

実用発電用原子炉に係る新規制基準の 考え方について

平成28年6月29日策定
平成28年8月24日改訂
平成29年11月8日改訂
平成30年12月19日改訂
令和4年12月14日改訂
原 子 力 規 制 委 員 会

改訂履歴

| 年 月 日 | 改訂箇所、改訂内容及び改訂理由 |
|-------------|--------------------------------------|
| 平成28年6月29日 | 策定 |
| 平成28年8月24日 | 地震・津波関連の説明等を追加 |
| 平成29年11月8日 | 特定重大事故等対処施設、地盤、竜巻対策関連の説明等を追加 |
| 平成30年12月19日 | バックフィット、地震、津波、火山対策関連の説明等を追加 |
| 令和4年12月14日 | 新規制基準の体系、特定重大事故等対処施設、火山対策関連の説明等を加筆修正 |

<本資料について>

- 本資料は、専門技術者以外の利用も想定しており、表現方法等について、できる限り分かりやすいものとして作成されている。そのため、学術論文等の厳密な記載方法とは異なる部分があることに留意が必要である。
- 本資料は、新たに説明すべき事項や、より分かりやすい記載にした方がよいものがあれば、適宜改善していく。

本資料で使う主な略語又は用語は以下のとおり。

| 略語 | 正式名称又は定義 |
|--|--|
| 原子炉等規制法 | 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） |
| 実用炉則 | 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） |
| 設置許可基準規則 | 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第5号） |
| 設置許可基準規則の解釈 （「同規則の解釈」「__条の解釈」等も同じ。） | 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号・原子力規制委員会決定） |
| 技術基準規則 | 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第6号） |
| 技術的能力基準 | 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止の必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（原規技発第1306197号・原子力規制委員会決定） |
| 設置（変更）許可申請者 | 原子炉等規制法43条の3の5第1項の発電用原子炉の設置許可を受けるため申請した者及び同法43条の3の8第1項により同法43条の3の5第1項の設置許可を変更する許可を受けるため申請した者 |

| 用語 | 用語の定義 |
|-------------|---|
| 運転時の異常な過渡変化 | 通常運転時に予想される機械又は器具の单一の故障若しくはその誤作動及び運転員の单一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう（設置許可基準規則2条2項3号） |
| 設計基準事故 | 発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から大量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう（設置許可基準規則2条2項4号） |

| 用語 | 用語の定義 |
|---------------|---|
| 設計基準対象施設 | 発電用原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要となるものをいう（設置許可基準規則2条2項7号） |
| 重大事故等対処施設 | 重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）に対処するための機能を有する施設をいう（設置許可基準規則2条2項11号） |
| 設計基準事故対処設備 | 設計基準事故に対処するための安全機能を有する設備をいう（設置許可基準規則2条2項13号） |
| 重大事故等対処設備 | 重大事故等に対処するための機能を有する設備をいう（設置許可基準規則2条2項14号） |
| 原子炉冷却材圧力バウンダリ | 発電用原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、圧力障壁となる部分をいう（設置許可基準規則2条2項35号）。§3 3-2 3-2-1を参照 |
| 基準地震動 | 最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとして策定する地震動をいう（設置許可基準規則の解釈別記2の5）。§5 5-3を参照 |
| 基準津波 | 最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものとして策定する津波をいう（設置許可基準規則の解釈別記3の1）。§5 5-4を参照 |

実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について（全体の構成）

§ 1 原子力規制委員会及び原子炉等規制法の概要

- 1－1 原子力規制委員会の独立性・中立性
- 1－2 原子力規制委員会の専門技術的裁量と安全性に対する考え方
- 1－3 原子炉等規制法における実用発電用原子炉の規制の体系
- 1－4 新規制基準の体系

§ 2 設置許可基準規則の基本的な考え方

- 2－1 原子力発電所の仕組み
- 2－2 設置許可基準規則等の策定経緯
- 2－3 国際原子力機関の安全基準と我が国の規制基準の関係
- 2－4 深層防護の考え方
- 2－5 深層防護の考え方 避難計画
- 2－6 安全目標と新規制基準との関係
- 2－7 安全重要度分類・耐震重要度分類の考え方
- 2－8 共通要因に起因する設備の故障を防止する考え方

§ 3 設置許可基準規則等の合理性（総論）

- 3－1 設置許可基準規則の概要
- 3－2 設計基準対象施設
- 3－3 重大事故等対処施設
- 3－4 大規模損壊対策

§ 4 設置許可基準規則等の合理性（各論：個別の施設・設備関係）

- 4－1 電源確保対策
- 4－2 使用済燃料の貯蔵施設

§ 5 設置許可基準規則等の合理性（各論：自然現象関係）

- 5－1 自然現象による損傷の防止
- 5－2 地盤
- 5－3 地震
- 5－4 津波
- 5－5 火山
- 5－6 龍巻

§ 6 その他

- 6－1 立地審査指針

実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について（問目次）

| 問 | ページ |
|---|------------------|
| § 1 原子力規制委員会及び原子炉等規制法の概要 | |
| 1－1 原子力規制委員会の独立性・中立性 | 1 |
| 1-1-1 原子力規制委員会における組織としての独立性、中立性はどのように保たれているのか。 | |
| 1－2 原子力規制委員会の専門技術的裁量と安全性に対する考え方 | 5 |
| 1-2-1 原子力規制委員会が設置許可基準規則を策定するにあたり、裁量が認められるのか、認められる場合、その内容はどのようなものか。 | |
| 1－3 原子炉等規制法における実用発電用原子炉の規制の体系 | 9 |
| 1-3-1 原子炉等規制法における実用発電用原子炉の規制の設計から運転までに関する体系はどのようなものか。 論点No. 220関係 | |
| 1－4 新規制基準の体系 | 12 |
| 1-4-1 東京電力福島第一原子力発電所事故以降に新たに制定又は改訂された新規制基準とはどのような体系になっているか。 | |
| § 2 設置許可基準規則の基本的な考え方 | |
| 2－1 原子力発電所の仕組み | |
| 2-1-1 原子力発電所は、どのような仕組みなのか。 | 26 |
| 2-1-2 原子炉発電所を安全に停止させるための、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」とは、どのような仕組みなのか。 | 34 |
| 2－2 設置許可基準規則等の策定経緯 | 論点No. 217, 222関係 |
| 2-2-1 設置許可基準規則を含む新規制基準は、どのような検討を経て策定されたのか。特に策定段階において、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた議論がなされたのか。 | 38 |
| 2-2-2 なぜ、東京電力福島第一原子力発電所事故が全て解明されていなくとも新規制基準が策定できるのか。 | 55 |
| 2-2-3 バックフィット制度とは何か。 | 58 |
| 2－3 国際原子力機関の安全基準と我が国の規制基準の関係 | |
| 2-3-1 国際原子力機関（IAEA）の安全基準と我が国における規制基準とはどのような関係にあるか。 | 61 |
| 2－4 深層防護の考え方 | |

| | |
|--|-------|
| 2-4-1 国際原子力機関（I A E A）が採用している深層防護の考え方とは どういう考え方か。 | 6 4 |
| 2－5 深層防護の考え方 避難計画 論点No. 217関係 | |
| 2-5-1 国際原子力機関（I A E A）で採用されている深層防護の考え方によれば、その第5の防護レベルにおいて、緊急時の対応における緊急時計画の整備などが必要であるとされている。対して、現行法制において、避難計画に関する事項は設置許可基準規則等における事業者規制の内容に含まれていない。そのため、設置許可基準規則等は、国際基準に抵触するものではないか。 | 6 7 |
| 2-5-2 原子炉等規制法では、原子力規制委員会による避難計画等の審査は行われていないが、避難計画等については、原子力規制委員会を含む国の行政機関による関与、支援はなされているのか。 | 7 4 |
| 2－6 安全目標と新規制基準との関係 論点No. 217関係 | |
| 2-6-1 安全目標と新規制基準はどのような関係にあるか。 | 7 8 |
| 2－7 安全重要度分類・耐震重要度分類の考え方 | |
| 2-7-1 安全重要度分類とはどのような考え方なのか。また、それを規制で採用する理由は何か。 | 8 5 |
| 2-7-2 国際原子力機関（I A E A）においては、安全重要度分類について、どのように考えられているか。 | 9 3 |
| 2-7-3 耐震重要度分類とは何か。 | 9 6 |
| 2－8 共通要因に起因する設備の故障を防止する考え方 | |
| 2-8-1 設計基準対象施設（設置許可基準規則第2章）における、共通要因に起因する設備の故障（共通要因故障）に対する基本的な考え方はどのようなものか。 | 1 0 2 |
| 2-8-2 設計基準対象施設（設置許可基準規則第2章）における設備の偶発故障に対する対策はどのようなものか。 | 1 0 4 |
| 2-8-3 設置許可基準規則における共通要因に起因する設備の故障（共通要因故障）に対する考え方はどのようなものか（外部事象関係）。 | 1 0 9 |
| 2-8-4 地震や津波等の外部事象によって、安全機能を有する系統が多数同時に故障することを想定し、安全機能を損なうおそれのない設計を求めるのは不合理ではないか。 | 1 1 1 |
| 2-8-5 「单一故障の仮定」の考え方とはどのようなものか。 | 1 1 3 |
| § 3 設置許可基準規則等の合理性（総論） | |
| 3－1 設置許可基準規則の概要 論点No. 220関係 | |

| | |
|--|------------------|
| 3-1-1 設置許可基準規則はどのような内容で、何を確認しようとするものか。 | 117 |
| 3－2 設計基準対象施設 | |
| 3-2-1 設置許可基準規則における設計基準対象施設に係る規制上の要求事項は何か。 | 120 |
| 3-2-2 設計基準対象施設に関する要求事項（設置許可基準規則3条から36条）は何か。 | 127 |
| 3－3 重大事故等対処施設 | 論点No. 218, 219関係 |
| 3-3-1 設置許可基準規則における重大事故等対策に係る規制上の要求事項は何か。 | 135 |
| 3-3-2 重大事故等対処施設及び重大事故等対処設備に関する要求事項（設置許可基準規則38条から62条）は何か。 | 141 |
| 3-3-3 実用発電用原子炉の炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等に係る有効性評価の方法はどのようなものか。 | 150 |
| 3-3-4 | 157 |
| （1）炉心損傷防止対策において必ず想定する事故シーケンスグループの重複を検討する必要はあるか。例えば、全交流動力電源喪失と高圧・低圧注水機能喪失が同時に発生することは考慮しないのか。 | |
| （2）個別プラント評価による事故シーケンスグループの抽出に確率論的リスク評価（PRA）を採用するのはなぜか。 | |
| 3-3-5 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に係る審査ガイドにおいて、「設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3（c）の『放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること』を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、セシウム137の放出量が100テラベクレルを下回っていることを確認する」とするのは、なぜか。 | 161 |
| 3-3-6 重大事故等対処設備として、可搬型設備を要求するのはなぜか。 | 164 |
| 3-3-7 特定重大事故等対処施設に係る要求事項は何か。また、特定重大事故等対処施設の設置について、猶予期間（5年）を設けることは合理的か。 | 166 |
| 3-3-8 | 170 |
| （1）設置許可基準規則42条の解釈では、「原子炉建屋及び特定重大事故等対処施設が同時に破損することを防ぐために必要な離隔距離（例えば100m以上）を確保すること、又は故意による大型航空機の衝突に対して頑健な建屋に収納すること。」と定められているところ、100メートルの離隔距離を満たせばそれでよいのか。 | |

| | |
|--|---|
| <p>(2) 特定重大事故等対処施設につき、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであることが求められるところ、それを少なくとも7日間、必要な設備が機能するのに十分な容量を有するよう設計を行うことを求めるのはなぜか。</p> <p>3-3-9</p> <p>(1) 設置許可基準規則55条の要求事項は何か。</p> <p>(2) 例えば、東京電力福島第一原子力発電所事故で発生した工場等外への汚染冷却水の流出のような事象の防止についても設置許可基準規則55条は想定しているのか。想定していない場合、その理由は何か。</p> | <p>173</p> |
| <p>3－4 大規模損壊対策</p> <p>3-4-1 大規模損壊における対策は、どのようなものか。</p> | <p>182</p> |
| <p>§ 4 設置許可基準規則等の合理性（各論：個別の施設・設備関係）</p> | |
| <p>4－1 電源確保対策</p> <p>4-1-1 発電用原子炉施設において、電源はどういう役割を果たし、それに 対してどういう規制を行っているのか。</p> <p>4-1-2 外部電源系が重要度分類指針において、PS-3クラスに分類さ れているのは合理的か。</p> <p>4-1-3 外部電源系が耐震設計上の重要度分類において、Cクラスに分類 されているのは合理的か。</p> | <p>185</p> <p>196</p> <p>198</p> |
| <p>4－2 使用済燃料の貯蔵施設</p> <p>4-2-1 使用済燃料の貯蔵施設に係る設置許可基準規則の内容はどのよう なものか。</p> <p>4-2-2 使用済燃料貯蔵槽に対する要求事項とはなにか。</p> <p>4-2-3 使用済燃料の貯蔵槽等について、耐震重要度の分類は適切に判断 され、合理的であるか。</p> <p>4-2-4 使用済燃料の貯蔵槽等について、安全重要度の分類は適切に考慮 され、合理的であるか。</p> | <p>200</p> <p>207</p> <p>209</p> <p>211</p> |
| <p>§ 5 設置許可基準規則等の合理性（各論：自然現象関係）</p> | |
| <p>5－1 自然現象による損傷の防止</p> <p>5-1-1 設置許可基準規則は、自然現象に対する発電用原子炉施設の防護 についてどのようなことを要求しているか。</p> | <p>213</p> |
| <p>5－2 地盤</p> <p>5-2-1 設置許可基準規則における耐震重要施設の設置地盤及び周辺斜面 に係る規制上の要求事項は何か。</p> | <p>219</p> |

| | |
|---|-----|
| 5-2-2 「将来活動する可能性のある断層等」とは何か。 | 226 |
| 5-3 地震 | |
| 5-3-1 設置許可基準規則における地震対策に係る規制上の要求事項は何か。 | 230 |
| 5-3-2 基準地震動とは何か。(解放基盤表面の設定理由含む。) | 247 |
| 5-3-3 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動は、具体的にどのようなものか。 | 253 |
| 5-3-4 応答スペクトルに基づく地震動評価とは、具体的にどのようなものか。 | 255 |
| 5-3-5 断層モデルを用いた手法による地震動評価とは、具体的にどのようなものか。 | 258 |
| 5-3-6 「応答スペクトル」という用語は、様々な場面で用いられるが、それぞれどのような意味なのか。 | 268 |
| 5-3-7 震源を特定せず策定する地震動とは、具体的にどのようなものか。 | 273 |
| 5-3-8 耐震設計とは何か。(基準地震動についての解説含む。) | 278 |
| 5-3-9 新規制基準の策定の際、耐震重要度分類の考え方のうち、見直したところはどこか。 | 283 |
| 5-3-10 基準地震動を超える地震が発生した場合、即座に耐震重要施設の安全機能が喪失してしまうのか。 | 285 |
| 5-3-11 地震動評価において、確率論的手法をどのように取り扱っているか。 | 293 |
| 5-3-12 地震動審査ガイドI. 3. 2. 3(2)の「その際、経験式は平均値としての地震規模を与えるものであることから、経験式が有するばらつきも考慮されている必要がある。」との規定の意味とは何か。 | 297 |
| 5-3-13 地震動審査ガイドにおいて、震源断層のパラメータの設定につき、レシピが、最新の研究成果として例示されているのはなぜか。 | 300 |
| 5-4 津波 | |
| 5-4-1 設置許可基準規則における津波対策に係る規制上の要求事項は何か。 | 302 |
| 5-4-2 津波対策とはどのようなものか。 | 308 |
| 5-4-3 基準津波とは何か。 | 311 |
| 5-4-4 新規制基準策定前後で津波対策を見直したのか。 | 317 |
| 5-4-5 基準津波を超えると、即座に安全機能は喪失してしまうのか。 | 321 |
| 5-4-6 立地条件から想定する基準津波を超えることを否定できないのであれば、全ての発電所に全世界での既往最大を上回る高さの防潮堤の建設を義務づけるべきではないか。 | 325 |

| | |
|---|-----|
| 5-4-7 津波対策における防潮堤等の津波防護施設に対する規制上の要求事項については、津波そのものだけでなく、津波に伴う漂流物の影響も考慮されているのか。 | 327 |
| 5-5 火山 | |
| 5-5-1 火山に係る設置許可基準規則の内容及び火山影響評価ガイドの法的位置付けはどのようなものか。 | 331 |
| 5-5-2 火山影響評価ガイドにおける評価方法はどのようなものか（概要）。 | 335 |
| 5-5-3 火山影響評価ガイドにおける立地評価の方法はどのようなものか（概要）。 | 339 |
| 5-5-4 火山影響評価ガイドにおいて、火山の将来における活動可能性が十分小さいか否かの評価はどのように行うか。 | 343 |
| 5-5-5 火山影響評価ガイドにおいて、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山として立地評価で抽出した火山について、原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価はどのように行うか。 | 346 |
| 5-5-6 火山影響評価ガイドにおいて、過去の巨大噴火を起こした火山における活動可能性の評価はどのように行うのか。 | 350 |
| 5-5-7 火山影響評価ガイドにおける影響評価の方法はどのようなものか。 | 355 |
| 5-5-8 気中降下火砕物濃度の設定に関する火山影響評価ガイド等の改正の経緯及びその内容はどのようなものか。 | 358 |
| 5-5-9 火山影響評価ガイドにおける火山活動のモニタリングとはどのようなものか。 | 363 |
| 5-6 竜巻 | |
| 5-6-1 竜巻影響評価ガイドの策定経緯及び法的位置付けはどのようなものか。 | 366 |
| 5-6-2 竜巻影響評価ガイドにおける評価方法はどのようなものなの（概要）。 | 369 |
| 5-6-3 竜巻影響評価ガイドにおける基準竜巻等の設定の評価方法はどのようなものなの（概要）。 | 372 |
| 5-6-4 竜巻影響評価ガイドにおける設計竜巻、設計竜巻荷重、設計荷重の設定及び竜巻随伴事象に対する考慮の評価方法はどのようなものなの（概要）。 | 379 |
| 5-6-5 竜巻影響評価ガイドにおいて、基準竜巻の最大風速の設定には既往最大風速が用いられているが、地球温暖化といった気象現象の将来的変化については考慮されているのか。 | 383 |
| § 6 その他 | |

| 6-1 立地審査指針 | 論点No. 217関係 | |
|--|-------------|-----|
| 6-1-1 立地審査指針は、どのようなもので、どのような役割を果たしているのか。 | | 385 |
| 6-1-2 現在の立地審査指針の位置づけはどのようなものか。 | | 391 |
| 6-1-3 立地審査指針の「(旧) 重大事故」、「(旧) 仮想事故」と原子炉等規制法、設置許可基準規則の「重大事故」は同じ意味か。 | | 396 |
| 6-1-4 立地審査指針で要求していた、原子炉施設で発生し得る大きな事故が敷地周辺の公衆に放射線による確定的影響を与えないという観点について、現在の法体系においてはどのように考えられているか。 | | 399 |
| 6-1-5 立地審査指針で、「必要に応じ公衆に対して適切な措置を講じうる環境にあること」の観点から要求していた「原子炉からある距離の範囲内であって、非居住区域の外側の地帯は、低人口地帯であること」について、現在の法体系においてはどのように考えられているか。 | | 403 |
| 6-1-6 新規制基準等において、社会的影響の観点から、「原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること」について、現在の法体系においてはどのように考えられているか。 | | 407 |

