的な評定を実施することを明確にする。

【運用ガイド第 2 章 3. 及び 4.（参考資料 助言 5 関連）】

- ⑤ 設計の古さのうち「差分」に対応するため、10 年ごとに実施する中長期的評価の中で、プラントの設備や機器を対象に、他のプラントと比較することにより、対応する安全因子において安全性向上のための措置を講じる必要がないかを評価する。

【運用ガイド第 2 章 3. 3－2（参考資料 助言 7 関連）】

- ⑥ 届出書の記載事項のうち、個人情報や核物質防護に関する情報など、不開示

<sup>2</sup> 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）

<sup>3</sup> 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（平成 25 年原規技発第 1311273 号、原子力規制委員会決定）

<sup>4</sup> INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-25, IAEA, Vienna (2013).

とすることが必要であると考えられる部分については、マスキングを適切に行うものとする。【運用ガイド第1章6.】

- ⑦ 現行の運用ガイドには、届出書の記載項目のイメージが別添として掲載されている。安全性向上評価制度は事業者の自主的な安全性向上を促すことを目的としており、法令上要求されている事項を記載する限りにおいては、届出書の構成も含めて事業者任せられるべきものであること、また、既に安全性向上評価制度の届出が多数実施され、事業者においても届出に係る経験が蓄積されていることを踏まえ、当該記載イメージの役割は果たしたと判断されることから、削除する。【運用ガイド別添】

- ⑧ その他記載の適正化を図る。

### （３）施行期日

実用炉規則等の一部改正規則は、公布の日から施行する。運用ガイドの一部改正規程は、実用炉規則等の一部改正規則の施行日と同日とする。

## 4. 意見公募の実施（委員会了承事項）

上記の改正案のうち、別紙1に示す規則の改正について行政手続法（平成5年法律第88号）第39条第1項の規定に基づく意見公募を、別紙2に示すガイドの改正について、任意の意見公募を実施することを了承いただきたい。

実施期間：令和7年1月23日から2月21日まで（30日間）

実施方法：電子政府の総合窓口（e-Gov）及び郵送

## 5. 今後の予定

意見公募を実施した後、意見公募の結果について、原子力規制委員会に報告を行い、提出意見に対する考え方について御了承をいただくとともに、実用炉規則等の一部改正規則（案）及び運用ガイドの一部改正規程（案）について決定をいただきたい。

### <資料一覧>

|      |                                                               |
|------|---------------------------------------------------------------|
| 別紙1  | 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則（案） |
| 別紙2  | 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一部を改正する規程（案）                        |
| 参考資料 | 安全性向上評価制度の見直しの方針（令和6年度第38回原子力規制委員会資料4）                        |

## ○原子力規制委員会規則第 号

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和三十二年法律第百六十六号）第四十条の三の二十九第一項及び第三項の規定に基づき、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則を次のように定める。

令和 年 月 日

原子力規制委員会委員長 山中 伸介

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則

（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部改正）

第一条 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和五十三年通商産業省令第七十七号）の一部を次のように改正する。

次の表により、改正前欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分をこれに順次対応する改

正後欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分のように改め、改正前欄及び改正後欄に対応して掲げるその標記部分に二重傍線を付した規定（以下この条において「対象規定」という。）は、その標記部分が同一のものは当該対象規定を改正後欄に掲げるものように改め、その標記部分が異なるものは改正前欄に掲げる対象規定を改正後欄に掲げる対象規定として移動し、改正前欄に掲げる対象規定で改正後欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを削り、改正後欄に掲げる対象規定で改正前欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを加える。

| 改正後                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            | 改正前                                                                                                                                                                                                                                                                                                                     |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>（安全性の向上のための評価の実施時期）</p> <p>第九十九条の三 法第四十三条の三の二十九第一項の原子力規制委員会規則で定める時期は、定期事業者検査が終了した日以降<u>一年</u>を超えない時期とする。ただし、発電用原子炉の設置又は発電用原子炉の基数の増加の工事の後、定期事業者検査を行っていないものにあつては、その運転が開始された日以降<u>一年</u>を超えない時期とする。</p> <p>（評価の結果等の届出）</p> <p>第九十九条の四 法第四十三条の三の二十九第三項の規定による届出をしようとする者は、安全性向上評価が終了した日から<u>三十日以内</u>に、当該安全性向上評価の結果、当該安全性向上評価</p> | <p>（安全性の向上のための評価の実施時期）</p> <p>第九十九条の三 法第四十三条の三の二十九第一項の原子力規制委員会規則で定める時期は、定期事業者検査が終了した日以降<u>六月</u>を超えない時期とする。ただし、発電用原子炉の設置又は発電用原子炉の基数の増加の工事の後、定期事業者検査を行っていないものにあつては、その運転が開始された日以降<u>六月</u>を超えない時期とする。</p> <p>（評価の結果等の届出）</p> <p>第九十九条の四 法第四十三条の三の二十九第三項の規定による届出をしようとする者は、安全性向上評価をした後、遅滞なく、当該安全性向上評価の結果、当該安全性向上評価に係る調査</p> |

に係る調査及び分析並びに評定の方法並びに次条に定める事項（以下「評価の結果等」という。）を原子力規制委員会に届け出なければならない。

2  
（略）

及び分析並びに評定の方法並びに次条に定める事項（以下「評価の結果等」という。）を原子力規制委員会に届け出なければならない。

2  
（略）

（研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部改正）

第二条 研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（平成十二年総理府令第二百二十二号

）の一部を次のように改正する。

次の表により、改正前欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分をこれに順次対応する改正後欄に掲げる規定の傍線を付し又は破線で囲んだ部分のように改め、改正前欄及び改正後欄に対応して掲げるその標記部分に二重傍線を付した規定（以下この条において「対象規定」という。）は、その標記部分が同一のものは当該対象規定を改正後欄に掲げるものように改め、その標記部分が異なるものは改正前欄に掲げる対象規定を改正後欄に掲げる対象規定として移動し、改正前欄に掲げる対象規定で改正後欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを削り、改正後欄に掲げる対象規定で改正前欄にこれに対応するものを掲げていないものは、これを加える。

|     |     |
|-----|-----|
| 改正後 | 改正前 |
|-----|-----|

(安全性の向上のための評価の実施時期)

第九十四条の三 法第四十三条の三の二十九第一項の原子力規制委員会規則で定める時期は、定期事業者検査が終了した日以降一年を超えない時期とする。ただし、発電用原子炉の設置又は発電用原子炉の基数の増加の工事の後、定期事業者検査を行っていないものにあつては、その運転が開始された日以降一年を超えない時期とする。

(評価の結果等の届出)

第九十四条の四 法第四十三条の三の二十九第三項の規定による届出をしようとする者は、安全性向上評価が終了した日から三十日以内に、当該安全性向上評価の結果、当該安全性向上評価に係る調査及び分析並びに評定の方法並びに次条に定める事項(以下「評価の結果等」という。)を原子力規制委員会に届け出なければならない。

2  
(略)

(安全性の向上のための評価の実施時期)

第九十四条の三 法第四十三条の三の二十九第一項の原子力規制委員会規則で定める時期は、定期事業者検査が終了した日以降六月を超えない時期とする。ただし、発電用原子炉の設置又は発電用原子炉の基数の増加の工事の後、定期事業者検査を行っていないものにあつては、その運転が開始された日以降六月を超えない時期とする。

(評価の結果等の届出)

第九十四条の四 法第四十三条の三の二十九第三項の規定による届出をしようとする者は、安全性向上評価をした後、遅滞なく、当該安全性向上評価の結果、当該安全性向上評価に係る調査及び分析並びに評定の方法並びに次条に定める事項(以下「評価の結果等」という。)を原子力規制委員会に届け出なければならない。

2  
(略)

## 附 則

この規則は、公布の日から施行する。

改正 令和 年 月 日 原規規発第 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の一部を改正する規程を次のように定める。

令和 年 月 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一部を改正する規程

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（原規技発第 1311273 号）の一部を、別表により改正する。

附 則

この規程は、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則及び研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部を改正する規則（令和 年原子力規制委員会規則第 号）の施行の日（令和 年 月 日）から施行する。

| 改 正 後                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                        | 改 正 前                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                        |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>第 1 章 総則</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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、</p> | <p>第 1 章 総則</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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、</p> |

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. (略)

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が終了した日以後届出の日前6か月以内の時点の状態を対象として、当該検査終了後1年以内に評価を実施し、当該評価が終了した日から30日以内に届出を行う。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が終了した日以後届出の日前6か月以内の時点の状態を対象として、当該検査終了後1年以内に評価を実施し、当該評価が終了した日から30日以内に届出を行う。

(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11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日以後届出の日前6か月以内の時点の状態を対象として、当該使用前確認証の交付を受けた日から1年以内に評価を実施し、当該評価が終了した日から30日以内に届出を行う。以降は、既設の発電用原子炉と同様とする。

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. (略)

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11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. (略)

#### 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、分析又は評価をする必要がない場合には改訂しなくてもよいこととし、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1年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. の総合的な評価を行うこととしてよい。

#### 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よい。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120919096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。

### 3. (略)

#### 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、分析又は評価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. の総合的な評価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。

公表に当たっては、届出書の記載事項のうち、個人情報や核物質防護に関する情報など、不開示とすることが必要であると考えられる部分については、当該部分のマスキングを適切に行うものとする。

## 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2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。

#### 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、運転実績等）を記載する。

#### 1-2 設置の許可に関する事項

原子炉等規制法第43条の3の5第2項及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号）第

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2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