§ 1 1－3 原子炉等規制法における実用発電用原子炉の規制の体系

1-3-1 原子炉等規制法における実用発電用原子炉の規制の設計から運転までに関する体系はどのようなものか。

1 原子炉等規制法の分野別安全規制について

原子炉等規制法における安全規制は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の利用につき、これを核燃料の加工の事業や使用済燃料の再処理の事業、原子炉の設置、運転等の各種分野に区分し、それぞれの分野の特質に応じて、所要の安全規制を行うという分野別安全規制の体系が採られている。

具体的には、原子炉等規制法の規制対象を、製錬事業（原子炉等規制法第2章）、加工事業（同第3章）、原子炉の設置、運転等（同第4章）、使用済燃料の貯蔵事業（同第4章の2）、再処理事業（同第5章）、廃棄事業（同第5章の2）、核燃料物質等の使用等（同第5章の3）、国際規制物資の使用等（同第6章の2）等に分け、それぞれの分野別に行政庁の指定、許可等を受けるべきものとしている。

2 原子炉等規制法の発電用原子炉の設計から運転までに関する段階的安全規制について

（1）発電用原子炉の段階的安全規制の体系について

原子炉等規制法の発電用原子炉に関する規制は、発電用原子炉施設の設計から運転に至る過程を段階的に区分し、それぞれの段階に対応した許認可等の規制手続を要求し、これらを通じて原子炉の利用に係る安全確保を図るという、段階的安全規制の体系を採用している。

具体的には、発電用原子炉を設置しようとする者は、その際には、まず、①

原子力規制委員会の原子炉設置許可を受けることを要する（同法43条の3の5、43条の3の6）。次に、工事に着手するためには、②工事の計画について原子力規制委員会の認可を受けなければならない（同法43条の3の9）。そして、発電用原子炉施設の使用を開始するためには、③原子力規制委員会の使用前検査を受け、これに合格しなければならないほか（同法43条の3の1）、④原子炉施設の運転に関し、保安のために守るべき事項を保安規定により定め、原子力規制委員会の認可を受けなければならない（同法43条の3の24）。さらに、運転開始後においても、⑤一定の時期ごとに、原子力規制委員会が行う施設定期検査を受けなければならない（同法43条の3の15）。②から⑤の工事の計画の認可以降の規制は、いわゆる「後段規制」と称されている規制である。）。

なお、発電用原子炉設置許可を受けた者が、発電用原子炉の位置、構造及び設備や、発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項等（同法43条の3の5第2項2号から5号まで又は8号から10号まで）を変更しようとするときは、⑥原子力規制委員会の設置変更許可（同法43条の3の8）を受けた上で、必要な範囲において、設置許可の場合と同様に、工事計画（変更）認可（②）、使用前検査（③）及び保安規定（変更）認可（④）を受けなければならない（同法43条の3の9第1項本文及び第2項本文、同法43条の3の1第1項本文、同法43条の3の24第1項）。

（2）発電用原子炉の段階的安全規制における各規制の範囲について

このような段階的安全規制のうち、①の設置許可及び⑥の設置変更許可においては、申請に係る原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針の安全性に関する事項の妥当性等が判断される。上記事項は、設置許可基準規則等を用いて審査することとされている。そして、②から⑤までの後段規制においては、発電用原子炉施設に対し、具体的な部材・設備の強度、機能に問題がないか否か

等の詳細設計の妥当性を審査し、その上で、現実に工事がされた物に対し使用前検査を行うことによって上記事項を確認することや、保安規定により定めた、原子炉施設の運転に関し、保安のために守るべき事項の妥当性を審査することが定められている。

§ 1 1-4 新規制基準の体系

1-4-1 東京電力福島第一原子力発電所事故以降に新たに制定又は改訂された新規制基準とはどのような体系になっているか。

1 新規制基準の範囲

平成25年7月8日及び平成25年12月18日施行の改正原子炉等規制法に基づき、原子力規制委員会規則、告示及び内規等が制定又は改正され、その後も必要に応じ、内規等が制定されている（本問末尾の「主な規則、告示等一覧」（以下「一覧」という。）参照。一覧は全ての原子力規制委員会規則、告示及び内規等を網羅的に掲載したものではない。）。一般に使われている「新規制基準」という用語は、法令上の用語ではなく、行政実務上の通称にすぎないため、必ずしも明確な定義がされているわけではない（内規を含めた全てを総称する場合のほか、原子力規制委員会規則のみを指す場合や、行政手続法上の命令等（同法2条8号）に当たるもののみを指す場合もある。）。

以下、本説明においては、新規制基準の範囲として、実用発電用原子炉の規制に係る上記規則等について、形式上の分類、許認可等との関係における位置付け、従前の指針類との関係について説明する。

2 規則等に係る形式上の分類

上記規則等は、①行政手続法上の命令等（同法2条8号）に当たるもの（一覧（1）～（15））と、②これに当たらないもの（一覧（16）～（44））とに大別される。

また、上記①は、原子力規制委員会規則（国家行政組織法13条1項、行政手続法2条8号イ本文）として定められているもの（一覧（1）～（4））、告示

(同法2条8号イ括弧書)として定められているもの(一覧(5)、(6))、審査基準(同法2条8号ロ)として定められているもの(一覧(8)～(15))に分類される。他方、上記②は、原子力規制委員会の内規として、規制基準に関連するもの(一覧(16)～(38))及び手続に関連するもの(一覧(39)～(44))に分類される。

3 許認可等との関係における各規則等の位置付け

規則等に係る形式上の分類ではなく、上記規則等を原子炉等規制法上の許認可等との関係において整理すると、以下のとおりとなる。

(1) 設置(変更)許可関係(原子炉施設の位置、構造及び設備に関するもの)

原子炉等規制法43条の3の5第1項においては、発電用原子炉を設置しようとする者は、政令で定めるところにより、原子力規制委員会の許可(以下「原子炉設置許可」という。)を受けなければならぬ旨規定され、同法43条の3の6第1項において、その許可基準について規定されている。また、同法43条の3の8第1項においては、原子炉設置許可を受けた者が、同法43条の3の5第2項2号から5号まで又は8号から11号までに掲げる事項を変更しようとするときは、政令で定めるところにより、原子力規制委員会の許可(以下「原子炉設置変更許可」という。)を受けなければならぬ旨規定されている。

ここで、原子炉等規制法43条の3の6第1項4号においては、原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可(以下、併せて「原子炉設置(変更)許可」という。)の基準の一つとして、「発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。」(以下「4号要件」という。)と規定されているが、同号でいう原子力規制委員会規則が、設置許可基準規則(一覧(2))であり、この

解釈を示すものが、設置許可基準規則の解釈（一覧（9））である。また、設置許可基準規則8条に定める火災防護の設計要求に関し、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（原規技発第1306195号。一覧（11））が定められている。

なお、実用炉則（一覧（1））3条及び5条において、主に原子炉設置（変更）許可の申請事項等の詳細が定められている。

そして、4号要件の適合性を判断するに当たり、行政手続法上の命令等に当たらない規制基準に関連する内規として、以下のものが定められている。

- ・原子力発電所の火山影響評価ガイド（原規技発第13061910号。一覧（16））
- ・原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（原規技発第13061911号。一覧（17））
- ・原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（原規技発第13061912号。一覧（18））
- ・実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第13061915号。一覧（21））
- ・実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第13061916号。一覧（22））
- ・実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第13061917号。一覧（23））
- ・敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド（原管地発第1306191号。一覧（25））
- ・基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（原管地発第130619

2号。一覧（26））

- ・基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（原管地発第1306193号。一覧（27））
- ・基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド（原管地発第1306194号。一覧（28））
- ・実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイド（原規技発第1409177号。一覧（31））
- ・実用発電用原子炉に係る航空機衝突影響評価に関する審査ガイド（原規技発第1409178号。一覧（32））

さらに、行政手続法上の命令等に当たらない手続に関する内規として、「発電用原子炉施設の設置（変更）許可申請に係る運用ガイド」（原規技発第13061919号。一覧（39））が定められている。

（2）設置（変更）許可関係（技術的能力に関するもの等）

原子炉等規制法43条の3の6第1項2号においては、「その者に発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があること。」（以下「2号要件」という。）が、同項3号においては、「その者に重大事故（括弧内省略）の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があること。」（以下「3号要件」という。）が、同項第5号においては、「前条第2項第11号の体制が原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。」（以下「5号要件」という。）¹が、原子炉設置（変更）許可の基準の一つとされている。

¹ 原子炉等規制法43条の3の5第2項第11号では、発電用原子炉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整備に関する事項が規定されている。

そして、2号要件（技術的能力に関するものに限る。）及び3号要件（重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に関するものを除く。）の適合性の判断については、「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」（平成16年5月27日原子力安全委員会決定。一覧（8））が用いられる。

また、3号要件のうち重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に関する適合性の判断については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（原規技発第1306197号。一覧（13））が定められている。

なお、上記で述べたとおり、実用炉則3条及び5条において、主に原子炉設置（変更）許可の申請事項等の詳細が定められている。

さらに、行政手続法上の命令等に当たらない手続に関する内規として、「発電用原子炉施設の設置（変更）許可申請に係る運用ガイド」（原規技発第13061919号。一覧（39））が定められている。

また、5号要件の適合性の判断については、「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1月23日原子力規制委員会規則第2号。一覧（4））が、その解釈として、「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の解釈」（原規規発第191225号-2。一覧（12））が用いられている。

（3）設計及び工事の計画の認可等

原子炉等規制法43条の3の9第1項においては、原則として、発電用原子炉施設の設置又は変更の工事をしようとする発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、当該工事に着手する前に、その設計及び工事の方法その他の工事の計画について原子力規制委員会の認可（以下「設計

及び工事の計画の認可」という。)を受けなければならない旨規定されている。

また、同条3項においては、原子力規制委員会は、上記認可の申請が同項各号のいずれにも適合していると認めるときは、認可をしなければならないと規定されており、同項2号として、「発電用原子炉施設が第43条の3の14の技術上の基準に適合するものであること。」が設計及び工事の計画の認可の要件とされている。

ここで、同項2号にいう原子炉等規制法43条の3の14の技術上の基準としては、技術基準規則(一覧(3))が定められており、その解釈として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」(原規技発第1306194号。一覧(10))が定められている。

なお、実用炉則8条から14条において、主に設計及び工事の計画の認可に係る申請事項等の詳細が定められている。

また、実用発電用原子炉及びその附属設備の火災防護に係る審査基準(原規技発第1306195号。一覧(11))が定められている。

さらに、技術基準規則への適合性を判断するに当たり、以下のとおり、行政手続法上の命令等に当たらない規制基準に関連する内規が定められている。

- ・原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド(原規技発第13061913号。一覧(19))
- ・原子力発電所の内部火災影響評価ガイド(原規技発第13061914号。一覧(20))
- ・実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド(原規技発第13061918号。一覧(24))
- ・耐震設計に係る設工認審査ガイド(原管地発第1306195号。一覧(29))
- ・耐津波設計に係る設工認審査ガイド(原管地発第1306196号。一覧

(30)

その他、行政手続法上の命令等に当たらない手続に関する内規として、「発電用原子炉施設の設計及び工事の計画に係る手続きガイド」（原規技発第13061920号。一覧（40））が定められている。

(4) 保安規定認可

原子炉等規制法43条の3の24第1項においては、発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、保安規定を定め、発電用原子炉施設の設置の工事に着手する前に、原子力規制委員会の認可を受けなければならないと規定されている。また、同条2項においては、原子力規制委員会は、保安規定が同項各号のいずれかに該当すると認めるとときは、前項の認可をしてはならないと規定されている。

これを受け、実用炉則92条において、保安規定認可の詳細が定められている。

さらに、保安規定認可の判断に関する内規として、「実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準」（原規技発第1306198号。一覧（14））が定められている。

(5) 原子力規制検査

原子炉等規制法61条の2の2においては、発電用原子炉設置者は原子力規制委員会が行う検査を受けなければならぬと規定されており、当該検査において、原子力規制委員会は、同法43条の3の11第2項に基づく使用前事業者検査及び同法43条の3の16第2項に基づく定期事業者検査の実施状況、同法43条の3の14の技術上の基準の遵守状況、同法43条の3の24第1項の規定に基づき認可を受けた保安規定に従って講ずべき措置の実施状況等を確認することとしている。これに連関し、原子力規制検査等に関する規則が定

められている。

使用前事業者検査は、同法43条の3の11第1項において、発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、設置又は変更の工事をする発電用原子炉施設について検査を行わなければならないと規定されており、当該発電用原子炉施設に係る工事が、同法43条の3の9第1項若しくは第2項の認可を受けた設計及び工事の計画又は同法43条の3の10第1項の規定による届出をした設計及び工事の計画に従って行われたものであること、同法43条の3の14の技術上の基準に適合するものであるとのいずれにも適合していることを確認しなければならない。

定期事業者検査は、同法43条の3の16第1項において、発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、定期に、発電用原子炉施設について検査を行わなければならないと規定されており、当該発電用原子炉施設が同法43条の3の14の技術上の基準に適合していることを確認しなければならない。

(6) 安全性向上のための評価の届出・公表

原子炉等規制法43条の3の29においては、発電用原子炉設置者は、原則として、原子力規制委員会規則で定めるところにより、同規則で定める時期ごとに、当該発電用原子炉施設の安全性について、自ら評価をして原子力規制委員会に届け出なければならず、その結果等を公表するものとすると規定されている。

これを受け、実用炉則99条の2から99条の7において、安全性向上のための評価の届出・公表の詳細が定められている。

さらに、行政手続法上の命令に当たらない手続に関する内規として、「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。一覧（44））が定められている。

（7）発電用原子炉の運転の期間等

原子炉等規制法43条の3の32において、発電用原子炉の運転の期間を、最初に同法43条の3の11第3項の確認（使用前確認）を受けた日から起算して40年としているが、原子力規制委員会規則で定めるところにより、期間延長の申請がされ、これが原子力規制委員会により認可された場合、1回に限り20年を超えない期間について延長することができる旨規定されている。また、同条5項においては、原子力規制委員会規則で定める基準に適合していると認めるときは、認可をするとできると規定されている。

これを受け、実用炉則113条及び114条において、発電用原子炉の運転期間の延長に係る認可の詳細が定められている。

さらに、発電用原子炉の運転期間の延長の判断に関連する内規として、「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」（原管P発第1311271号。一覧（15））が定められ、行政手続法上の命令等に当たらない手続に関連する内規として、「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」（原管P発第1306197号。一覧（42））が定められている。

4 発電用原子炉設置許可の審査基準と従前の原子力安全委員会の指針類との関係について

原子力規制委員会は、行政手続法5条1項の審査基準等を、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等に基づく原子力規制委員会の処分に係る審査基準等」（原規総発第1311275号。一覧（7））における別表の形式で定めている。

上記別表で、発電用原子炉設置許可に係る基準の内容は、「基準は、法第43条の3の6第1項各号の規定並びに実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（括弧内省略）及び品質管理基準規則に

よるものとし、以下の規程を基として個々の事案ごとに判断する。」として、以下の四つの規程が用いられることとされている。

- ・「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」（平成16年5月27日原子力安全委員会決定。一覧（8））
- ・「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（原規技発第1306197号。一覧（13））
- ・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（原規技発第1306193号。一覧（9））（設置許可基準規則の解釈）
- ・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の解釈（原規規発第1912257号－2。一覧（12））

なお、上記四つの規程が別表に列記されているが、このうち設置許可基準規則の解釈においては、従前用いていた原子力安全委員会が策定した安全審査指針類の一部等も引用されており、同解釈で引用された安全審査指針類は、現在の審査基準においても、基本的には、規制体系の一部を構成している。

例えば、同解釈13条1項では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）等に基づいて実施することとされている。

このように、審査基準は、必要に応じて、原子力安全委員会の安全審査指針類を引用する体系となっている。（立地審査指針の位置付けについては、本資料「§ 6 6-1 6-1-2」参照。）

主な規則、告示等一覧

原子力規制委員会規則

- (1) 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）（実用炉則）
- (2) 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号）（設置許可基準規則）
- (3) 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）（技術基準規則）
- (4) 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1月23日原子力規制委員会規則第2号）

告示

- (5) 核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成27年8月31日原子力規制委員会告示第8号）
- (6) 工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的細目等を定める告示（昭和53年12月28日通商産業省告示第666号）

内規（行政手続法の審査基準等を定めるもの）

- (7) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等に基づく原子力規制委員会の処分に係る審査基準等（原規総発第1311275号）

内規（行政手続法の審査基準に該当するもの）

- (8) 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針（平成16年5月27日原子力安全委員会決定）

- (9) 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号）（設置許可基準規則の解釈）
- (10) 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（原規技発第1306194号）
- (11) 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（原規技発第1306195号）
- (12) 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の解釈（原規規発第1912257号－2）
- (13) 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（原規技発第1306197号）
- (14) 実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準（原規技発第1306198号）
- (15) 実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準（原管P発第1311271号）

内規（行政手続法の審査基準に該当しないが、基準に関連するもの）

- (16) 原子力発電所の火山影響評価ガイド（原規技発第13061910号）
- (17) 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（原規技発第13061911号）
- (18) 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（原規技発第13061912号）
- (19) 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（原規技発第13061913号）
- (20) 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド（原規技発第13061914号）
- (21) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の

有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第13061915号）

(22) 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の

有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第13061916号）

(23) 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の

有効性評価に関する審査ガイド（原規技発第13061917号）

(24) 実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性

に係る被ばく評価に関する審査ガイド（原規技発第13061918号）

(25) 敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド（原管地発

第1306191号）

(26) 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（原管地発第13061
92号）

(27) 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（原管地発第13061
93号）

(28) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド（原管地発第13
06194号）

(29) 耐震設計に係る設工認審査ガイド（原管地発第1306195号）

(30) 耐津波設計に係る設工認審査ガイド（原管地発第1306196号）

(31) 実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイド（原
規技発第1409177号）

(32) 実用発電用原子炉に係る航空機衝突影響評価に関する審査ガイド（原規
技発第1409178号）

(33) 有毒ガス防護に係る影響評価ガイド（原規技発第1704052号）

(34) 高エネルギーアーク損傷（H E A F）に係る電気盤の設計に関する審査
ガイド（原規技発第1707196号）

(35) 健全な安全文化の育成と維持に係るガイド（原規規発第1912257
号-5）

- (36) 原因分析に関するガイド（原規規発第1912257号-6）
- (37) 人間工学設計開発に関する審査及び検査ガイド（原規技発第2104072号）
- (38) 建物・構築物の免震構造に関する審査ガイド（原規技発第2202246号）