20条の2第2項に基づく申請書等について、第1章2.の時点までに受けた許可の情報が全て反映されたものを取りまとめた資料（いわゆる設置許可申請書の完本）を添付する。

1-3 保安規定に関する事項

実用炉規則第92条第1項及び第2項に基づく申請書等について、第1章2.の時点までに受けた認可の情報が全て反映されたものを取りまとめた資料（いわゆる保安規定認可申請書の完本）を添付する。

1-4 構築物、系統及び機器

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を示す資料（少なくとも機器の系統図及び配置図（Piping & Instrumentation Diagram : P&ID））を添付する。

（削る）

（削る）

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。

（新設）

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記載する。

2-1 (略)

2-2 調査等

(1) (略)

(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、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記載する。その際、プラントの設計又は評価に反映する必要があると判断した知見のみならず、反映する必要がないと判断した知見のうち主要なものについては、その判断の根拠を記載する。さらに、第1章2.の時点において収集した知見の取扱いの判断ができない場合は、検討中である旨を示した上で、対応の方向性や検討結果を示す時期を可能な限り記載する。

①～③ (略)

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 (略)

(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記載する。

2-3～2-5 (略)

## 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 (略)

2-2 調査等

(1) (略)

(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。

①～③ (略)

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 (略)

(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。

2-3～2-5 (略)

### 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記載する。

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)。以下「No. SSG-25」という。）若しくは一般社団法人日本原子力学会 日本原子力学会標準「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準：2023」（AESJ-SC-S006：2023。以下「PSR 標準：2023」という。）又はこれら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。

（削る）

### 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。

(1) 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（直近の評価時点又は設置（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。

また、以下のとおり安全裕度評価を行う。

①参考資料1に示す実施手法の例を参考とし、地震及び津波並びにこれらの重畳事象について実施する。また、その他の外部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。

(2) 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。

(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の評価に当たっては、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)～(d) (略)

④ (略)

⑤参考資料2に、PRA実施手法の一例を示す。

### (3) ハザード評価

第1章2.の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（直近の届出又は設置（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。

(削る)

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)～(d) (略)

④ (略)

⑤参考資料1に、PRA実施手法の一例を示す。

(新設)

### (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・

### 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(14)までに示す安全因子ごとに整理し、記載する。

また、設計の旧式化など\*1に対応するため、プラントの設備、機器などを対象に、他のプラント\*2と比較することにより、両者の違いを踏まえて設備などのハード面及び運用などのソフト面から、対応する安全因子において安全性向上のための措置を講ずる必要がないかを評価する。なお、他のプラントと違いが見出された場合でも、直ちに対応が求められるものではないことに留意する。

\*1：IAEA安全ガイド（「Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants」（No. SSG-48））において、管理されるべき経年劣化（Ageing）のうち非物理的な劣化をオブソレッセンス（obsolescence：旧式化）と定義しており、「技術」（Technology）、「基準規格及び規制」（Codes, standards and regulations）及び「知識」（Knowledge）の三つの

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つては、「(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。

タイプに分類している。

また、No. SSG-25 では、「構築物、系統及び機器の状態」(Actual condition of structures, systems and components important to safety)、「経年劣化」(Ageing) 及び「安全実績」(Safety performance) の各安全因子の中で旧式化への対応について記載されている。

\*2：比較対象のプラントは、国内の同型炉のほか、異なる型の原子炉や国外プラントを比較対象にすることも考慮する。

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 22 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)～(4) (略)

(5) 決定論的安全評価

用いている評価手法が、国内外の規格や良好事例等の最新の知見を考慮していること、想定される事象に対して十分なものとなっていることなどを評価する。

(6) 確率論的リスク評価 (PRA)

用いている評価手法が、国内外の規格や良好事例等の最新の知見を考慮していること、想定される全ての運転状態や事故事象を適切に考慮していることなどを評価する。

(7) ハザード評価

用いている評価手法が、国内外の規格や良好事例等の最新の知見を考慮していること、内部事象や外部事象、将来にわたって想定される

(1)～(4) (略)

(新設)

(新設)

(新設)

構築物、系統及び機器の状態等を考慮していることなどを評価する。

(8)～(14) (略)

#### 4. 総合的な評価

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価について記載する。総合的な評価の実施に当たり、原子炉等規制法第43条の3の29の規定を踏まえた上で 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 評価結果

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価の結果を記載する。評価に当たっては、3-2の旧式化に係る評価の結果や個々の安全因子間の相関関係を踏まえて検討する。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。

第3章 原子力規制委員会が行う確認

(5)～(11) (略)

#### 4. 総合的な評価

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価について説明する。総合的な評価の実施に当たり、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 評価結果

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価の結果を説明する。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. ～ 3. (略)