内規（行政手続法の審査基準に該当しないが、手続に関連するもの）

- (39) 発電用原子炉施設の設置（変更）許可申請に係る運用ガイド（原規技発第13061919号）
- (40) 発電用原子炉施設の設計及び工事の計画に係る手続ガイド（原規技発第13061920号）
- (41) 発電用原子炉施設に使用する特定機器の型式証明及び型式指定運用ガイド（原基技発第13061921号）
- (42) 原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド（原規規発第1912257号-7）
- (43) 実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド（原管P発第1306197号）
- (44) 実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド（原管P発第1306198号）
- (45) 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）

§ 2 2-2 設置許可基準規則等の策定経緯

2-2-1 設置許可基準規則を含む新規制基準は、どのような検討を経て策定されたのか。特に策定段階において、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた議論がなされたのか。

設置許可基準規則については、東京電力福島第一原子力発電所事故の発生後、原子力規制委員会発足前の各組織による調査・検討や、原子力規制委員会発足後の各種基準検討チームによる検討等を経て策定しており（表1）、その経緯について詳述する。

表1 設置許可基準規則の策定経緯に関する時系列

| | | |
|-------|-------------|--|
| 平成23年 | 3月 | 東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波発生 福島第一原子力発電所事故発生 |
| | 6月 | I A E A 閣僚会議に対する日本国政府の報告書取りまとめ |
| | 7月 | 原子力安全委員会、安全設計審査指針等検討小委員会（安全規制に関する検討）を設置（～平成24年3月） 原子力安全委員会、地震等検討小委員会を設置（～平成24年2月） |
| | 9月 | 原子力安全・保安院、「地震・津波の解析結果の評価に関する意見聴取会」及び「建築物・構造に関する意見聴取会」を設置 |
| | 10月 | 原子力安全・保安院、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会」を設置 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策について」を決定 |
| | 平成24年 2月 | 原子力安全・保安院、シビアアクシデント対策規制の基本的考え方の整理を行い、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方に関する意見聴取会」を開催（～同年8月） 原子力安全・保安院、「地震・津波の解析結果の評価に関する意見聴取会」及び「建築物・構造に関する意見聴取会」の報告書が取りまとめられ、原子力安全委員会に報告 |

| | | |
|---------|------|---|
| 平成 24 年 | 3 月 | 原子力安全・保安院、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」を取りまとめ 地震等検討小委員会、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項について（とりまとめ）」を取りまとめ |
| | 6 月 | 原子炉等規制法改正（重大事故等対策を新たに規制対象とする等） |
| | 7 月 | 国会事故調による調査報告書取りまとめ 政府事故調による調査報告書取りまとめ |
| | 8 月 | 原子力安全・保安院、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方について（現時点での検討状況）」を取りまとめ |
| | 9 月 | 原子力規制委員会発足 |
| | 10 月 | 原子炉施設等基準検討チーム会合開催（～平成 25 年 6 月） |
| | 11 月 | 地震等基準検討チーム会合開催（～平成 25 年 6 月） |
| | 2 月 | 原子力規制委員会、原子炉施設等基準検討チーム及び地震等基準検討チームで取りまとめた骨子案に対する意見を公募 |
| | 4 月 | 原子力規制委員会、行政手続法に基づき、新規制基準案に対する意見を公募 |
| | 6 月 | 原子力規制委員会、設置許可基準規則制定 |
| 平成 25 年 | | |

1 原子力規制委員会発足前の検討の経緯

（1）東京電力福島第一原子力発電所事故の概要

平成 23 年 3 月、東北地方太平洋沖地震の揺れを受けて、当時運転中であった福島第一原子力発電所 1～3 号機は、原子炉が正常に自動停止した。地震による送電鉄塔の倒壊などにより外部電源喪失状態となったものの、直ちに、非常用ディーゼル発電機が起動し所内電源を確保するとともに、炉心冷却系が起動したことにより、原子炉は正常に冷却された。ところが、福島第一原子力発電所 1～5 号機においては、非常用ディーゼル発電機、配電盤、蓄電池等の電気設備の多くが、海に近いタービン建屋等の 1 階及び地下階に設置されていたため、地震随伴事象として発生した津波という共通要因により、建屋の浸水とほとんど同時に水没又は被水して機能を喪失した。これにより、全交流動力電

源喪失 (SBO^{*1}) となり、交流電源を駆動電源として作動するポンプ等の注水・冷却設備が使用できない状態となった。直流電源が残った 3 号機においても、最終的にはバッテリーが枯渇したため、非常用ディーゼル発電機が水没を免れ、かつ、接続先の非常用電源盤も健全であった 6 号機から電力の融通が出来た 5 号機を除く、1～4 号機において完全電源喪失の状態となった。また、海側に設置されていた冷却用のポンプ類も津波により全て機能喪失したために、原子炉内の残留熱や機器の使用により発生する熱を海水へ逃がす、最終ヒートシンク (UHS^{*2}) への熱の移送手段が喪失 (LUDS^{*3}) した。

その結果、運転中であった 1～3 号機においては、冷却機能を失った原子炉の水位が低下し、炉心の露出から最終的には炉心溶融に至った。その過程で、燃料被覆管のジルコニウムと水が反応することなどにより大量の水素が発生し、格納容器を経て原子炉建屋に漏えいし、1・3 号機の原子炉建屋で水素爆発が発生した。また、3 号機で発生した水素が 4 号機の原子炉建屋に流入し、4 号機の原子炉建屋においても水素爆発が発生した。また、2 号機においては、ブローアウトパネル^{*4}が偶然開いたことから水素爆発には至らなかったものの、放射性物質が放出され、周辺の汚染を引き起こした。

*1 Station Blackout の略。

*2 Ultimate Heat Sink の略。発電用原子炉施設において発生した熱を最終的に除去するために必要な熱の逃がし場のこと。例えば、我が国の原子力発電所では、発生した余分な熱を海水と熱交換することで海に逃がしている。

*3 Loss of Ultimate Heat Sink の略。

*4 原子炉建屋内の圧力が急上昇した場合に開放し、圧力を下げるためのパネル。

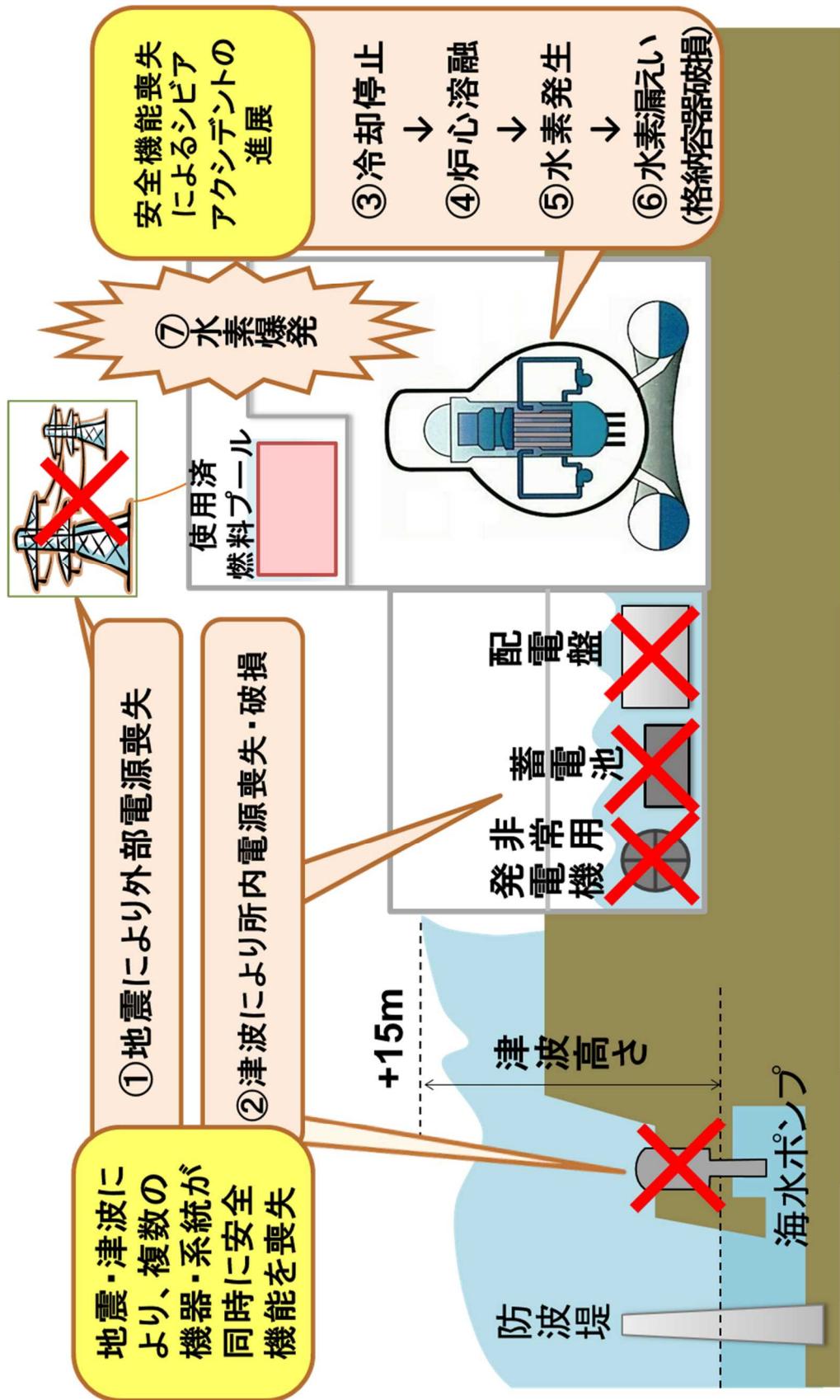


図 1 東京電力福島第一原子力発電所事故の進展の概要

(2) 東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的調査・検討

東京電力福島第一原子力発電所事故の原因については、様々な機関により調査・検討され、平成23年6月、原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書、平成24年7月、東京電力福島原子力発電所事故調査委員会（国会事故調）による調査報告書、平成24年7月、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会（政府事故調）による調査報告書がまとめられた。また、原子力安全・保安院においても、平成24年3月、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について検討結果が取りまとめられた。これらの調査・検討結果により、当該事故の発生及び進展に関する基本的な事象は明らかにされている。

(3) 東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓

ア はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的調査・検討の結果を踏まえ、原子力安全委員会及び原子力安全・保安院は、当該事故を教訓として活かすべく、下記のとおり、安全規制に関する検討を行った。

イ (地震及び津波を除く) 原子力安全委員会及び原子力安全・保安院における検討

1) 事故防止対策に係る検討

a 原子力安全委員会における検討

原子力安全委員会においては、「原子力安全基準・指針専門部会」の下に設置された「安全設計審査指針等検討小委員会」において、安全規制に関する検討が行われた。

当該小委員会は、平成23年7月15日から平成24年3月15日にかけて計13回にわたり開催され、その中で、福島第一原子力発電所が東北地方太平洋沖地震とその後の津波により全交流動力電源を喪失した

ことで、上述のような深刻な事態が生じたことから、東京電力福島第一原子力発電所事故から得られた教訓のうち、安全設計審査指針及び関連指針類に反映させるべき事項として、全交流動力電源喪失対策及び最終的な熱の逃がし場である最終ヒートシンク喪失（L U H S）対策を中心に検討が行われた。検討に当たっては、深層防護の考え方を安全確保の基本と位置づけ、アメリカの規制動向や諸外国における事例が参照された。

b 原子力安全・保安院における検討

原子力安全・保安院は、事故の発生及び事故の進展について、当時までに判明している事実関係を基に、工学的な観点から、出来る限り深く整理・分析することにより、技術的知見を体系的に抽出し、主に設備・手順に係る必要な対策の方向性について検討することとした。そして、原子力安全・保安院は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会を設置し、平成23年10月24日から平成24年2月8日まで計8回にわたり開催され、原子力安全・保安院の分析や考え方に対する専門家の意見を聴きながら、検討を進めた。

その結果、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について（平成24年3月原子力安全・保安院）」として、事故の発生及び進展に関し、当時分かる範囲の事実関係を基に、今後の規制に反映すべきと考えられる事項として、30項目が取りまとめられた。

2) 重大事故等対策に係る検討

a 原子力安全委員会等における検討

重大事故等対策については、平成4年5月に原子力安全委員会において決定した「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント^{*5}対策としてのアクシデントマネージメントについて」では、原子炉設置者が効果的なアクシデントマネージメント（AM）の自主的整備と万一の場合にこれを的確に実施できるようにすることが強く奨励されていた。

しかしながら、東北地方太平洋沖地震及びそれに伴って発生した津波により、福島第一原子力発電所で炉心損傷、原子炉格納容器の破損等に至ったことを受け、政府の作成した平成23年6月の「原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書」では、AM対策を原子炉設置者による自主的な取組とすることを改め、これを法規制上の要求にするとともに、設計要求事項の見直しを行うことなど、シビアアクシデント対策に関する教訓が取りまとめられた。

原子力安全委員会では、同年10月に「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策について」を決定し、上記の平成4年5月の原子力安全委員会決定を廃止するとともに、シビアアクシデントの発生防止、影響緩和に対して、規制上の要求や確認対象の範囲を拡大することを含めて安全確保策を強化すべきとした。同決定では、シビアアクシデント対策の具体的な方策及び施策について、原子力安全・保安院において検討するよう求めた。

b 原子力安全・保安院における検討

原子力安全・保安院では、平成24年3月の報告書「東京電力株式会

*5 設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却又は反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象。

「社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」において、シビアアクシデント対策については、東京電力福島第一原子力発電所事故で発生しなかった事象も広く包含する体系的な検討を整理する必要があることを指摘したほか、今後の規制に反映すべき視点として、深層防護の考え方の徹底、シビアアクシデント対策の多様性・柔軟性・操作性、内的事象・外的事象を広く包含したシビアアクシデント対策の必要性、安全規制の国際的整合性の向上と安全性の継続的改善の重要性が掲げられた。

また、原子力安全・保安院では、平成24年2月から8月にかけて、シビアアクシデント対策規制の基本的考え方に関する整理を行った。その過程において、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方に関する意見聴取会」を7回開催し、専門家や原子炉設置者からの意見を聴取した。また、基本的考え方に関する整理に当たっては、まず、原子力安全・保安院及び関係機関がこれまでに検討していたシビアアクシデントに関する知見、海外の規制情報、東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見等を踏まえて、技術面でのシビアアクシデント対策の基本的考え方を検討・整理し、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方について（現時点での検討状況）」を報告書として取りまとめた。

もっとも、上記報告書は検討過程としての側面を有しており、用語や概念の厳密な整理にはまだ完全ではない点が残っていたため、シビアアクシデント対策規制については、今後、新たに設置される原子力規制委員会において検討が進められることとなった。その際、上記報告書が原子力規制委員会での検討に当たって参考にされることが期待された。

ウ 地震及び津波に関する原子力安全委員会及び原子力安全・保安院における検討

1) 原子力安全委員会における検討

東京電力福島第一原子力発電所事故以前においては、原子力安全委員会は、平成18年に耐震指針を改訂しており、同指針は、当時の地質学、地形学、地震学、地盤工学、建築工学及び機械工学等の専門家らにより検討されたものであった。

その後、既に述べたとおり、平成23年3月に東北地方太平洋沖地震が発生し、福島第一原子力発電所においては、地震とその後の津波を原因とした事故が発生した。

そこで、原子力安全委員会は、平成18年の耐震指針改定後に蓄積された知見、平成23年3月11日以降に発生した地震及び津波に係る知見並びに上述した福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、地震及び津波に対する発電用原子炉施設の安全確保策について検討することとした。そして、専門的な審議を行うため、原子力安全基準・指針専門部会に地震・津波関連指針等検討小委員会（以下、「地震等検討小委員会」という。）が設置された。同小委員会は、平成18年耐震指針の検討時よりも津波に関する専門家を増員し、平成23年7月12日から平成24年2月29日までの間、計14回の会合が開催された。

同小委員会において、平成18年耐震指針及び関連指針類を対象とした検討が行われた。

具体的には、同小委員会は、東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波の分析に加えて、東北電力株式会社女川原子力発電所、東京電力株式会社福島第一原子力発電所、同福島第二原子力発電所及び日本原子力発電株式会社東海第二発電所で観測された地震や津波の観測記録等の分析を行うとともに、東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波に係る知見並びに福島第一原子力発電所事故の教訓を整理したほか、平成18年耐震指針の改訂

後に実施された耐震バックチェック^{*6}によって得られた経験及び知見を整理した。さらに、同小委員会は、地震調査研究推進本部（文部科学省）、中央防災会議（内閣府）、国土交通省等の他機関における東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波についての検討結果に加えて、土木学会における検討状況、世界の津波の事例及び国際原子力機関（以下「IAEA」という。）やアメリカの原子力規制委員会等の規制状況、東京電力福島第一原子力発電所事故に関連した調査報告書も踏まえて検討を行った。

以上の検討を踏まえ、同小委員会は、平成24年3月14日付「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項について（とりまとめ）」を取りまとめ、東京電力福島第一原子力発電所事故においては、津波による海水ポンプ、非常用電源設備等の機能喪失を防止するため、ドライサイトコンセプト^{*7}を基本とする津波防護設計の基本的な考え方や津波対策を検討する基礎となる基準津波の策定を義務付けるべき旨を取りまとめた。

2) 原子力安全・保安院における検討

原子力安全委員会は、平成23年4月、東北地方太平洋沖地震等の知見を反映して、原子力安全・保安院に対し、耐震安全性に影響を与える地震に関して評価を行うよう意見を述べた。

原子力安全・保安院は、平成23年9月、事業者より報告された東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波による原子力発電所への影響などの評価結果について、学識経験者の意見を踏まえた検討を行うこと等により、地震・津波による原子力発電所への影響に関して的確な評価を行うため、

*6 原子力安全・保安院は、平成18年9月、発電用原子炉設置者等に対し、平成18年耐震指針に基づき、耐震安全性の再確認（耐震バックチェック）を行うよう、指示した。

*7 津波からの防護として、敷地高さの設定や津波に対する防御施設の設置等により、まず防護対象施設が設置される敷地に津波を到達・流入させないことを基本とするという考え方。漏水対策等と相まって、より一層信頼性の高い津波対策となる。

「地震・津波の解析結果の評価に関する意見聴取会」（第2回より「地震・津波に関する意見聴取会」と改称）及び「建築物・構造に関する意見聴取会」を設置し、審議を行った。

地震・津波の解析結果の評価に関する意見聴取会においては、東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波について、福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所、女川原子力発電所及び東海第二発電所における地震動及び津波の解析・評価を行い、これに基づく同地震に関する新たな科学的・技術的知見について、耐震安全性評価に対する反映方針が検討された。

建築物・構造に関する意見聴取会においては、上記の各原子力発電所における建物・構築物、機器・配管系の地震応答解析の評価、津波による原子力施設の被害状況を踏まえた影響評価を行い、これに基づく東北地方太平洋沖地震に関する新たな科学的・技術的知見について、耐震安全性評価に対する反映方針が検討された。