4. 第2章3. 3-1に係る確認

(1) (略)

(2) No. SSG-25 若しくは PSR 標準 : 2023 又はこれらと同等の規格を参照している場合にあっては、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) 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）」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。

(4) 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 (略)

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. ～ 3. (略)

4. 第2章3. 3-1に係る確認

(1) (略)

(2) I A E A 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っては、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。

(新設)

(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 (略)

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。

(削る)

5. 第2章3. 3-2に係る確認

(1)・(2) (略)

(3) No. SSG-25 若しくは PSR 標準 : 2023 又はこれらと同等の規格を参照している場合にあっては、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. (略)

(削る)

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)・(2) (略)

(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っては、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. (略)

別添

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（コンフィギュレーション  
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件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、PRA、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（PRA）

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

(削る)

### 3-2-1 1 環境への放射線影響

#### 4. 総合的な評価

※ 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 評価結果

#### 4-2 安全性向上計画

#### 参考資料 1

#### 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气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の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<sup>1</sup>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。

#### 脚注

- <sup>1</sup> 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。

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) 不確か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かさの幅を求める。

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か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) 不確か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かさの幅を求める。

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か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。

(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<sup>2</sup>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。

#### 脚注

<sup>2</sup> 地震規模、震源深さ、発震機構及び地震発生頻度に着目するとき、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

- 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トニクス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（認識論的な不確実さ要因）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)と同様に偶然的な不確実さ要因及び認識論的な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な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の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评价手法の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。簡易的评价手法は、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) 現実的応答の不確か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。

参考資料 1

参考資料 2

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)－1 ④及び3. (2)－2 ④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)－1 ⑤及び3. (2)－2 ⑤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 Cs137 の放出量が 100TBq を越えるような事故の発生頻度

3. (1)④、3. (2)－1 ⑥及び3. (2)－2 ⑥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)－1 ⑦及び3. (2)－2 ⑦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。

⑦被ばく評価

内部事象と同様の評価を行う。

参考資料 2

（新設）

## 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よい。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及び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こと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及び共通原因故障
- 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に関する取扱方法及び評価式を設定した上で、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、炉心損傷頻度への寄与が大きい理由を分析する。

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幾つかの不確実

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、原子炉（圧力）容器破損等の事象の発生時期、当該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<sup>1</sup>

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。

**脚注**

<sup>1</sup> 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。

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) Cs137 放出量が 100TBq 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。

(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) 放射性物質の空气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、机上情報を補う二次起因のシナリオ、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で収集及び分析をした情報に基づき、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、(b)の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<sup>2</sup>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。

#### 脚注

<sup>2</sup> 地震規模、震源深さ、発震機構及び地震発生頻度に着目するとき、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

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トニクス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)－2. ②の津波の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かさは、現象論に係る偶然性による不確かさを要

因（偶然的不確実さ要因）又はデータ不足や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。その際、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又は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、解析を含む理論に基づく手法又は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) 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、対象の敷地周辺の三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、三次元応答特性（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成り、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よい。
- 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)のほか、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)のほか、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、机上情報を補う二次起因のシナリオ、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の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の評価手法の二種類があり、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三次元でモデル化し、三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、一次元又は二次元で流体解析評価をする手法である。

(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又は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またがるなど）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) 及び ii) のほか、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（ fragility ）に強い相関がある場合には、いずれ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。

## 安全性向上評価制度の見直しの方針

令和6年10月16日  
原子力規制庁

### 1. 趣旨

本議題は、令和6年度第20回原子力規制委員会(令和6年7月17日)において報告した安全性向上評価制度に関する原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会の調査審議結果を踏まえ、原子力規制庁が検討した見直しの方針について、委員間で討議いただくものである。

### 2. 経緯

発電用原子炉施設の安全性向上評価制度に関する原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会の調査審議結果として、令和6年7月5日に「発電用原子炉施設の安全性向上評価制度のあり方や運用の見直しについて」(以下「報告書」という。)が取りまとめられ、令和6年度第20回原子力規制委員会(令和6年7月17日)において原子力規制庁からその内容を報告した。

また、令和6年度第21回原子力規制委員会(令和6年7月24日)において、原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会の両会長と、報告書の内容について意見交換を行った。

その後、原子力規制庁において、発電用原子炉施設の安全性向上評価制度の見直しの方針について検討を行った。

### 3. 討議いただきたい内容

報告書を踏まえた見直しの方針案を別添のとおり検討しているところ、これらについて原子力規制委員会において討議いただきたい。

### 4. 今後の予定

本日の討議を踏まえ、見直しの方針案をさらに整理・具体化した上で、再度、原子力規制委員会に諮ることとする。

## 安全性向上評価制度の見直しの方針案について

## 1. 短期的な見直し事項

現行制度の枠組みを前提とした運用の改善として、短期的に結論を導く事項は以下のとおり。

＜助言 2 「安全規制によって法令への適合性が確認された範囲」を説明する資料の合理化＞

- 届出資料を合理化させる観点から、説明資料のうち①発電用原子炉施設概要、②敷地特性、④保安のための管理体制及び管理事項、及び⑤法令への適合性確認のための安全性評価結果については、設置許可申請書及び保安規定認可申請書をそれぞれ整理した資料（いわゆる「完本」）で代用することを可能とすること。合わせて公開図書との紐付けの実現可能性を模索するなど、原子力規制庁と事業者の間で実務的な調整を図ること。
- ③構築物、系統及び機器については、引き続き届出資料に含める意義はあるものの、設計基準図書など既存の資料を用いて代替することなどにより、資料を合理的に削減する方法について、原子力規制庁と事業者の間で実務的な調整を図ること。

## 【対応方針案】

- 安全性向上評価制度の求める評価を満足しながら、届出資料の合理化を図る観点から届出内容の一部を、設置許可申請書及び保安規定認可申請書をそれぞれ整理した資料など既存資料により届け出することは可能である。
  - このため、以下の方針に沿って、事業者と実務的な調整を行い、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（以下「運用ガイド」という。）の改正案を検討する。
    - ・ 設置許可申請書及び保安規定認可申請書をそれぞれ整理した資料（いわゆる「完本」）を届出資料の一部として提出することを可能とする。

他方で、助言にある公開図書との紐付けについて、例えば届出資料の一部を事業者のホームページのリンクを記載することで省略することとした場合は、事業者のホームページで公開されている資料には商業機密や核物質防護上の観点から公開されていない部分があり、原子力規制委員会・原子力規制庁が確認できない部分があることから、実施は困難であると考える。

  - ・ 「構築物、系統及び機器」の情報については、助言にある設計基準図書は必要な情報※以外の資料も含まれる膨大な量の資料で構成されていることなどから、必要な情報を合理的に届け出る方法について引き続き事業者と実務的な調整を図る。
- ※審査・検査業務に活用するため、原子力規制庁として最新情報を把握する必要があることから、要目表、基本設計方針、系統図、配置図、設備機器の構造図の情報が必要である。

＜助言 3 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見の取り扱い＞

- 収集した知見の扱いを判断する事業者の意思決定プロセスを引き続き届出に示すとともに、収集した知見のうち、検討の結果反映が不要だと判断した主要な知見については、その理由などの検討結果等を届出に記載すること。
- 収集した知見の取扱いの判断に時間を要し、届出時期までに知見の取扱いの判断ができない場合は、検討中であることを示すこと。その際は合わせて、検討の方向性や検討結果を示す時期のめどを示すことが望ましい。

【対応方針案】

- 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見の取り扱いについて、事業者において反映を不要とした知見についても、それが重要な知見である場合には、届出資料において事業者における検討経緯を明らかにすることが必要である。  
このため、新知見の取扱いに関する見直しの方針は、助言に沿って以下のとおりとし、運用ガイドの改正案を検討する。
  - ・ 事業者が収集した知見のうち、検討の結果反映が不要だと判断した主要な知見については、その理由などの検討結果等を届出に記載する。
  - ・ 収集した知見の取扱いの判断に時間を要し、届出時期までに知見の取扱いの判断ができない場合は、検討中であることを記載することとするが、その際、検討の方向性や検討結果を示す時期のめどを合わせて記載する。

＜助言 4 評価単位、届出単位、評価時期、届出時期の見直し＞

- 評価単位は従前どおり発電用原子炉単位とするが、届出単位は複数の発電用原子炉で共通する記載の一本化を可能とすること。
- 評価時期、届出時期は、現行制度よりも幅を持たせることで、複数の発電用原子炉の届出をまとめやすくすること。

【対応方針案】

- 同一発電所で同型の発電用原子炉施設が設置されている場合などの届出の場合、いくつかの評価項目の記載内容が同じであるため、複数の届出の一本化は、重複する記載内容を削減することが可能となり、届出書類の合理化の観点から妥当であると考えられる。
- このため、助言のとおり、評価単位は従前どおり発電用原子炉単位とし、届出単位は同一発電所の複数の発電用原子炉で共通する記載の一本化を可能とする。
- また、評価時期と届出時期については、事業者が届出を取りまとめやすくする観点から、現行制度では定期事業者検査終了後 6 か月以内に評価し、遅滞なく届け出ることとなっているところ、見直し後は定期事業者検査終了後から 12 か月以内に評価し、30 日以内に届け出ることとする。この際、少なくとも届出の 6 か月前まで