これらの意見聴取会において、それぞれ報告書が取りまとめられ、平成24年2月、原子力安全委員会に報告された。

2 原子力規制委員会発足後の検討の経緯

（1）原子力規制委員会における検討チームの構成

上記事故を契機として、重大事故等への対策を規制の対象と位置づけたこととした、平成24年6月27日に改正された原子炉等規制法の趣旨に則り、原子炉の設置許可の要件に関する規制基準の見直しが行われることとなった。そこで、平成24年9月に新たに設置された原子力規制委員会は、上記の重大事故等対策、地震及び津波以外の自然現象への対策に関する設計基準に加え、これまで原子炉設置許可の基準として用いられてきた原子力安全委員会が策定した安全設計審査指針等の内容を見直した上で、原子力規制委員会が定めるべき基準を検討するため、更田豊志委員（当時）を中心として発電用軽水型原子炉

の新安全基準に関する検討チーム（第21回より、発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チームと改称。以下「原子炉施設等基準検討チーム」という。）を構成した。また、自然現象に対する設計基準のうち、地震及び津波対策については、原子力規制委員会の前身である原子力安全委員会に設置された地震等検討小委員会の検討も踏まえた上で、原子力規制委員会が定めるべき基準を検討するため、島崎邦彦委員長代理を中心として発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関する規制基準に関する検討チーム（以下「地震等基準検討チーム」という。）を構成した。それぞれの検討チームは、従来より原子力規制行政に携わり、原子力規制に対して造詣が深い原子力規制庁職員も参加し、また、関係分野の学識経験者を有識者として同席を求め、専門技術的知見に基づく意見等を集約する形で規制基準の見直しが行われた。

このように、設置許可基準規則は、関係分野の学識経験者の専門技術的知見に基づく意見等の集約を経ることにより、現在の科学技術水準を踏まえた科学的合理的なものとして、原子力規制委員会において策定されたものである。

（2）重大事故等対策を含む新規制基準（地震及び津波を除く。）の策定経過

ア 原子炉施設等基準検討チームの構成等

原子炉施設等基準検討チームにおける検討は、原子力規制委員会の委員のうち、原子力安全委員会における安全設計審査指針の見直しを検討していた安全設計指針等検討小委員会の構成員でもあった、更田豊志委員（当時）を中心として行われた。また、中立的な立場から複数の外部専門家を関与させるため、シビアアクシデント解析等、関係分野の専門技術的知見を有する学識経験者4名も同チームに参加した。さらに、独立行政法人（現在は国立研究開発法人）日本原子力研究開発機構安全研究センターにおいて研究主席の地位にある者についても（これらの者は、安全設計指針等検討小委員会の構成委員でもあった。）、電気事業者等との中立性の確認が行われた上で、同

チームに参加した。

このように、原子炉施設等基準検討チームには、安全設計指針等検討小委員会の構成委員が含まれており、福島第一原子力発電所事故の教訓について、原子力規制委員会発足前から検討されていた知見を、事実上、引き継いでいる。

なお、重大事故等対策を含む安全基準全体についての新規制基準の策定に当たっては、透明性・中立性を確保するため、原則として、原子炉施設等基準検討チームの議事、資料及び議事録を公開するとともに、外部専門家に対しては、利益相反の可能性を考慮して電気事業者等との関係に関する情報の申告を要求し、当該情報も公開している。

イ 原子炉施設等基準検討チームにおける検討経過等

原子炉施設等基準検討チームにおいては、平成24年10月25日から平成25年6月3日までの間、原子炉施設の新規制基準（地震及び津波対策を除く。）策定のため、学識経験者らの参加の下、計23回の会合が開催された。

ウ 原子炉施設等基準検討チームにおける検討概要等

1) 事故防止対策に係る規制についての検討概要等

東北地方太平洋沖地震の随伴事象として発生した津波という共通要因による東京電力福島第一原子力発電所事故について、上述のとおり、原子力安全・保安院及び原子力安全委員会において検討が行われたが、原子炉施設等基準検討チームでは、これらの検討に参画していた有識者を含め、外部専門家として招聘して検討が進められた。原子炉施設等基準検討チームにおいては、福島第一発電所事故から得られた地震の随伴事象として生じた津波という共通要因によって複数の安全機能が同時に喪失した等の教訓による設計基準を超える事象への対応に加え、設計基準事象に対応するための対策の強化を図る視点で、新規制基準のうち事故防止対策に係る規制

については、原子力安全委員会が策定した安全設計審査指針等の内容を基に、見直した上で規則化等を検討することとされた。検討に当たっては、IAEA安全基準や欧米の規制状況等の海外の知見も勘案された。

2) 重大事故等対策に係る検討概要等

平成24年6月27日に改正された原子炉等規制法は、重大事故等対策を新たに規制対象とした。

原子炉施設等基準検討チームにおいては、新たに規制の対象になった重大事故等対策について重点的な検討を行うこととし、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓及び海外における規制等を勘案し、仮に、上記の事故防止対策を講じたにもかかわらず複数の安全機能の喪失などの事象が万一発生したとしても、炉心損傷に至らないための対策として、重大事故の発生防止対策、更に重大事故が発生した場合の拡大防止対策等、重大事故等対策に関する設備に係る要求事項及び重大事故等対策の有効性評価の考え方等について検討された。

3) 原子炉施設等基準検討チームによる基準案の取りまとめ

原子炉施設等基準検討チームは、以上の検討結果を踏まえ、新規制基準の骨子案を作成し、これらについて、原子力規制委員会が平成25年2月に意見公募手続を行った結果も踏まえ、基準案を取りまとめた。

(3) 地震及び津波の分野の基準の策定経過

ア 地震等基準検討チームの構成等

平成24年9月、原子力規制委員会が発足し、原子力安全委員会に設置された地震等検討小委員会の検討も踏まえた上で、原子力規制委員会が定めるべき基準を検討するため、原子力規制委員会に地震等基準検討チームが設置された。

そして、地震等基準検討チームにおける検討は、元日本地震学会会長の島

崎邦彦委員長代理（当時）が委員として参加した。また、このチームには、上記の原子力安全委員会における耐震指針等の報告書の検討に参画した有識者のほか、東北地方太平洋沖地震以降、耐震関係の様々な見直しの場に参画し、基準の策定に貢献した有識者らの中から地震、津波及び地盤等の各種専門分野の専門技術的知見を有する学識経験者6名が選抜され、検討内容に応じて、地形学、地震、津波及び建築に関する学識経験者がチームに参加した。また、原子炉等基準検討チームと同様、これらの学識経験者らについては、電気事業者等との中立性の確認が行われた上で、同チームによる検討に参加した。

イ 地震等基準検討チームにおける検討経過等

地震等基準検討チームにおいては、平成24年11月19日から平成25年6月6日までの間、発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる新規制基準策定のため、学識経験者らの参加の下、計13回の会合が開催された。

ウ 地震等基準検討チームにおける検討概要等

1) 地震・津波に係る規制についての検討概要等

地震等基準検討チームは、原子力安全委員会の下で地震等検討小委員会が取りまとめた耐震指針等の改訂案のうち、地震及び津波に関わる安全設計方針として求められている各要件については、新たに策定する基準においても重要な構成要素となるものと評価するとともに、基準の骨子案を策定するにあたっては、上記改訂案の安全設計方針の各要件について改めて分類・整理し、必要な見直しを行った上で基準の骨子案の構成要素とする方針を示した。

そして、地震等基準検討チームは、この検討方針に基づき、地震及び津波について、IAEA安全基準、アメリカ、フランス及びドイツの各規制内容のほか、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえた国会及び政府等の事故調査委員会の主な指摘事項のうち耐震関係基準の内容に関するも

のを整理し、これらと平成18年耐震指針とを比較した上で、国や地域等の特性に配慮しつつ、我が国の規制として適切な内容を検討した。また、地震等基準検討チームは、発電用原子炉施設における安全対策への取組の実態を確認するため、電気事業者に対するヒアリングを実施するとともに、東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波を受けた東北電力株式会社女川原子力発電所の現地調査を実施し、これらの結果も踏まえ、安全審査の高度化を図るべき事項についての検討を進めた。

2) 地震等基準検討チームによる基準案の取りまとめ

地震等基準検討チームは、以上の検討結果を踏まえ、地震・津波に関する新規制基準の骨子案を作成し、これについて、原子力規制委員会が平成25年2月に意見公募手続を行った結果も踏まえ、基準案を取りまとめた。

3 原子力規制委員会による基準等の策定

さらに、原子力規制委員会は、基準案に対し、行政手続法に基づいて平成25年4月11日から1ヶ月間の意見公募手続を行い、その上で、設置許可基準規則等の規則及び当該規則の解釈を策定するとともに、発電用原子炉の設置許可に係る基準適合性審査で用いる各種審査ガイドを策定した。

4 結論

以上のとおり、設置許可基準規則は、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、海外知見も参考にしつつ、地震及び津波の分野については、原子力規制委員会の発足前後を通じて、各専門分野の学識経験者等の専門技術的知見に基づく意見等を集約し、また、それ以外の分野についても、原子力規制委員会発足前の専門技術的知見に基づく意見等を集約した上で、中立性が担保された学識経験者の関与の下、公開の議論を経て、新規制基準の骨子案及び規則案等に対する意見公募手続等の適正な手続を経て策定されたものである。このような策定過

程から明らかなとおり、同規則は、各専門分野の学識経験者の有する最新の専門技術的知見を集約して策定されたものであるから、現在の科学技術水準を踏まえた合理的なものであるといえる。

§ 2 2-2 設置許可基準規則等の策定経緯

2-2-2 なぜ、東京電力福島第一原子力発電所事故が全て解明されていなくても新規制基準が策定できるのか。

1 東京電力福島第一原子力発電所事故と同種の事故を再度発生させないために必要となる教訓、知見は得られていること

東京電力福島第一原子力発電所事故に関しては、様々な事故原因等の調査がされてきたが、事故が発生した原子炉施設の内部については線量が高いため、内部の状況に関する調査は限られた部分でしかできていない。そのため、例えば、格納容器の具体的な損傷箇所が不明であること、非常用発電機の故障の原因が最終的にどの部品によるものであるか等が未解明であると指摘されている。

東京電力福島第一原子力発電所事故で発生した全ての設備の故障、破損が具体的な位置や状態までは調査できない状態である。一方、本資料「§ 2 2-2 2-2-1」で述べたとおり、各種調査・検討の結果により、当該事故の発生及び進展に関する基本的な事象は明らかにされており、当該事故の発生及び進展は、最新の科学技術的知見に基づくシビアアクシデントに関する研究結果と大きく異なるところはなかった。これらの調査・検討結果により、東京電力福島第一原子力発電所事故で起きたような事故を再度起こさないため、地震、津波等の外部事象を含めた、共通要因に起因する設備の故障を防止するための対策の強化や、重大事故等が発生した場合における対策の要求の必要性等の教訓は得られている。

その結果を踏まえ、新規制基準の設置許可基準規則においては、共通要因に起因する設備の故障を防止するため、地震・津波対策を含めた自然現象による損傷防止対策や、内部火災、内部溢水による損傷防止対策の強化等により事故防止対策を強化した。さらにその上で、万が一、炉心の著しい損傷を伴う事故等が起き

た際の対策として、重大事故等対策を新たに要求した。

2 具体的な設備の損傷状態、詳細な原因等は、同種の事故の発生防止のための教訓として必要不可欠ではないこと

重大事故等対策は、設計基準対象施設を設計する際に想定する状況を超える事態を想定し、対策するものである。このため、その原因となる施設・設備がどのように故障・損傷するかを具体的に想定できない状態でも、炉心の著しい損傷や格納容器の破損に至り得るような様々な事態を敢えて想定し、それらを防止するための対策をとることが必要となる。

例えば、設計基準対象施設として要求されている交流動力電源（非常用ディーゼル発電機）が機能喪失する原因是、様々な事象が考えられる。東京電力福島第一原子力発電所事故においては、津波により非常用ディーゼル発電機が機能停止したが、当該発電機の配電盤への海水の浸入による短絡（ショート）が原因なのか、または、津波の進入時の衝撃により損傷があったのか、具体的な原因が全て明らかになったわけではない。当該事故以外でも、非常用発電機の使用時に様々な機械的故障が発生し、機能喪失した例があり、また、今まで発生したことがないような、想定外の事象により機能喪失することも考えられる。

このように、機能喪失の具体的な原因は無数に考えられるため、その原因を全て特定し、機能喪失の可能性を完全に排除し得ると考えることは不適当である。したがって、重大事故等対策では、原因を問わず、設計基準対象施設の持つ安全機能が喪失することを敢えて仮定し、その場合でも、重大事故等対処施設等により、炉心の著しい損傷や格納容器の破損を防止すること等を要求している。

つまり、東京電力福島第一原子力発電所事故における具体的な損傷設備や損傷箇所の解明自体は、新規制基準を策定する上で必ずしも必要ではない。また、解説された事故の発生・進展状況から得られる教訓に加え、最新の科学的知見、海外の規制に関する最新知見等を結集することにより、新規制基準を策定すること

は可能である。

§ 2 2-2 設置許可基準規則等の策定経緯

2-2-3 バックフィット制度とは何か。

1 バックフィット制度導入の趣旨

平成24年改正前の原子炉等規制法では、新たな科学的・技術的知見（新知見）が得られたことにより、設置（変更）許可に係る基準を見直した場合などにおいて、既に許可を受けている発電用原子炉施設が新たな許可基準に適合しなくなつたときに、発電用原子炉設置者に対し、当該許可基準に適合させるための措置を法的に義務付ける枠組みがなかった¹。そのため、例えば地震や津波等に係る許可基準を見直した場合においても、既に許可を受けている発電用原子炉施設を改正後の許可基準に適合させる方法としては、発電用原子炉設置者に対する行政指導によらざるを得ず、発電用原子炉設置者が自主的に設置変更許可の申請をしない限り、新たな許可基準に適合するための発電用原子炉施設の改造等を行わせることはできなかつた。

これに対し、平成24年の同法改正では、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、新知見が得られ、許可基準が変更された場合や許可基準は変更されないものの発電用原子炉施設が許可基準に適合しなくなつた場合²などにおいて、原

*1 なお、工事計画の認可の基準については、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和40年通商産業省令第62号）に定められており、平成24年改正前の電気事業法39条に基づき、実用発電用原子炉施設に係る事業用電気工作物に関して、その技術基準適合維持義務があり、経済産業大臣は、同法40条に基づき、事業用電気工作物が技術基準に適合していないと認めるときは、実用発電用原子炉施設の一時使用停止命令を含む技術基準適合命令を発出することができた。

また、保安のための必要な措置については、経済産業大臣は、平成24年改正前の原子炉等規制法36条に基づき、主務省令等の規定に違反していると認めるときは、原子炉施設の使用的停止、改造、修理又は移転、原子炉の運転の方法の指定、その他保安のために必要な措置を命ずることができた。

*2 発電用原子炉の許可基準が制定又は改正されなくとも、設置（変更）許可を受けた後に同施

子力規制委員会は、当該発電用原子炉設置者に対し、発電用原子炉施設の使用の停止や改造、修理又は移転、発電用原子炉の運転の方法の指定その他保安のために必要な措置の命令、いわゆるバックフィット命令（同法43条の3の23）を行うことができることとした。

2 バックフィット制度の内容

設置許可等の処分後において、新知見が得られ、許可基準が変更された場合や許可基準は変更されないものの発電用原子炉施設が許可基準に適合しなくなった場合などにおいて、発電用原子炉設置者は、許可基準に適合しないこととなった部分等についての基準適合義務を負うことになる。バックフィット制度とは、バックフィット命令を行う権限を原子力規制委員会に与え、発電用原子炉設置者の基準適合義務の履行を確保することを可能とする制度である。

具体的には、原子力規制委員会は、発電用原子炉施設が、①その位置、構造及び設備について同法43条の3の6第1項4号の基準（設置許可基準規則）に適合していないと認めるとき、②同法43条の3の14の技術上の基準（技術基準規則）に適合していないと認めるとき、又は③発電用原子炉施設の保全等に関する措置が同法43条の3の22第1項の規定に基づく原子力規制委員会規則（実用炉規則）の規定^{*3}に違反していると認めるときには、発電用原子炉設置者に対して、発電用原子炉施設の使用の停止、改造、修理又は移転、発電用原子炉の運転

設が当該基準に適合しなくなつたと原子力規制委員会が認めるとき。設計基準対象施設は、基準地震動、基準津波その他想定される自然現象に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならぬが（設置許可基準規則4条3項、5条、6条1項）、想定される自然現象により作用する衝撃、当該自然現象の規模等が設置（変更）許可処分後の新知見に基づき改められた場合には、当該作用する衝撃、当該自然現象の規模等が設置（変更）許可処分時のものよりも大きくなることがあり得る。このような場合において、原子力規制委員会において、設計基準対象施設が、当該自然現象に対して安全機能が損なわれるおそれがあるものであるか否かを改めて評価し直した結果、そのおそれがあると認めるときなど。

*3 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）69条から90条。

の方法の指定その他保安のために必要な措置を命ずることができる（同法43条の3の23。この規定による命令（バックフィット命令）に違反した場合には、発電用原子炉の設置許可の取消し又は発電用原子炉の運転の停止を命ずることができる（同法43条の3の20第2項4号）。また、この命令に違反した場合、罰則（1年以下の懲役若しくは100万円以下の罰金又はその併科）が科され得る（同法78条8号の2、両罰規定（81条2号））。

なお、同法43条の3の23第1項の命令（バックフィット命令）は、所定の基準又は規則に適合せず、又は規定に違反していることが認められた場合には直ちにこれを発しなければならないというものではなく、原子力規制委員会において、保安のために必要な限度において、その専門技術的裁量の下、個々の事例における具体的な事情を踏まえてバックフィット命令を発するか否か、発する場合にいかなる内容の命令をどのタイミングで発するのか検討を要するものであり、例えば、新設・変更された基準等の安全上の重要性、当該措置を命ずることの必要性・緊急性、講すべき措置の内容、発電用原子炉設置者の対応の状況等を総合考慮した上で、当該命令の発令の要否並びにその時期及び内容等を決することとなる。

このように、新知見を取り入れた場合などにおいて、バックフィット制度により、原子炉施設の安全のために、発電用原子炉設置者に対し、適時適切な措置を講ずることを命じ得ることとし、最新の知見を反映した基準適合義務の履行を確保することにより、当該原子炉施設において核原料物質、核燃料物質及び原子炉による災害を防止するのに必要な規制が実施されることとなっている。

§ 2 2-5 深層防護の考え方 避難計画

2-5-1 国際原子力機関（IAEA）で採用されている深層防護の考え方によれば、その第5の防護レベルにおいて、緊急時の対応における緊急時計画の整備などが必要であるとされている。対して、現行法制において、避難計画に関する事項は設置許可基準規則等における事業者規制の内容に含まれていない。そのため、設置許可基準規則等は、国際基準に抵触するものではないか。

1 国際原子力機関（IAEA）の「原子力発電所の安全：設計」等における避難計画の位置づけ

国際原子力機関（IAEA）の安全基準「原子力発電所の安全：設計」（SSR-2/1（Rev. 1））においては、避難計画に関する事項は、第5の防護レベルにおける「所内と所外の緊急事態の対応に関する緊急時計画と緊急時手順の整備」に含まれる。

もっとも、IAEAの「原子力発電所の安全：設計」においては、深層防護の概念を原子力発電所の設計に適用すべきとされているにとどまり、必ずしもその第1層から第5層に係る全ての対応を設置許可基準規則等の原子力事業者に対する規制に規定することが求められているわけではない。