にプラントに施された変更点を反映して評価することとする。

- なお、現行制度から届出のタイミングは最大6か月遅れるものの、定期事業者検査終了後からプラントを13か月間運転していること、プラントの工事は、ほとんどの場合は定期事業者検査の期間中に実施されている実態があることから、定期事業者検査終了後から次回の定期事業者検査が始まる13か月以内に届出がなされることで、現行制度と同様に、常に最新のプラント状況の評価が届け出られることになる。

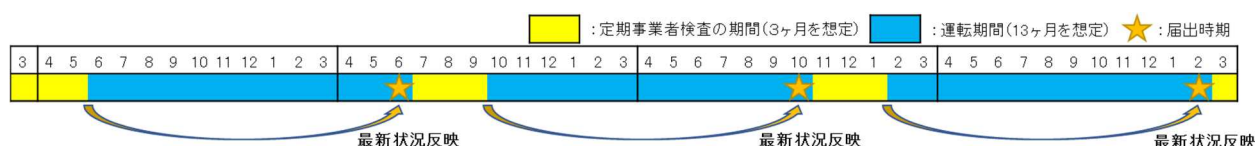


図 見直し後の届出時期・評価時期のイメージ

#### <助言5 PSR（定期安全レビュー）の見直し>

- 安全因子について、IAEA ガイド（SSG-25）に準拠した形で、名称を分かりやすいものに見直すことも含めて再整理し、10年ごとの評価を14の安全因子全てを対象に実施すること。
- 中長期的評価として10年ごとに評価を行うこととなる決定論的安全評価や確率論的リスク評価等については、引き続き5年ごとの評価（3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価）も実施すること。また、それぞれで評価する事項を運用ガイドにおいて明らかにすること。
- 中長期的な評価における安全因子の評価結果に基づき、安全因子間の相関関係を分析して、将来にわたる安全性向上措置を効果的に抽出するなど、全体評価（グローバルアセスメント）を実施すること。
- 運用ガイドを改訂する際には、日本原子力学会標準“原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針：2015”も参考に検討すること。

#### 【対応方針案】

- 2020年に実施されたIRRSフォローアップミッションでは、運用ガイドはIAEAガイド（SSG-25）を満たしているとの評価がなされているものの、届出の内容が当該IAEAガイドに沿って評価されていることをより分かりやすくする観点から、IAEAガイド（SSG-25）に沿った構成に見直すこととすることが適切である。
- このため、PSR（定期安全レビュー）に関する見直しの方針は、助言に沿って以下のとおりとし、運用ガイドの改正案を検討する。
  - ・評価の対象となる安全因子を、日本原子力学会標準を参考にしつつ、IAEAガイド（SSG-25）に準拠した形で整理する。
  - ・決定論的安全評価（安全裕度評価を含む）、確率論的リスク評価、ハザード解析に

ついて、引き続き5年ごとに評価することとし、10年ごとに実施する評価においては、これらの評価等の評価（解析）手法を評価するよう明示する。

- ・ 中長期的な評価における安全因子の評価結果に基づき、安全因子間の相関関係を分析して、将来にわたる安全性向上措置を効果的に抽出するなどの全体評価（グローバルアセスメント）を実施することを明示する。

### 3-1 安全性向上に係る活動の実施状況に関する評価 → 5年ごとに実施

|                                 |
|---------------------------------|
| (1) 内部事象及び外部事象に係る評価             |
| (2) 決定論的安全評価                    |
| (3) 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA) |
| (4) 安全裕度評価(ストレステスト)             |



|                         |
|-------------------------|
| (1) 決定論的安全評価 ※安全裕度評価を含む |
| (2) 確率論的リスク評価(PRA)      |
| (3) ハザード解析              |

SSG-25に即して  
項目を整理  
→ 実施する内容に  
変更なし

### 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 → 10年ごとに実施

|                            |
|----------------------------|
| (1) プラント設計                 |
| (2) 構築物、系統及び機器の状態          |
| (3) 機器の性能認定                |
| (4) 経年劣化                   |
| (5) 安全実績                   |
| (6) 他プラント及び研究成果から得られた知見の活用 |
| (7) 組織、マネジメントシステム及び安全文化    |
| (8) 手順                     |
| (9) 人的要因                   |
| (10) 緊急時計画                 |
| (11) 環境への放射線影響             |

|                                 |
|---------------------------------|
| (1) プラント設計(SF1)                 |
| (2) 構築物、系統及び機器の状態(SF2)          |
| (3) 機器の性能認定(SF3)                |
| (4) 経年劣化(SF4)                   |
| (5) 決定論的安全評価(SF5) ※安全裕度評価を含む    |
| (6) 確率論的リスク評価(SF6)              |
| (7) ハザード解析(SF7)                 |
| (8) 安全実績(SF8)                   |
| (9) 他プラント及び研究成果から得られた知見の活用(SF9) |
| (10) 組織、マネジメントシステム及び安全文化(SF10)  |
| (11) 手順(SF11)                   |
| (12) 人的要因(SF12)                 |
| (13) 緊急時計画(SF13)                |
| (14) 環境への放射線影響(SF14)            |