また、IAEAの安全基準「原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応」（GSR Part 7）においても、政府は、規定を設け、原子力又は放射線源による緊急事態に対する準備と対応に関する役割と責任を明示し、割り当てることを確実なものとしなければならないとされており、避難計画に関する事項を含む緊急事態に対する準備と対応について原子力事業者に対する規制として規定することは求められていない。

2 我が国の法体系における避難計画の位置づけ

（1）原子炉等規制法について

平成24年6月27日に改正された原子炉等規制法は、原子力基本法の精神にのっとり、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の利用が平和の目的に限られることを確保するとともに、原子力施設において重大な事故が生じた場合に放射性物質が異常な水準で当該原子力施設を設置する工場又は事業所の外へ放出されることその他の核原料物質、核燃料物質及び原子炉による災害を防止し、及び核燃料物質を防護して、公共の安全を図るために、製錬、加工、貯蔵、再処理及び廃棄の事業並びに原子炉の設置及び運転等に関し、大規模な自然災害及びテロリズムその他の犯罪行為の発生も想定した必要な規制を行うほか、原子力の研究、開発及び利用に関する条約その他の国際約束を実施するために、国際規制物資の使用等に関する必要な規制を行い、もって国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国安全保障に資することを目的としている（原子炉等規制法1条）。

そして、同法は、設置許可の基準として、発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと（同法43条の3の6第1項1号）、発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があること（同項2号）、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があること（同項3号）、発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること（同項4号）に適合していることを求めている。

原子炉等規制法における設置許可基準規則においては、重大事故等対策を講じることを要求事項とするが（深層防護のうち第4の防護レベル）、所内及び所外の緊急事態の対応に関する緊急時計画等の整備（深層防護のうち第5の防

護レベル) 等は要求事項とされていない。

また、原子炉等規制法全体としても、IAEAが示す深層防護のうち、第1から第4の防護レベルまでに関する事項については、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の利用を行う者に対する事業の規制を通じて担保されている。

一方で、第5の防護レベルに関する事項については、我が国の法制度上、「災害」の一形態としての「原子力災害」に対し、国、地方公共団体、原子力事業者等がそれぞれの責務を果たすこととされており、災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法によって措置されている。

(2) 災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法について

ア 災害対策基本法について

災害対策基本法は、国土並びに国民の生命、身体及び財産を災害から保護するため、防災に関し、基本理念を定め、国、地方公共団体及びその他の公共機関を通じて必要な体制を確立し、責任の所在を明確にするとともに、防災計画の作成、災害予防、災害応急対策、災害復旧及び防災に関する財政金融措置その他必要な災害対策の基本を定めることにより、総合的かつ計画的な防災行政の整備及び推進を図り、もって社会の秩序の維持と公共の福祉の確保に資することを目的とする法律である(災害対策基本法1条)。この場合の災害には、原子力災害を含んでいる(同法2条1号、同法施行令1条)。

イ 原子力災害対策特別措置法について

また、原子力災害対策特別措置法は、原子力災害の特殊性に鑑み、原子力災害の予防に関する原子力事業者の義務等、原子力緊急事態宣言の発出及び原子力災害対策本部の設置等並びに緊急事態応急対策の実施その他原子力災害に関する事項について特別の措置を定めることにより、原子炉等規制法、災害対策基本法その他原子力災害の防止に関する法律と相まって、原子力災害に対する対策の強化を図り、もって原子力災害から国民の生命、身体及び

財産を保護することを目的とする法律である（原子力災害対策特別措置法 1 条）。

さらに、原子力災害対策特別措置法において、「原子力災害」とは、原子力緊急事態により国民の生命、身体又は財産に生ずる被害をいい（同法 2 条 1 号）、「原子力緊急事態」とは、原子力事業者の原子炉の運転等により放射性物質又は放射線が異常な水準で当該原子力事業者の原子力事業所外へ放出された事態をいうものとされている（同条 2 号）。

ウ 国及び地方公共団体の防災計画

国は、原子力災害対策特別措置法又は関係法律の規定に基づき、原子力災害対策本部の設置、地方公共団体への必要な指示その他緊急事態応急対策の実施のために必要な措置並びに原子力災害予防対策及び原子力災害事後対策の実施のために必要な措置を講ずること等により、原子力災害についての災害対策基本法 3 条 1 項の責務を遂行しなければならないとされている（原子力災害対策特別措置法 4 条 1 項。なお、災害対策基本法 3 条 1 項は、国は、同法 2 条の基本理念にのっとり、国土並びに国民の生命、身体及び財産を災害から保護する使命を有することに鑑み、組織及び機能の全てを挙げて防災に関し万全の措置を講ずる責務を有する旨規定している。）。そして、内閣府に設置される中央防災会議は、防災に関する総合的かつ長期的な計画や防災業務計画及び地域防災計画において重点をおくべき事項等を定める防災基本計画を作成することとされている（災害対策基本法 11 条、34 条、35 条）。さらに、専門的・技術的事項については、原子力規制委員会が、原子力事業者、国の各機関、地方公共団体等による原子力災害対策の円滑な実施を確保するための指針（原子力災害対策指針）を定めることとされている（原子力災害対策特別措置法 6 条の 2）。

地方公共団体は、原子力災害対策特別措置法又は関係法律の規定に基づき、緊急事態応急対策などの実施のために必要な措置を講ずること等により、原

子力災害についての災害対策基本法 4 条 1 項及び 5 条 1 項の責務を遂行しなければならないとされている（原子力災害対策特別措置法 5 条。なお、災害対策基本法 4 条 1 項は、都道府県は、当該都道府県の地域並びに当該都道府県の住民の生命、身体及び財産を災害から保護するため、関係機関及び他の地方公共団体の協力を得て、当該都道府県の地域に係る防災に関する計画を作成し、及び法令に基づきこれを実施するなどの責務を有する旨規定しており、同法 5 条 1 項は、市町村は、基礎的な地方公共団体として、当該市町村の地域並びに当該市町村の住民の生命、身体及び財産を災害から保護するため、関係機関及び他の地方公共団体の協力を得て、当該市町村の地域に係る防災に関する計画を作成し、及び法令に基づきこれを実施する責務を有する旨規定している。）。そして、都道府県に設置される都道府県防災会議は、原子力災害についても、防災基本計画及び原子力災害対策指針に基づく都道府県地域防災計画を作成することとされており（原子力災害対策特別措置法 28 条、災害対策基本法 14 条、40 条）、この地域防災計画として、PAZ^{*1}及びUPZ^{*2}圏内の住民の避難の基本フレームとなる広域避難計画の作成等を行っている。また、市町村に設置される市町村防災会議（市町村防災会議が設置されない場合は市町村長）は、原子力災害についても、防災基本計画及び原子力災害対策指針に基づく市町村地域防災計画を作成することと

*1 Precautionary Action Zone（予防的防護措置を準備する区域）の略。予防的防護措置を準備する区域とは、急速に進展する事故を考慮し、重篤な確定的影響（一定の放射線量以上でなければ医学的に検知できないとされている影響）等を回避するため、緊急事態区分に基づき、直ちに避難を実施するなど、放射性物質の環境への放出前の予防的防護措置（避難等）を準備する区域であり、発電用原子炉では、施設からおおむね半径 5 キロメートルの区域をいう（原子力災害対策指針参照）。

*2 Urgent Protective Action Planning Zone（緊急時防護措置を準備する区域）の略。国際基準等に従って、確率的影響（放射線の量に比例して発生する確率が高くなると考えられている影響）のリスクを最小限に抑えるため、環境モニタリング等の結果を踏まえた運用上の介入レベル（O I L：Operational Intervention Level）、緊急時活動レベル（E A L：Emergency Action Level）に基づき、避難、屋内退避、安定ヨウ素剤の予防服用等を準備する区域であり、発電用原子炉施設では、施設からおおむね半径 30 キロメートルの区域をいう（原子力災害対策指針参照）。

されており（原子力災害対策特別措置法28条、災害対策基本法16条、42条）、この地域防災計画として、広域避難計画にのっとったPAZ及びUPZの設定に基づく避難計画の作成等を行っている。

エ 原子力事業者の防災計画

さらに、原子力事業者は、その原子力事業所ごとに、当該原子力事業所における原子力災害予防対策、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策その他の原子力災害の発生及び拡大を防止し、並びに原子力災害の復旧を図るために必要な業務に関し、原子力事業者防災業務計画を作成等しなければならないとされている（原子力災害対策特別措置法7条1項）。

この原子力事業者に係る義務については、立法過程で原子炉等規制法の体系に位置づけることも検討されたが、地方公共団体が防災に関して基本的な責務を有していることや緊急時における原子力事業者と地方公共団体との連携といった観点に鑑み、原子力災害対策特別措置法において、災害対策基本法に係る特別の措置と併せて規定されたものである。

そして、同条1項の義務を実効化するため、内閣総理大臣及び原子力規制委員会は、原子力事業者が同項の規定に違反していると認めるとき、又は、原子力事業者防災業務計画が当該原子力事業所に係る原子力災害の発生若しくは拡大を防止するために十分でないと認めるときは、原子力事業者に対し、同計画の作成又は修正を命ずることができ（同条4項）、仮に、原子力事業者である発電用原子炉設置者がこれに違反した場合、原子力規制委員会は、設置許可の取消し又は1年以内の期間を定めて発電用原子炉の運転の停止を命ずることができるとされている（原子炉等規制法43条の3の20第2項22号）。

3 深層防護の考え方等に対する避難計画に関する事項についての我が国の法体系について

前記 1 のとおり、避難計画に関する事項等は、 IAEA の安全基準である「原子力発電所の安全：設計」における第 5 の防護レベルに関する事項に含まれている。もっとも、 IAEA の深層防護の考え方においては、第 1 層から第 5 層に係る全ての対応を設置許可基準規則等の原子力事業者に対する規制に規定することは求められていない。また、同じく IAEA の安全基準である「原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応」においては、緊急事態に対する準備等における役割と責任を予め割り当てる求められているのであって、避難計画に関する事項を含む緊急事態に対する準備等を原子力事業者に対する規制に規定することは求められていない。

そうであるところ、前記 2 のとおり、我が国の法制度上、避難計画等、第 5 の防護レベルに関する事項については、災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法に基づいて措置がとられることとされており、設置許可基準規則に避難計画に関する事項が含まれていないことのみをもって、設置許可基準規則が IAEA の安全基準に抵触するものではない。

なお、緊急事態に対する準備等における役割と責任については、前記 2 (2) で述べたとおり、災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法において、国、地方公共団体、原子力事業者等にそれぞれ割り当てられている。

以上に加え、法制度面のみならず、実態面でも、災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法を始めとする関係法令等に基づき、国、地方公共団体、原子力事業者等が実効的な避難計画等の策定や、訓練を通じた検証等を行っており、この点からも、第 5 の防護レベルにおいて求められている措置は担保されており、 IAEA の安全基準に抵触するものではない。

§ 2 2-5 深層防護の考え方 避難計画

2-5-2 原子炉等規制法では、原子力規制委員会による避難計画等の審査は行われていないが、避難計画等については、原子力規制委員会を含む国の行政機関による関与、支援はなされているのか。

1 都道府県、市町村等が作成する避難計画等に関する国の関与、支援について

原子力災害に関する避難計画等については、災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法において、国が示す防災基本計画及び原子力災害対策指針に基づき、都道府県、市町村等が策定することとされている。

そして、避難計画等の策定や改善については、以下に述べるとおり、原子力規制委員会を含む国の行政機関によるきめ細やかな関与や支援を行っている。

(1) 計画策定に必要な情報の提供

原子力規制委員会は、原子力災害対策特別措置法6条の2に基づき、国、地方公共団体等が防災計画等を策定する際等における科学的、客観的判断を支援するために、専門的・技術的事項等を定めた原子力災害対策指針を策定している。同指針においては、例えば、発電所等からの放射性物質の放出前における避難等の防護措置の判断の基準となる緊急事態区分^{*1}及び緊急時活動レベル(EAL^{*2})や、PAZやUPZの距離の目安など、自治体等が防災計画等を策定するにあたって参考すべき専門的・技術的事項等が記載されている。

*1 緊急事態の初期対応段階においては、原子力施設の状況等に応じた防護措置の準備やその実施等を適切に進めることが重要であることから、原子力災害対策指針は、原子力施設の状況に応じて緊急事態を、警戒事態、施設敷地緊急事態及び全面緊急事態の3つに区分しており、それぞれの区分においてどのような措置等を講ずべきか記述している。

*2 Emergency Action Levelの略。どの緊急事態区分に該当する状況であるかを原子力事業者が判断するための基準。

また、内閣総理大臣を会長とし、関係閣僚等で構成する中央防災会議は、災害対策基本法34条に基づき、国、地方公共団体、原子力事業者等のそれぞれの役割や、地域防災計画等において重点をおくべき事項の指針を示した防災基本計画を策定しており、第12編において原子力災害対策について記述している。

（2）計画の具体化・充実化支援

内閣府は、原子力防災会議^{*3}の決定に基づき、原子力発電所の所在する地域ごとに、原子力規制庁を含む関係府省庁、地方公共団体等を構成員等とする地域原子力防災協議会（以下「地域協議会」という。）を設置している。そして、内閣府を始めとする関係府省庁は、地域協議会における要配慮者対策、避難先や移動手段の確保、国の実動組織の支援、原子力事業者に協力を要請する内容等についての検討及び具体化を通じて、地域防災計画・避難計画の具体化・充実化の支援を行っている。これに伴い、内閣府は、地域の防災拠点となる施設や緊急時に必要となる資機材の整備等について、地方公共団体に対し、交付金等での財政的支援も実施している。

そして、内閣府を始めとする関係府省庁、地方公共団体等は、地域協議会において、避難計画を含むその地域の緊急時における対応（以下「緊急時対応」という。）が、原子力災害対策指針等に照らし、具体的かつ合理的なものであることを確認するものとされている。内閣府は、地域協議会における確認結果を原子力防災会議に報告し、同会議の了承を得ることとされている。既に、鹿児島県の川内地域、愛媛県の伊方地域及び福井県の高浜地域については、緊急時対応を各地域協議会において確認した後、原子力防災会議に報告し了承を得

*3 緊急時に備えて、平時から政府全体で原子力防災対策を推進するために内閣に設置された組織であり、内閣総理大臣を始め全閣僚や原子力規制委員会委員長によって構成されている（原子力基本法3条の3から3条の5）。

ており、他の地域についてもこうした取組を進めている。

（3）計画のさらなる改善・強化に向けた支援

避難計画等は、一度策定したら終わりではなく、防災訓練の実施による実効性の検証等を通じ、さらなる改善・強化に継続的に取り組むことが重要である。このため、地方公共団体が実施する防災訓練についても、訓練の目的、実施項目、反省点の抽出方法等について地域協議会において検討を行うほか、国が防災訓練に参加するなどの支援を行っている。これらの訓練の実施結果、成果、抽出された反省点等については、地域協議会において検討、共有がなされ、地域防災計画等の改善・強化につなげられる仕組みとなっている。

2 原子力事業者防災業務計画について

原子力災害対策特別措置法 7 条に基づき原子力事業者が作成する原子力事業者防災業務計画については、作成時や修正時に内閣総理大臣及び原子力規制委員会への届出及び要旨の公表が義務付けられている（同条 3 項）。また、内閣総理大臣及び原子力規制委員会は、原子力事業者防災業務計画が原子力災害の発生若しくは拡大を防止するために十分でないと認めるときは、原子力事業者に対し、上記計画の作成又は修正を命ずることができる（同条 4 項）。そして、原子力事業者が上記命令に違反した場合、原子力規制委員会は、発電用原子炉の設置許可の取消し又は 1 年以内の期間を定めてその運転の停止を命ずることができる。なお、原子力規制委員会は、届出のあった原子力事業者防災業務計画について、順次公表を行っている。

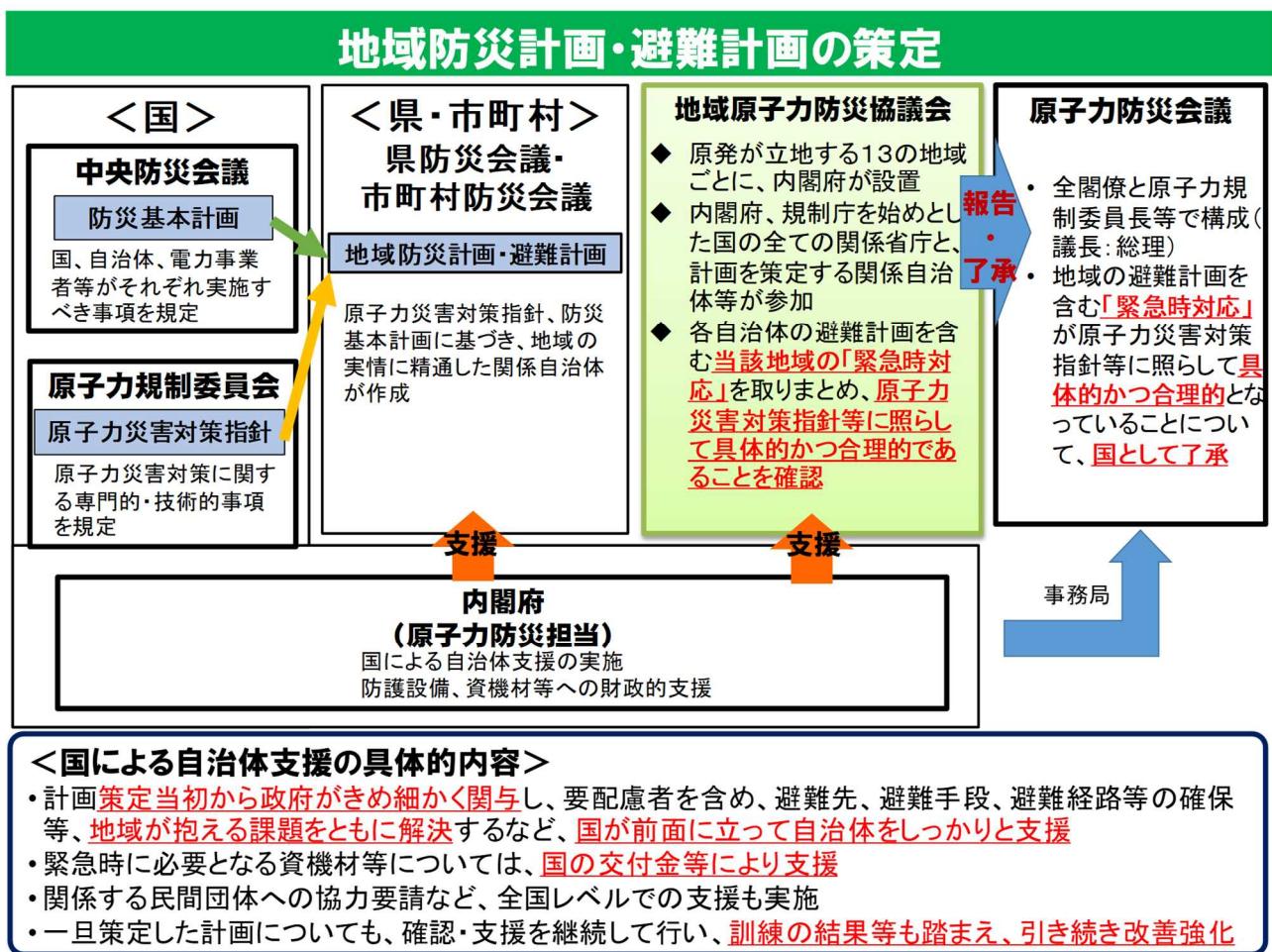


図 1 国による避難計画等の具体化・充実化支援等の全体図

§ 2 2-6 安全目標と新規制基準の関係

2-6-1 安全目標と新規制基準はどのような関係にあるか。

1 相対的安全の考え方立脚した原子力分野における安全目標

本資料「§ 1 1-2」で述べたとおり、科学技術分野においては絶対的な安全性は達成することも要求することもできないものであるから、万が一、重大事故が発生したときは、当該原子炉施設の従業員やその周辺住民等の生命、身体に重大な危害を及ぼし、周辺環境を放射性物質によって汚染するなど、深刻な災害を引き起こすおそれがあることを念頭に安全の確保を考える必要がある。

国際原子力機関（IAEA）の国際原子力安全諮問グループ^{*1}では、原子力発電所の基本的安全原則（Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1、INSAG-12）を策定し、その中において、総合原子力安全目標を

- ・原子力発電所において、放射線ハザードに対する効果的な放射線防護策を確立、維持することにより、個人、社会及び環境を守ることとしている（13項）。

さらに、技術的安全目標として、

- ・原子力発電所内の事故を高い信頼性を持って防ぐこと
- ・発電所の設計段階で考慮される全ての事象に対し、また、発生確率が極めて低い事故に対して、万が一放射線影響が生じる場合は、それが重大なものではないことを確かめること
- ・深刻な放射線影響を伴うようなシビアアクシデントの可能性は極めて小さい

*1 国際原子力安全諮問グループ（INSAG (International Nuclear Safety Advisory Group)）は国際的に重要な原子力安全問題一般について、情報交換や事務局長への勧告を行う諮問機関として事務局長の下に設置され活動している組織である。

ことを確認すること

を掲げる（19項）。その上で、既設の原子炉と将来の新設炉を区別して具体的な到達目標を定め、既設の原子炉に関して、

- ・技術的安全目標に対応する到達目標は、重大な炉心損傷の発生する可能性が約 10^{-4} ／炉年以下であることである。
- ・シビアアクシデントの管理、緩和対策により、短期的な敷地外対応を必要とするような大規模放射能放出の可能性は、少なくとも10分の1に減少されるであろう。

と、具体的な到達目標を提示している（27項）。

なお、海外においても、安全目標を定めており、炉心損傷頻度に関して、例えば米国^{*2}では既設炉に対し 10^{-4} ／炉年としている。また、放射性物質の大規模放出に関して、例えば放出量は規定せず頻度のみを指標とする米国（LRF^{*3}が既設炉に対し 10^{-5} ／炉年）などの国もある一方、具体的な頻度とともに放出量も指標に加えているカナダ^{*4}（新設炉に対し、セシウム137の100テラベクレル以上の放出は 10^{-6} ／炉年未満）などの国もある。

2 規制と安全目標の関係について

（1）原子力安全委員会での安全目標、性能目標の議論

ア 安全目標の役割と定義について

我が国では、安全目標について原子力安全委員会の安全目標専門部会において「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ（平成15年12月）」

*2 SECY-13-0029, "History of the Use and Consideration of the Large Release Frequency Metric by the U.S Nuclear Regulatory Commission", March 22, 2013

*3 LRF (Large Release Frequency) とは、放射性物質の大規模な放出が生じる頻度のことであり、大規模とはヨウ素又はセシウムの放出量で決まる。

*4 RD-337, "Design of New Nuclear Power Plants", Canadian Nuclear Safety Commission, November 2008

がなされ、原子力安全委員会において同中間とりまとめが了承されている。そこでは、「安全目標は、国の安全規制活動が事業者に対してどの程度発生確率の低いリスクまで管理を求めるのかという、原子力利用活動に対して求めるリスクの抑制の程度を定量的に明らかにするものである。」とし、その定性的目標案として、「原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は、公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである。」としている。また、定量的目標案として、「原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。」としている。

イ 安全目標の取扱いについて

上記のような安全目標の役割を踏まえた上で、平成15年の原子力安全委員会の中間とりまとめにおいて、「安全目標」の取扱いに関し、これまで安全目標を活用した経験のない我が国としては、「まずは、規制活動の合理性、整合性といった各種規制活動の全体にわたる判断の参考として適用し、個別の施設に対する規制等、より踏み込んだ適用は、安全目標適用の経験を積んだ段階で着手するのが適切としている。これは、米国における初期の安全目標適用の考え方と同様であり、リスク評価に不確実さが伴うことへの対処である。ある施設は安全目標を満足しており、他の施設は満足していないといった結果が出てきた時、満足していない施設は不安全と直ちに結論付けることはせず、なぜそのような違いが生じたか、規制の何処に不適当なところがあつたかという見直しが行われることになる。個別の施設が安全か否かの判断は、こうして見直された規制体系に基づいてなされることになる」。また、

「将来、安全目標の適用経験が積まれ、かつ、リスク評価結果に対する信頼性が一層高まれば、個別施設の安全性を安全目標に照らして判断するような利用や、さらには、原子力施設の設計手法において安全目標が活用されることもあり得ると考えられる。」としており、リスク評価に不確実性が伴うことを考慮しつつ、規制当局が行うべき各種規制活動の全体にわたる判断の参考として適用することに言及している。

ウ 性能目標の議論

性能目標とは、平成15年の原子力安全委員会の中間とりまとめにおいて、原子炉施設の運転などの安全確保には多重防護の考え方が採用されていることを踏まえると、原子炉であれば炉心の大規模な損傷事象の発生確率を評価するレベル1 PSA^{*5}及び格納容器から大量の放射性物質が放散する事象の発生確率まで評価するレベル2 PSA^{*6}の結果について、安全目標に適合していることの判断の目安となる水準を、性能目標として検討し、示しておくことが合理的である、としている。

そして、原子力安全委員会の安全目標専門部会の「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について-安全目標案に対応する性能目標について-（平成18年3月28日）」^{*7}においては、「発電炉周辺の公衆リスクは炉内の大量の放射性物質の環境への放出に起因することから、性能目標として用いる指標は炉心の健全性、即ちレベル1 PSAや、格納容器の閉じ込め機能の健全性、即ちレベル2 PSAに関連し、施設の性能をよく代表するもの、かつ、定義

*5 炉心損傷の発生に至る事故シナリオを同定すると共に、その定量化を行って炉心損傷事故の発生確率を評価する PSAをいう。なお、PSAとは、確率論的安全評価(Probabilistic Safety Assessment)のことであり、確率論的リスク評価 (PRA) と同じ。

*6 レベル1 PSAに加え、格納容器から大量の放射性物質が放散する事故のシナリオを同定すると共に、その発生確率及び放射性物質の放出量を評価する PSAをいう。

*7 同報告書は、同専門部会にて取りまとめられた後、原子力安全委員会にて報告され、審議において、性能目標については、リスク情報活用に向けた活動を具体化する上で重要との認識が示された。

が明瞭で、適切に定量化できるものを選ぶ必要がある。」としている。

そして、指標としては炉心損傷頻度（CDF：Core Damage Frequency）及び格納容器機能喪失頻度（CFF：Containment Failure Frequency）を併用することとし、「指標値案を導出するに当たっては、我が国において得られた知見及び米国等におけるPSA結果等を参考に、個人の平均死亡リスクで示された定量的安全目標値案に対応するCFFについて、事故が発生したとした場合の条件付平均死亡確率の分析を行った。」としている。具体的には、「発生確率は極めて低いが、発生した場合には、周辺公衆に急性あるいはがん死亡をもたらすような格納容器機能喪失を伴う大規模な事故のソースターム^{*8}を仮定した。さらに仮想サイトの気象、人口分布データを用い、施設の外側の層にある防護機能としての防災対策については、控えめな仮定を設けてその効果を評価し、上限に相当するような保守的な条件付死亡確率をまず推定した。一方、既に得られている我が国における代表的プラント及びサイトにおけるレベル3 PSA^{*9}結果から推定される条件付死亡確率からその保守性を確認した。このようにして、ここで得られた条件付死亡確率を基に、CFFに対する指標値案 10^{-5} /年程度を導出した。」としている。

さらに、「格納容器機能喪失頻度は炉心損傷頻度と炉心損傷事故時の条件付格納容器機能喪失確率（CCFP：Conditional Containment Failure Probability）の積で表され、前者は炉心損傷の防止機能を表し、後者は格納容器の閉じ込めに関する性能を表すと考えることができる。公衆へのリスクが同じであれば、炉心損傷に至る事故の発生頻度は低い方が望ましいため、格納容器に過大な期待を置かないようにするとの考え方から、CDFに対しては 10^{-4} /年程度を指標値案とする。」としている。

*8 大気中に放出される放射性物質の種類、放出量、継続時間、放出エネルギー等の総称。

*9 レベル2PSAに加え、プラント周辺の気象条件等を考慮し環境に放出される放射性物質による公衆の健康リスクを評価するPSAをいう。

（2）原子力規制委員会での安全目標の議論

「安全目標」に関しては、原子力安全委員会において前記（1）のような議論があったものの決定がなされていなかったため、原子力規制委員会は、この検討を進め、平成25年4月10日に合意に至っている。

具体的な合意内容は以下のとおりである。

安全目標は、原子力規制委員会が原子力施設の規制を進めていく上で達成を目指す目標である。

平成18年までに原子力安全委員会安全目標専門部会において詳細な検討が行われていた

- ・炉心損傷頻度について「 10^{-4} /年程度」
- ・格納容器機能喪失頻度について「 10^{-5} /年程度」

といった検討結果は原子力規制委員会が安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる。

ただし、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、放射性物質による環境への汚染の視点も安全目標の中に取り込み、万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめる必要がある。具体的には、世界各国の例も参考に、発電用原子炉については、事故時のセシウム137の放出量が100テラベクレルを超えるような事故の発生頻度は、テロ等によるものを除き100万炉年に1回程度を超えないように抑制されるべきであることを追加するべきである。（なお、事故時のセシウム137の放出量に係る判断基準が100テラベクレルになっている理由については、本資料「§3 3-3 3-3-5」において述べる。）

そして、原子炉等規制法によるバックフィット規制の導入の趣旨に鑑み、現状では安全目標は全ての発電用原子炉に区別無く適用するべきものである。

なお、平成25年3月6日の原子力規制委員会に提出された論点のうちの残

された論点（例えば、新設炉と既設炉で目標値を分けるべきか否かなど）に関する議論を含め、安全目標に関する議論は、継続的な安全性向上を目指す原子力規制委員会として、今後とも引き続き検討を進めていくものとする。

（3）新規制基準と安全目標の関係について

原子力規制委員会は、安全目標は、基準ではなく規制を進めていく上で達成を目指す目標であると位置付けた。

そして、原子炉等規制法の改正により新設された43条の3の29（発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価）により、発電用原子炉設置者は施設定期検査終了後6ヶ月以内に自ら、安全性の向上のための評価を実施し、その結果を原子力規制委員会に届け出こととなる。この安全性向上のための評価には、炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度及びセシウム137の放出量が100テラベクレルを超えるような事故の発生頻度の評価が含まれており、原子力規制委員会は安全目標を参考にこの評価結果を踏まえ、必要な場合には、規制基準等の見直しを行い、発電用原子炉設置者に対策をさせることとなる。

こうした安全目標を参考とする取組みにより、発電用原子炉施設の安全性について継続的な向上を図ることができる。

§ 2 2-7 安全重要度分類・耐震重要度分類の考え方

2-7-1 安全重要度分類とはどのような考え方なのか。また、それを規制で採用する理由は何か。

1 安全重要度分類とは

発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な各種の機能について、安全上の見地からそれらの相対的重要度を定めて分類することを「安全重要度分類」といい、これらの機能を果たすべき構築物、系統及び機器(以下「SSC」(Structure, System and Component)という。)の設計に対して、適切な要求を行うために定められたものである。

安全重要度分類については、設置許可基準規則及び発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(以下「重要度分類指針」という。)に規定されている。

このうち、設置許可基準規則においては、安全機能¹を有するSSCは、

- ① 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。
- ② 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の单一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当

*1 「安全機能」とは、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能であって、次に掲げるものをいう。

- イ その機能の喪失により発電用原子炉施設に運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、これにより公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある機能
- ロ 発電用原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の拡大を防止し、又は速やかにその事故を収束させることにより、公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止し、及び放射性物質が発電用原子炉を設置する工場又は事業所外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能(設置許可基準規則2条2項5号)

該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。とし、重要度に応じた信頼性が求められている（12条1項及び2項）。

そして、重要度分類指針において、具体的に安全機能の分類及び重要度の分類が定められている。

このうち、安全機能の分類については、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種類に分類される。

① その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの（異常発生防止系。以下「P S」（Prevention System）という。）。

② 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの（異常影響緩和系。以下「M S」（Mitigation system）という。）。

さらに、重要度の分類については、P S及びM SのそれぞれのS S Cを、その有する安全機能の重要度に応じ、最も重要度の高いクラス1からクラス3までの3つに分類している（表1参照）。

このうち、P Sのクラス1（以下「P S - 1」等という。）は、「その損傷又は故障により発生する事象によって、(a)炉心の著しい損傷、又は(b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器」であり、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能（§ 3 3-2 3-2-1 参照）を有する原子炉圧力容器等が該当する。また、P S - 2は、「その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器」等であり、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能を有する使用済燃料ピット等が該当す

る。さらに、PS-3は、「異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器」等であり、プラント計測・制御機能を有する原子炉制御系等が該当する。

また、MSのクラス1 (MS-1) は、異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する等のSSCであり、原子炉の緊急停止機能を有する制御棒及び制御棒駆動系等が該当する。さらに、MS-2は、PS-2のSSCの損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようとする等のSSCであり、燃料プール水の補給機能を有する使用済燃料ピット補給水系等が該当する。そして、MS-3は、運転時の異常な過度変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する等のSSCであり、原子炉圧力の上昇の緩和機能を有する加圧器逃し弁の自動操作等が該当する。

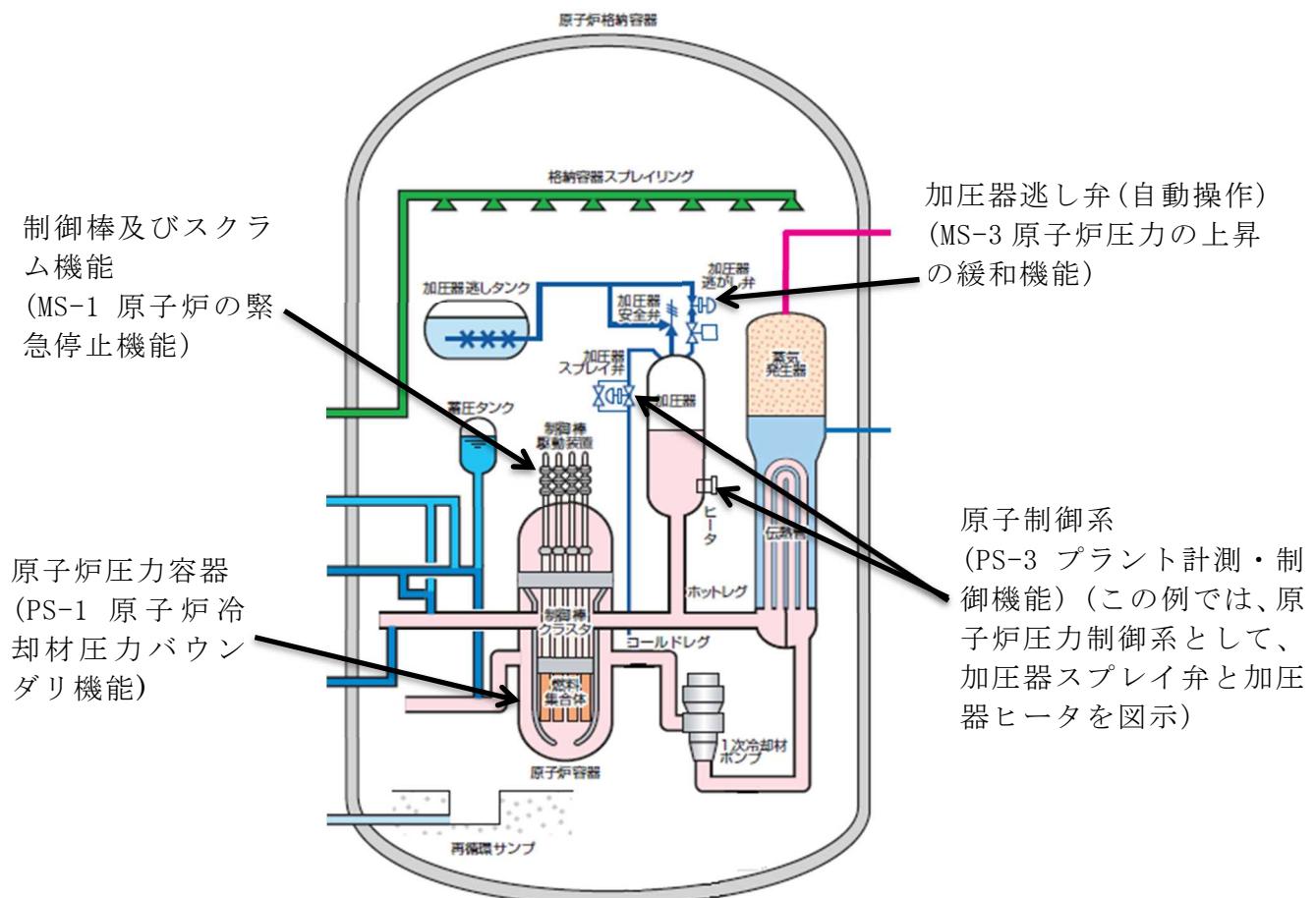


図 1 加圧水型原子炉における重要度分類の例

使用済燃料貯蔵槽
(PS-2 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであつて、放射性物質を貯蔵する機能)