追加

3-1で実施する  
評価(解析)結果  
だけでなく、  
評価(解析)手法  
についても  
評価するよう明示

※SF: Safety Factorの略。番号はそれぞれSSG-25の安全因子に対応  
※3-1も含めた総合的な評価は、4. 総合的な評定で実施

追加

全体評価(グローバルアセスメント)

(1)～(14)の  
安全因子間の  
相関関係を  
踏まえて評価

図 変更前後のPSRのイメージ

#### <助言6 届出のコミュニケーションツールとしての活用>

- 事業者と規制当局との間で、届出の内容について、安全性向上の取組をさらに高めるような形での意見交換を行うこと。その際、意見交換の対象は重要な点に絞り込むとともに、対等で率直な意見交換となるような場の工夫をすること。
- 本制度の目的の1つでもある社会全体による事業者の活動の監視に資することを念頭に、事業者が、本届出の内容を活用しつつ、地元自治体や住民に自らのプラントの安全性及びその向上に関する取組について、適切なコミュニケーションを図るよう慫慂すること。

#### 【対応方針案】

- 届出内容のうち施設の最新の状態を説明するもの（「安全規制によって法令への適合性が確認された範囲」）については、評価・分析の内容を確認する際に参照するほか、施設の審査・検査担当部署など関係部署に共有し、規制実務において必要に応じて参照する。

- 届出内容のうち自主的取組やその評価（安全性向上のため自主的に講じた措置やその調査、分析及び総合的な評価）については、引き続き、法令に基づく記載がなされていることについて、事業者ヒアリングを通じて確認するとともに、自主的な安全性向上への取組みをさらに高めるという観点で、届出内容を基に意見交換すべき具体的な事項を事業者と事務的に調整し、その内容を踏まえ意見交換の枠組みを検討する。

＜助言 7 「設計の古さ」への対応＞

- “差分”の評価は定期安全レビュー（PSR）の中で行うこととし、最大で10年を超えない範囲で実施すること。ハード・ソフトの両面にわたる「設計の古さ」の評価を、対応する安全因子において行うこと。その結果は、安全因子間の相互作用を踏まえ、全体評価（グローバルアセスメント）にも適切に反映すること。
- 比較の単位は、導入されている設備・機器単位で行うこと。比較の方法は、安全性向上の面で意味のある形で行われることが重要である。その形については、最新世代の炉型との比較や設計思想まで立ち返った比較であるとの原子力規制庁の提案を念頭に置きつつ、事業者が自らふさわしいと考える形で比較を実施し、届出の内容について規制当局と事業者で意見交換を重ね、その比較によって安全性向上のために意味のある対策が提示されうるかとの視点などから継続的に改善に取り組むこと。
- “差分”が見出されたとしても直ちに基準不適合を意味せず、対応が必須となるわけではないことを規制当局、事業者ともに理解すること。事業者は見出された“差分”に対して、自らが対応の要否を検討し、対応が必要な場合には自主的な活動として安全性の向上に取り組むこと。
- 安全性向上評価の中での他プラントとの比較は、「設計の古さ」、オブソレッセンスへの対応の一つであることを認識して、バックフィット、長期施設管理計画の認可制度など他の手法も含めて対応する必要があることに留意すること。

【対応方針案】

- 「差分」への対応は、助言に沿って以下のとおりとし、運用ガイドの改正案を検討する。
  - ・「差分」の評価は、PSRのうち10年ごとの中長期的な評価を活用し実施する。
  - ・評価の結果は、安全因子間の相互作用を踏まえ、全体評価（グローバルアセスメント）にも適切に反映することを明記する。
  - ・「差分」が見出された場合も、直ちに基準不適合を意味せず、対応が必須となるわけではないことを確認的に明記する。
  - ・比較の実施方法については、まずは設備・機器を単位として事業者自らがふさわ

しいと考える形での比較を促す。

- ・上記の比較結果も踏まえ、原子力規制庁と事業者において意見交換を重ね、安全性向上の観点でより良いものとなるよう継続的に取り組む。

- 「差分」を含む「設計の古さ」への対応や、オブソレッセンスへの対応については、今後、海外の規制当局や事業者との意見交換を重ね、バックフィット、長期施設管理計画の認可制度など他の手法との関係も含めてどのような在り方がよいか継続的に検討することとする。

| 劣化の種類と内容         |                         | 対応状況         |                                |
|------------------|-------------------------|--------------|--------------------------------|
|                  |                         | 規制側          | 事業者側                           |
| 物理的な劣化（主要6事象を含む） |                         | 長期施設管理計画の認可  | 長期施設管理計画の作成                    |
| 非物理的な劣化          | 技術の旧式化<br>（サプライチェーンの管理） |              |                                |
|                  | 知識の旧式化                  | 技術情報検討会・安全研究 | CAP活動<br>安全性向上評価届出制度           |
|                  | 規制、規則、基準の旧式化            | バックフィット制度    | バックフィットに係る許認可対応<br>安全性向上評価届出制度 |