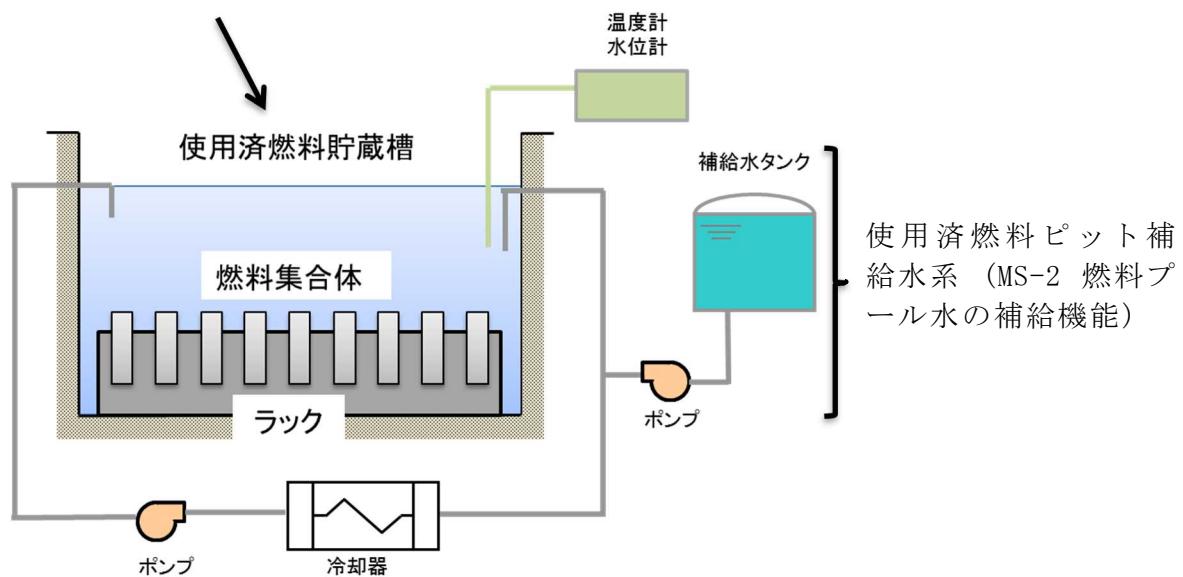


図2 使用済燃料貯蔵槽等における重要度分類の例

各クラスに属する S S C の基本設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、建設及び試験の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次のとおり、基本的目標を達成できるものでなければならないとしている。

すなわち、クラス 1 については、「合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。」、クラス 2 については、「高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。」、クラス 3 については、「一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。」とされている（重要度分類指針 V. 安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する設計上の考慮 1. 基本的目標）。

そして、上記基本的目標を満足するように設計上の配慮がなされなければならないことから、重要度分類指針においては、信頼性に対する設計上の考慮として、(a) PS-1 のうち、通常運転時に開であって、事故時閉動作によって

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の一部を果たすこととなる弁、(b) MS-1、(c) MS-2のうち、事故時のプラント状態の把握機能を果たすべき系統、については、「重要度の特に高い安全機能を有する系統」とみなし、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮して、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であることを要求している。

2 安全重要度分類を採用することの合理性について

安全重要度分類によりクラス分類されたSSCは、クラスごとに適用される基準が異なる。

具体的には、重要安全施設（設置許可基準規則2条2項9号に規定する重要安全施設をいう。）は、クラス1に分類されるものであるが、他のクラスに属する機器とは異なり、設置許可基準規則12条2項に基づき多重性又は多様性が要求される。また、これらのうち、機能を維持するために電力が必要となるものについては、同規則の解釈33条1項に基づき、多重性を損なうことがないように、電力を供給するための電気系統についても系統分離を考慮して母線が構成されること、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであること、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易であることが要求される。

このように、安全上の重要度の大きいSSCに対して、他のSSCより高度の信頼性を要求することは工学的見地からすれば自然であり、合理的な考え方である。

表1 安全上の機能別重要度分類に係る定義及び機能

| 分類 | 定義 | | 機能 |
|------|---------|---|---|
| クラス1 | P S - 1 | その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a)炉心の著しい損傷、又は (b)燃料の大量の破損 を引き起こすおそれのある構築物、 系統及び機器 | 1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 (例: 原子炉圧力容器、一次冷却材配管等) 2) 過剰反応度の印加防止機能 (例: 制御棒駆動装置等) 3) 炉心形状の維持機能 (例: 燃料集合体等) |
| | | 1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器 | 1) 原子炉の緊急停止機能 (例: 制御棒等) 2) 未臨界維持機能 (例: ほう酸水注入系等) 3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 (例: 加圧器安全弁等) 4) 原子炉停止後の除熱機能 (例: 余熱除去系、補助給水系等) 5) 炉心冷却機能 (例: 非常用炉心冷却系等) 6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 (例: 原子炉格納容器、原子炉格納容器スプレイ系等) |
| | | 2) 安全上必須なその他の構築物、 系統及び機器 | 1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動 信号の発生機能 (例: 安全保護回路等) 2) 安全上特に重要な関連機能 (例: 非常用ディーゼル発電機、原子炉補機冷却系等) |
| | P S - 2 | 1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器 | 1) 原子炉冷却材を内蔵する機能(ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。) (例: 原子炉冷却材浄化系(圧力バウンダリ以外の部分)等) |
| | | 2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器 | 2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能 (例: 使用済燃料ピット等) 3) 燃料を安全に取り扱う機能 (例: 燃料取扱クレーン等) |
| | M S - 2 | 1) P S - 2 の構築物、系統及び機器 | 1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能 (例: 加圧器安全弁(吹き止まり機能)等) |
| | | | 1) 燃料プール水の補給機能 |

| 分類 | 定義 | 機能 | |
|------|---|--|---|
| | 器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようする構築物、系統及び機器 | (例：燃料ピット水補給ライン等) 2) 放射性物質放出の防止機能 (例：気体廃棄物処理設備の隔離弁等) | |
| | 2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器 | 1) 事故時のプラント状態の把握機能 (例：原子炉計装設備の一部等) 2) 異常状態の緩和機能 (例：加圧器逃がし弁（手動開閉機能）等) 3) 制御室外からの安全停止機能 (例：中央制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）等) | |
| クラス3 | PS-3 | 1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器 2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器 | 1) 原子炉冷却材保持機能（PS-1、PS-2以外のもの） (例：試料採取設備の配管等) 2) 原子炉冷却材の循環機能 (例：一次冷却材ポンプ等) 3) 放射性物質の貯蔵機能 (例：液体廃棄物処理設備（貯蔵機能を有する範囲）等) 4) 電源供給機能（非常用を除く。） (例：外部電源受電設備（開閉所、変電所）等) 5) プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。） (例：原子炉制御系の一部等) 6) プラント運転補助機能 (例：補助蒸気設備等) |
| | MS-3 | 1) 運転時の異常な過渡変化があつても、MS-1、MS-2とあいまつて、事象を緩和する構築物、系統及び機器 2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器 | 1) 原子炉圧力の上昇緩和機能 (例：加圧器逃がし弁（自動操作）等) 2) 出力上昇の抑制機能 (例：制御棒引抜阻止インターロック等) 3) 原子炉圧力の上昇の緩和機能 (例：ほう酸補給ライン等) 4) タービントリップ機能 (例：タービン保安装置等) 1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 (例：通信連絡設備、消火設備等) |

§ 2 2-7 安全重要度分類・耐震重要度分類の考え方

2-7-2 国際原子力機関（I A E A）においては、安全重要度分類について、どのように考えられているか。

1 国際原子力機関における考え方

国際原子力機関（I A E A）においては、I A E Aの安全基準の一つである「原子力発電所の安全：設計」（S S R - 2 / 1 (R e v . 1)）において、安全重要度分類の考え方が規定されており、すべての安全上重要なS S Cは特定されなければならず、また、それらの機能と安全上の重要度に基づいて、以下の4つの因子に十分配慮して分類されなければならないとされている（要件22）。

- ① 設備によって果たされるべき安全機能
- ② 安全機能を果たせなかつたときの影響
- ③ 安全機能を果たすために設備が起動される頻度
- ④ 想定起因事象が発生してから安全機能を果たすために設備が起動される時間又は安全機能を果たすために設備が起動される期間

また、これら4つの因子に基づき、安全上重要なS S Cを具体的にどのように分類するかについては、「原子力発電所における構築物、系統及び機器の安全分類」（個別安全指針N o . S S G - 3 0）で規定されている。

具体的には、まず発電所の設計、安全解析（我が国の設置許可申請書の添付書類10における安全評価に相当）及び主要な安全機能がどのように達成されるかという基本的な理解を基に、安全上重要なS S Cを「設計対応策（Design Provision）」または「機能（Function）」に分類する。「設計対応策」は、主に事故の発生確率を低減させるものであり、我が国の「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（以下「重要度分類指針」という。）の

「P S（異常発生防止系）」に概ね相当する。また、「機能」は、事故の結果を確率との関係から受容できるようにするものであり、我が国的重要度分類指針の「M S（異常影響緩和系）」に概ね相当する。これらの包括的な考え方を図1に示す。設計対応策は主として事故の確率を低減するために行われ、また、機能は事故の確率に応じ、事故の結果を容認可能なレベルにまで小さくするものであることを示している。

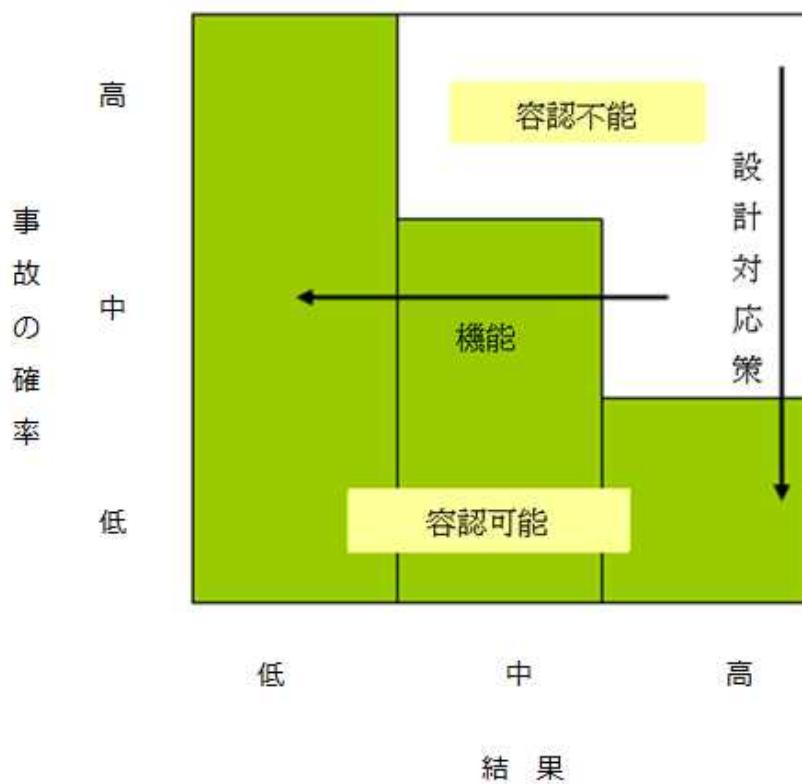


図1 確率と結果の基本原理(SSG-30より引用)

次に各SSCの安全クラス分類は、安全評価結果を活用して行うこととしており、機能喪失した場合の過酷度^{*1}で安全重要度分類上の安全クラス1から3に分

*1 過酷度とは、その機能喪失により、設計基準事故の判断基準を超えるものを“高”、その機能喪失により、予期される運転時の事象の判断基準を超えるものを“中”、その機能喪失により、

類される。例えば、基本的安全機能を有する非常用炉心冷却装置は、設計基準事故である1次冷却材喪失事故の安全解析において作動を期待しているが、仮に機能喪失し、設計基準事故の判断基準を超える場合、過酷度は“高”となり、安全クラス1に分類される。

なお、修理等の時間や必要期間内に代替設備が使用できうることで当該機器の信頼性を示すことができれば、クラス分類を低下できる可能性もあるとしている。

このようにSSG-30では、各SSCに安全クラスを振り付けることで、当該SSCに適用されるべき信頼性や品質が明確になるとしている。

2 安全重要度分類の考え方に関する我が国とIAEAの比較

前述のとおり、我が国の重要度分類指針においては、安全機能を有するSSCをそれが果たす安全機能の性質に応じてPSとMSに分類し、それぞれが機能喪失した場合の影響に基づきクラスを1から3に分類している。そして、その上で、それぞれの分類に応じた信頼性の確保を求めるとしている。

IAEAにおいても、1で述べたとおり、安全上重要なSSCを設計対応策と機能で分類し、いずれも、機能喪失した場合の影響度に応じて分類するとしており、各SSCに安全クラスを振り付けることで、適切な品質及び信頼性が明確になるとしている。

したがって、IAEAの安全重要度分類の考え方と我が国の安全重要度分類の考え方とは基本的には同じとなっている。

作業員の被ばくが線量限度を超えるものを“小”としている(SSG-30、3.11)。我が国の設計基準事故の判断基準には、例えば周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えない等がある。

§ 2 2-7 安全重要度分類・耐震重要度分類の考え方

2-7-3 耐震重要度分類とは何か。

1 耐震重要度分類とは

原子力発電所の施設が損傷すると、その施設が有している「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」といった安全機能が喪失し、事故が進展することによって放射性物質が放出された場合等に、公衆に対し放射線による影響を与えることがある。こうした観点から、地震に起因する施設の損傷による放射線影響の程度に応じて施設を分類しており、これを「耐震重要度分類」という。

耐震重要度は、Sクラス、Bクラス、Cクラスの3クラスに分類される(別記参照)。

Sクラスに分類される施設は、安全機能が喪失した場合における公衆への影響が大きい施設であり、例えば、原子炉を停止するために必要な機能を有する制御棒やその駆動ユニット、炉心を冷却するために必要な機能を有する余熱除去ポンプやその配管、放射性物質を内蔵している施設である原子炉圧力容器、放射性物質の拡散を直接防ぐための施設である原子炉格納容器、使用済燃料を安全に貯蔵するための使用済燃料プールやその水補給設備、津波防護機能を有する防潮堤等の施設が該当する。いずれの施設も、その機能が喪失することにより放射性物質が大量に放出される事故につながる可能性がある施設であり、公衆への影響が特に大きい。

Bクラスに分類される施設は、安全機能が喪失した場合における公衆への影響がSクラス施設と比べ小さい施設であり、例えば、放射性廃棄物を内蔵している施設である液体廃棄物処理設備、使用済燃料を冷却するための施設である使用済燃料ピット水冷却系等の施設が該当する。液体廃棄物処理設備は、放射性物質を

内蔵しているものの、原子炉圧力容器のように高温高圧の環境になるわけではなく、放射性物質が臨界反応を起こしているような状態でもないため、Sクラスの施設である原子炉圧力容器等より、相対的に公衆への影響は小さい。また、使用済燃料ピット水冷却系は、その機能が喪失したとしても、使用済燃料ピットに水を補給する設備（Sクラス）があり使用済燃料の冷却は継続できることから、相対的に公衆への影響は小さい。

Cクラスに分類される施設は、安全機能が喪失した場合における公衆への影響が小さい施設であり、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される程度のものである。例えば、冷却水の水質を調査するための設備等である試料採取系、発電所外へ送電する電気を発生させるための発電機等の施設が該当する。試料採取系は、微量の放射性物質を含む冷却水を採取し、調査する設備等であるが、その機能が喪失したとしても、放射性物質の大量放出等に至るものではなく、公衆への影響は極めて小さい。

なお、東北地方太平洋沖地震において、東京電力福島第一原子力発電所等で、基準地震動と同等かそれを超える地震動による影響を受けた後に津波が襲来していることを考慮して、「津波防護機能を有する防潮堤等」は、基準地震動に耐えてその機能を維持し、地震に続く基準津波に対しそれらの施設が耐津波性の機能を発揮するよう求め、耐震重要度分類をSクラスとしている。

上記に示した施設は例示であり、必ずこの例示のとおりのクラス分類とすることを要求しているものではない。各発電所はその施設、設備の内容がそれぞれ異なるため、事業者は、実際の設計について、様々な条件、環境等を考慮した上で施設のクラス分類を行う必要がある。

2 耐震重要度分類の合理性について

耐震重要度分類によりクラス分類された施設は、クラスごとに適用される基準が異なる。

すなわち、設置許可基準規則4条2項に基づき、設計基準対象施設が十分耐えることができるという地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。

具体的には、同規則の解釈別記2により、例えば、Sクラスの施設は「弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。」を要求されているのに対し、Cクラスの施設は「静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること」のみが要求されている。

また、静的地震力における水平地震力の算定にあたり、建物・構造物の場合、Sクラスは、Cクラスの3倍、BクラスはCクラスの1.5倍大きい水平地震力として算定すること等を要求している。

なお、耐震重要施設（いわゆるSクラスの施設）が、耐震重要度分類の下位のクラス（B, Cクラス）に属する施設の機能喪失による影響（波及的影響）によって、その安全性を損なわないように設計することも要求しているため、例えば、B, Cクラスに属する施設であっても、Sクラス並の強度を持たせることで、B, Cクラスに属する施設が機能喪失しないように設計することもある。

このように、発電用原子炉施設の耐震設計について、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度が大きい施設に対して、他の施設より水準の高い要求をすることは工学的見地からすれば自然であり、合理的な考え方である。

なお、米国も、我が国と同様に、重要な施設については、SSE（安全停止地震動）に対してその機能が維持されるよう設計されなければならないという考え方である。

(別記) 耐震重要度分類に係る規制上の要求

設置許可基準規則の解釈別記2では、耐震重要度分類の各クラスを以下のとおり定義している。（施設の具体例は、本資料における追記。）

○Sクラス 地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいものをいい、少なくとも次の施設はSクラスとすること。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系（例：原子炉圧力容器、一次冷却材配管等）
- ・使用済燃料を貯蔵するための施設（例：使用済燃料プール等）
- ・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設（例：制御棒、ほう酸水注入系等）
- ・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設（例：余熱除去系、補助給水系等）
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設（例：非常用炉心冷却系等）
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設（例：原子炉格納容器等）

- 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設（例：非常用ガス処理系、アニュラス空気浄化系等）
- 津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。）及び浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。）（例：防潮堤、水密扉等。図1参照。）
- 敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。）（例：津波監視カメラ等）

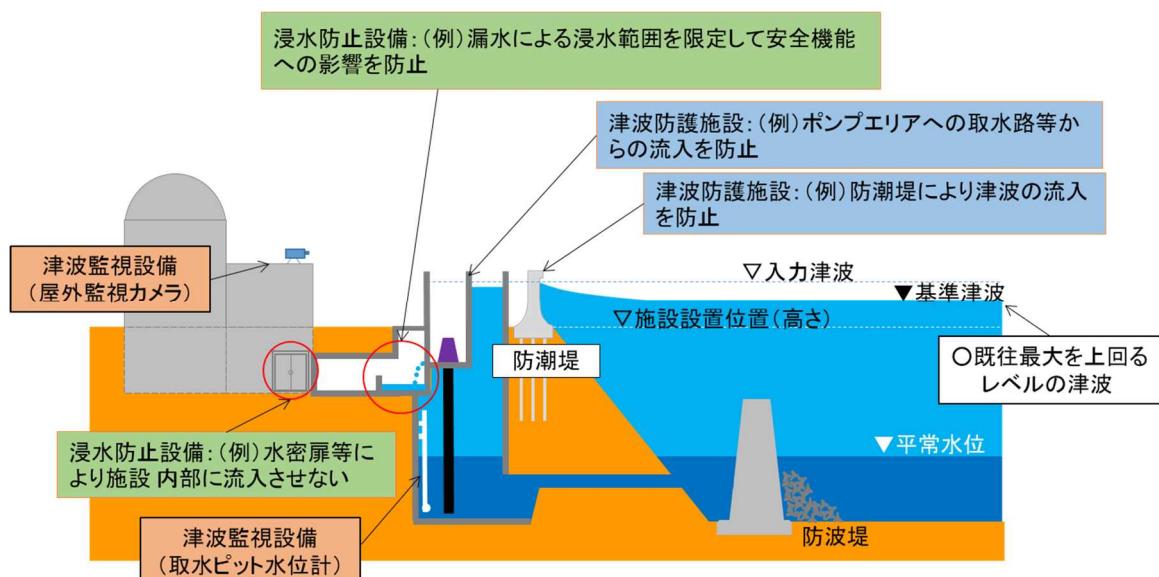


図1 津波対策施設・設備のイメージ

○ Bクラス 安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設をいい、例えば、次の施設が挙げられる。