↓  
差分への対応

図 「設計の古さ」のうち物理的な劣化や非物理的な劣化への対応

## 2. 中長期的な検討事項

中長期的な安全性向上評価制度のあり方を含め継続的に検討していく事項は以下のとおり。

### ＜助言 1 中長期的な安全性向上評価制度のあり方の検討＞

- 規制と自主的取組が担うべき範囲の見直しも視野に入れつつ、継続的な安全性向上評価のための率直なコミュニケーションの実績を積み重ねていくこと。
- その結果も踏まえ、安全性向上評価制度と審査・検査等を含めた規制制度の全体を、発電用原子炉施設の安全を確保する上で適切な形は何かという観点で改めて検討すること。その際、事業者の自主的な安全性向上へのインセンティブが働くような仕組みを検討するとともに、効果的な運用ができるような規制当局の体制を検討すること。
- そのような検討に役立てるため、海外の制度の実状を調査すること。また、令和 7 年度下期予定の IAEA 総合規制評価サービス（IRRS）ミッションにおいて、安全性向上評価制度についてその運用状況を含め説明すること。

### 【対応方針案】

- 助言を踏まえ、以下のとおり継続的に取り組む。
  - ・ 助言 6 を踏まえた対応方針などを通じて、継続的な安全性向上評価のための事業者と原子力規制委員会・原子力規制庁との間の率直なコミュニケーションを図る。
  - ・ 原子力規制委員会の中期目標の議論において課題として挙げられている「安全上の重要性を踏まえた規制の継続的改善」の議論において、安全性向上評価制度の規制制度全体における位置付けを含めて検討する。
  - ・ 上記の検討に役立てるため、海外の制度の実状を調査することとし、海外の規制当局との会議も活用し複数の国の制度の実態を調査する。また、令和 7 年度下期予定の IAEA 総合規制評価サービス（IRRS）ミッションにおいて、安全性向上評価制度についてその運用状況を含め説明する。

### 3. 原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会関連

原子炉安全専門審査会・核燃料安全専門審査会に関する事項の対応は以下のとおり。

#### ＜助言 8 今後の対応について＞

- 安全性向上評価制度のあり方や運用の見直しに関する助言への対応状況について、原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会に随時報告すること。

#### 【対応方針案】

- 調査審議事項について、助言に沿って以下の旨を反映するように改正する。
  - ・ 安全性向上評価制度のあり方や運用の見直しに関する助言への対応状況について、原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会に随時報告する。

# ○ 安全性向上評価制度とは

【目的】： 規制基準への適合性を確認する審査・検査とは別に、事業者による新たな技術や知見を取り入れた自主的な安全性向上を促す仕組み

## FSAR(米国の例)

- プラントの最新状況を反映し、規制や監視に活用する目的で、運転認可申請書に添付する最終安全解析書(FSAR:Final Safety Analysis Report)を定期的に更新することを事業者に要求

【記載内容の例】

- ✓ サイト特性
- ✓ 構築物、機器及び機器
- ✓ 運転管理(組織体制、訓練、手順書などを含む。)
- ✓ 事故解析(事故時の安全性評価)
- ✓ 確率論的リスク評価(PRA) など

## PSR(仏国の例)

- 10年のプラントの運転可否について評価・決定する目的で、10年ごとに定期安全レビュー(PSR:Periodic Safety Reviews)を実施

【評価内容の例】

- ✓ 国内外の知見の反映
- ✓ 運転経験のフィードバック
- ✓ 安全性向上措置の抽出
- ✓ ハザード解析
- ✓ 確率論的リスク評価(PRA)
- ✓ 高経年化管理 など

欧米の規制制度(FSARとPSRの要素)を参考

## 安全性向上評価制度

- 定期的な施設の安全性評価の実施・届出を法定(原子炉等規制法第43条の3の29)

# ○ 安全性向上評価制度の届出内容

## 第1章 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲

- 許認可の対象である、地震・津波などの敷地特性、安全確保のための設備・機器などの最新の状況

## 第2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置

- 国内外の運転経験などの最新知見の調査・反映状況や、最新知見を踏まえて自主的に講じた措置

## 第3章 安全性の向上のために自主的に講じた措置の調査及び分析

- 第1章と第2章の内容について、ハザード解析，確率論的リスク評価(PRA)，経年劣化管理などの視点から安全上の有効性を評価

## 第4章 総合的な評価

- 施設の安全性に関する評価や、今後の安全性向上に向けた方針と具体的な措置