- 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設（例：原子炉冷却材浄化系等）
- 放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ない又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が実用発電用

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2条第2項第6号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。）（例：液体廃棄物処理設備等）

- ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設（例：使用済燃料ピットクレーン等）
- ・使用済燃料を冷却するための施設（例：使用済燃料ピット水冷却系等）
- ・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設

○Cクラス　Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をいう。

§ 2 2-8 共通要因に起因する設備の故障を防止する考え方

2-8-1 設計基準対象施設（設置許可基準規則第2章）における、共通要因に起因する設備の故障（共通要因故障）に対する基本的な考え方はどのようなものか。

1 共通要因^{*1}に起因する設備の故障の防止

安全施設^{*2}の機能が喪失する原因には、ある安全施設を構成する設備の偶発故障（ランダム故障）とそれ以外の故障がある。後者は、地震等の自然現象と外部人為事象（故意によるものは除く。）といった発電所外の事象（以下「外部事象」という。）による故障と、内部火災、内部溢水等の発電所内の事象による故障である。

*1 2つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって、例えば環境の温度、湿度、圧力又は放射線等による影響因子、系統若しくは機器に供給される電力、空気、油、冷却水等による影響因子及び地震、溢水又は火災等の影響をいう。

*2 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものをいう（設置許可基準規則2条2項8号）。なお、同規則12条1項は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されるものであることを要求しているが、その具体的な内容については、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類指針のとおりである。

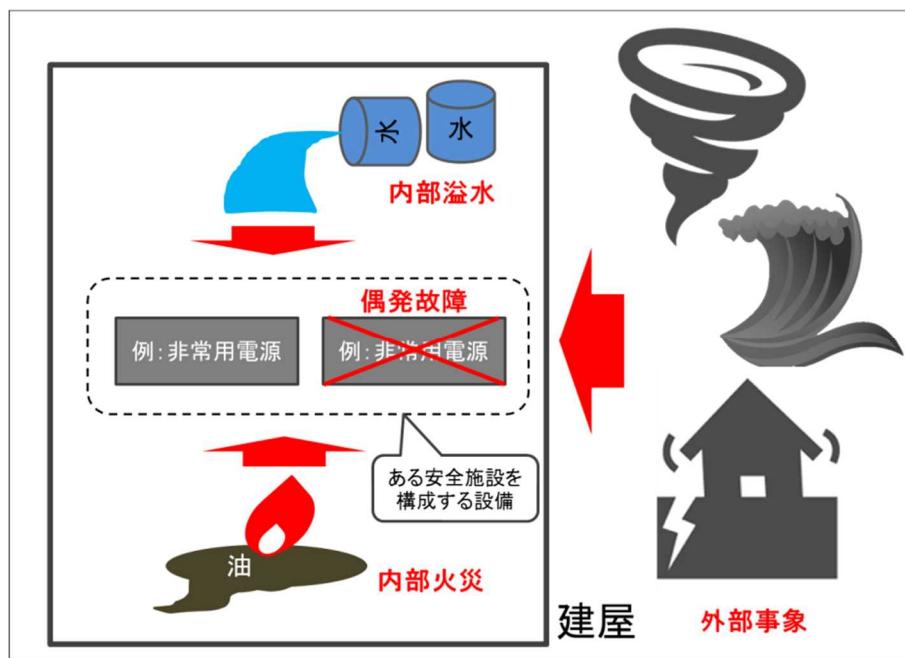


図1 安全施設を構成する設備を故障させる原因（例）

設備の偶発故障に対しては、設備に高い信頼性を要求して、そもそも、設備が偶発的に故障をしないようにするとともに、複数の設備が同時に偶発故障することを防ぐために、その要因を排除することを要求している。

設備の偶発故障以外による設備の故障に対しては、その原因となる外部事象や内部火災等の発電所内の事象が、共通要因故障を発生させ得るものであることから、共通要因故障が発生すること自体を防ぐための対策を求めている（設置許可基準規則3条から9条）。例えば設備に十分な強度を持たせ地震力に耐えることである。なお、内部火災等の発電所内の事象による故障に対しては、それによる事故を想定した対策も求めている。

§ 2 2-8 共通要因に起因する設備の故障を防止する考え方

2-8-2 設計基準対象施設（設置許可基準規則第2章）における設備の偶発故障に対する対策はどのようなものか。

1 設計基準対象施設に係る安全設計としての要求事項

設置許可基準規則12条1項は、「安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。」と規定している。

ここにいう「安全機能」とは、「発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能」であって、「その機能の喪失により発電用原子炉施設に運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、これにより公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある機能」（以下「異常発生防止機能」という。）及び「発電用原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の拡大を防止し、又は速やかにその事故を収束させることにより、公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止し、及び放射性物質が発電用原子炉を設置する工場又は事業所外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能」（以下「異常影響緩和機能」という。）とされている（設置許可基準規則2条2項5号）。

異常発生防止機能を有する系統については、高度の信頼性を確保し、そもそも、異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止する。さらに、事故が発生した場合においても、事故を収束させるため、異常影響緩和機能を有する系統を要求している。

異常影響緩和機能を有する系統については、機器として高度の信頼性を確保するのみならず、システム（系統）としての高度の信頼性を確保するために、以下に述べる「单一故障の仮定」を適用した場合においても機能できるよう、その系統に多重性又は多様性及び独立性を確保することを要求している。具体的には、

設置許可基準規則 12 条 2 項は、「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の单一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。」と規定している。

ここでいう「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する 2 以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在すること（設置許可基準規則 2 条 2 項 17 号）、「多様性」とは、同一の機能を有する 2 以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（2 以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。）又は従属要因（单一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。）によって同時にその機能が損なわれないこと（同項 18 号）、「独立性」とは、2 以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって、同時にその機能が損なわれないことをいう（同項 19 号）。

このように、設置許可基準規則第 2 章は、安全施設に対し、安全確保のために必要な機能の重要性に応じて十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計であることを要求するとともに、重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理及び果たすべき安全機能の性質等を考慮して、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること、また、その系統を構成する機器等の单一故障が発生し、かつ、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計であることを要求することにより、複数の設備が同時に故障し安全機能が失われることがないよう設計することを求めている。

2 安全評価^{*1}を行うことにより設計基準対象施設に係る安全設計の妥当性を確認すべきことが要求されていること

設置許可基準規則13条は、設計基準対象施設について、通常運転の状態を超える異常状態としての「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」において、所定の機能を果たすべきことを求めている。

その上で、設置許可基準規則13条が定めるこれらの要求事項に関しては、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するため、安全評価審査指針等に基づいて、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価（安全評価）を実施することを求めている（同規則の解釈同条）。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、事故が不測のものであることを踏まえ、その対策は、より一般的な考察に基づいた有効範囲の広い柔軟なものである必要がある。そして、このような対策を体系的に整理する方法の一つとして、原子力施設の設計において広く採用されているものが設計基準事象（D B E : Design Basis Event）の考え方である。

すなわち、ある特定の事象に特化した対策では、実際に事象が発生した際に対応できない可能性がある一方で、原子力施設を異常な状態に導く可能性がある事象は無限に存在するため、それら1つ1つの全てについて安全対策を実施することは不可能である。もっとも、実際に系統や機器を設計する際には、そのための具体的な条件が明確でなければ、設計は事実上不可能であり、どのような事象であるのかあらかじめ整理されていなければ効果的な対策をとることもできない。そこで、このような矛盾を解決するため、工学的な観点に基づき、支配因子を組

*1 安全評価は、申請者において、通常運転状態を超えるような異常な事態をあえて想定した上で解析評価を行い、そのような事態においても、当該原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針において事故防止対策のために考慮された機器系統などの設計が妥当であることを念のため確認するものである。

み合わせて構成される無数の事象を想定した上で、それらを代表する少数の事象を人工的に想定し、これらに対する具体的な安全対策を組み立てる方法が、設計基準事象の考え方に基づくアプローチである。そして、このアプローチにおいては、設計基準事象は、現実に発生する可能性のある無数の事故や異常について広い範囲にわたって有効なものであるために、工学的な観点から、限られた数の事象の解析で適切に判断するため、類似した事故シナリオを広く包絡して想定される。

このように、設計基準事象とは、工学的な観点から、類似した事故シナリオを広く包絡する代表的事故シナリオを複数抽出したものであり、設置許可基準規則においては、原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮すべきものとして抽出された事象であり、単一の故障を想定することまでが考慮される。ここで、想定すべき故障を単一としているのは、設置許可基準規則12条において安全機能の重要度に応じて安全機能が確保されたものであることが要求されていること等により、安全施設の信頼性が確保されているためである。

原子炉施設の安全設計に係る基本方針の妥当性を確認するための安全評価は、原子炉施設の内部に起因し、実際に発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化や設計基準事故に対して、安全機能の信頼性が確保されていることを確認する。安全評価審査指針においては、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価を行うに当たって、それぞれの設計基準事象の下で想定される起因事象たる異常や故障の設定に加えて、解析条件の一つとして、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各安全機能別に結果を最も厳しくする单一故障を仮定することを要求している。

このように、設置許可基準規則は、設計基準対象施設について、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時においても所定の機能を果たすことを求め、設計の妥当性を確認するにあたっての評価の保守性の観点から、「单一故障の仮定」を適用して安全評価を行うこととし、もって、事故防止対策の妥当性を確認する

ことを要求している。

3 「単一故障の仮定」の考え方

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析に当たっては、それぞれの事象の想定のもと、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めを主たる機能とする系統について、原因を問わず、想定される起因事象である異常や故障の設定とは別に、解析条件の一つとして、その機能別に結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定することが要求されている。

なお、安全設計においては、重要度の特に高い安全機能を有する系統は、その系統を構成する機器の単一故障に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計であることが要求される。

§ 2 2-8 共通要因に起因する設備の故障を防止する考え方

2-8-3 設置許可基準規則における共通要因に起因する設備の故障(共通要因故障)に対する考え方はどのようなものか(外部事象関係)。

1 設置許可基準規則における共通要因に起因する設備の故障に係る基本的な考え方

設置許可基準規則第2章は、外部事象に係る要求事項についても規定している。まず、自然現象についていと、地震及び津波に対する要求事項について規定しているほか(設置許可基準規則4条、5条)、「安全施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。)が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。」旨規定し、洪水、風(台風)等想定される自然現象が発生した場合においても安全機能が維持できることを求めるなどしている(設置許可基準規則6条1項、同規則の解釈同条部分)。次に、外部人為事象についていと、「安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)に対して安全機能を損なわないものでなければならない。」旨規定し、例えば近隣工場等の火災が発生した場合においても安全機能が維持できることを求めるなどしている(同条3項、同規則の解釈同条部分)。

このように、設置許可基準規則第2章は、設計基準対象施設の基本設計ないし基本的設計方針として、想定される外部事象が発生した場合に、安全機能を損なうおそれがないことを要求している。そして設置許可基準規則への適合性に関する審査では、原子炉施設について、想定される外部事象が発生した場合においても複数の安全機能が一斉に失われる誘因とならない基本設計ないし基本的設計方針となっているかを含め審査している。

すなわち、設置許可基準規則第2章は、共通要因となることが想定される外部事象について設計上の考慮を要求することによって、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」といった安全上の重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器が、設計上想定される外部事象によって機能を失うことを防止することとしている。これにより、外部事象による影響が原子炉施設に及んだ場合において、設計上期待される安全機能を果たせる状態を維持することができる。

以上のとおり、設置許可基準規則第2章においては、想定すべき外部事象を選定し、当該外部事象による損傷が事故の誘因とならないよう施設の損傷防止を求め、もって、設計基準対象施設について、設計に当たって想定すべき外部事象による損傷を原因とした故障、すなわち共通要因等により安全機能が失われる状況が発生しないようにしている。

なお、共通要因に起因する設備の故障を含めた故障が発生しないことを求めているものの、深層防護の観点から、それでもなお共通要因に起因する設備の故障が発生したことを想定したものが、重大事故等対策であり、設置許可基準規則第3章に規定されている。

§ 2 2-8 共通要因に起因する設備の故障を防止する考え方

2-8-4 地震や津波等の外部事象によって、安全機能を有する系統が多数同時に故障することを想定し、安全機能を損なうおそれのない設計を求めるのは不合理ではないか。

1 外部事象による損傷の考え方

設計基準対象施設（設置許可基準規則第2章）は、外部事象に対する事故防止対策として、外部事象によって安全機能を有する系統が複数同時に故障しないことを求めており（設置許可基準規則3条から9条）、設計上想定する外部事象に対して損傷の防止を考慮している。外部事象に対する設計上の考慮の妥当性については、外部事象により安全機能が失われないよう、原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針に係る事項が審査される仕組みとなっている。

より詳細について述べると、外部事象については、設置許可基準規則第2章において、想定すべき外部事象を起因として安全機能が喪失することができないように設計することを要求している。すなわち、共通要因による故障の原因となることが予見される自然現象等をも含めた設計上の考慮を要求している。

このような要求によって、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」といった安全上の重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器が、想定される外部事象によって機能を必然的に失うことを防止し、期待される機能を果たすことを確保している。

したがって、同規則第2章は、想定すべき外部事象を起因とする故障、すなわち、共通要因による故障を含めた故障が発生しないこととしているのであって、外部事象との関係でも十分な安全性を確保することを要求している。

上記のように、外部事象を起因とする故障の発生を防止し、その上でさらに、

設計基準として、通常運転時のほか、設備の偶発故障によるトラブルや事故を想定した対策を講じることとされている。すなわち、同章においては、原子炉施設の安全確保の見地から、原子炉施設の構築物、系統及び機器に対する各種の要求事項が定められており、その中で、通常運転の状態のみならず、これを超える異常状態としての「運転時の異常な過渡変化」又は「設計基準事故」が発生した場合においても、所定の機能を果たすべきことが求められている。そして、原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針の妥当性を確認する上では、異常状態としての運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故について解析し、評価を行うものとされている（設置許可基準規則13条）。

例えば、設計基準事故の一つとして、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定した冷却材喪失事故に対する安全評価においては、かかる事故が生じたと仮定したとしても安全性が損なわれないかについての評価において単一故障の仮定を適用し、多重性又は多様性及び独立性が確保できているか確認する。この際、設置許可基準規則4条に規定されている地震による損傷防止に係る要求などによって、そもそも設計上想定されている外部事象によって壊れないよう設計されている構築物、系統及び機器について、あえて地震等の外部事象による損傷を解析条件として追加しなければならないとする技術的な理由はない。

以上より、地震や津波等の外部事象に対しては、安全機能を有する構築物、系統及び機器が多数同時に故障することを条件として評価を行うことを要求していないとする設置許可基準規則の体系に不合理な点はない。

なお、想定外の外部事象を原因とする共通要因故障については、福島第一原子力発電所の事故の教訓や最新の科学的知見を踏まえて、より強化された設計基準をさらに大幅に超えるものであり、大規模損壊への対応として、別途考慮することを要求している。

§ 2 2-8 共通要因に起因する設備の故障を防止する考え方

2-8-5 「单一故障の仮定」の考え方とはどのようなものか。

1 「单一故障の仮定」の考え方

設置許可基準規則 12 条 2 項は、「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の单一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。」としている。そして、「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い機能を有するもの」は、主として、原子炉の緊急停止機能、格納容器の冷却機能、非常用交流電源機能などの異常影響緩和機能を有する系統である（設置許可基準規則の解釈 12 条の 3）。

单一故障とは、单一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うことをいい、従属要因による多重故障も含む（設置許可基準規則 12 条 2 項）。「单一故障の仮定」の考え方とは、安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い機能を有するものについて、多重性又は多様性の要件を満たすかを確認するための解析手法であり、評価すべき系統の中の一つが原因を問わず故障した場合を仮定し、その場合でも当該系統が所定の機能が確保できることを確認するものである。

ここでいう单一故障は、動的機器の单一故障及び静的機器の单一故障に分けられる。動的機器とは、外部入力によって能動的に所定の機能を果たす機器をいい、静的機器はそれ以外の機器である。例えば、動的機器は発電機やタービン等で、静的機器は配管やタンクなどである。

单一故障は短期間では動的機器の单一故障のみを想定すれば足り、長期間では動的機器の单一故障又は想定される静的機器の单一故障のいずれを仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である（設置許可基準規則の解釈 12 条の 4）。短期間と長期間の境界は 24 時間を基本とし、運転モード切替えを行う場合（例えば、PWRにおいて非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替え）はその時点を境界とする。

静的機器について短期間での单一故障を想定する必要がないのは、静的機器は、信頼性の高い機器であれば、動的機器と比較して、故障が想定しにくいかからである。

動的機器の单一故障又は想定される静的機器の单一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定されるもっとも過酷な条件下においても、その单一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その单一故障を仮定しなくてもよい。また、单一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、单一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性は要求されない（設置許可基準規則の解釈 12 条の 5）。

2 単一故障の仮定の評価例

例えば、炉心への注水機能の評価について説明する。

（1）2つのポンプに一つの発電機が電力を供給している系統（図 1）

ポンプ A の单一故障を仮定しても、ポンプ B と非常用ディーゼル発電機が働き注水機能は維持される。しかしながら、非常用ディーゼル発電機 A が单一故障したことを想定した場合、従属故障によりすべてのポンプが故障して注水機能が喪失することとなり、安全機能は保たれない。したがって、この場合は、

注水機能は要求事項を満たさない。

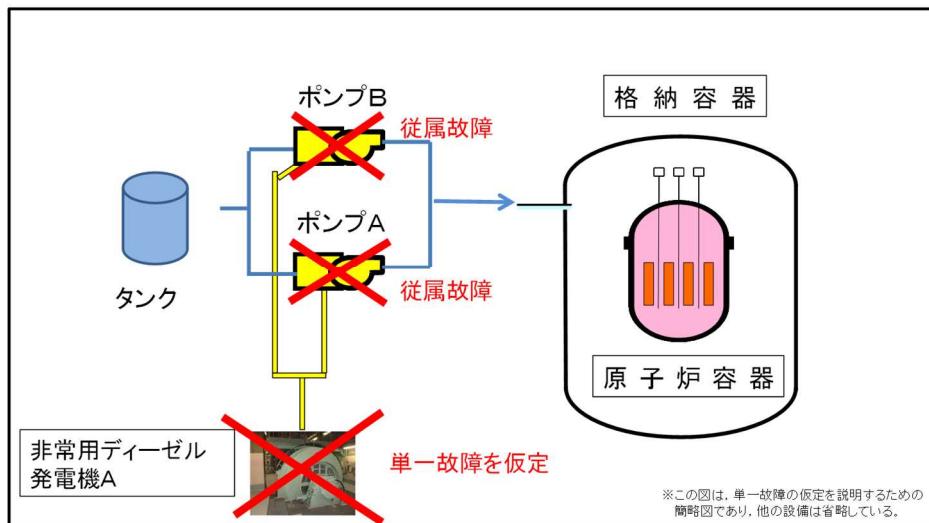


図 1 単一故障の結果、安全機能が喪失する例

(2) 2つのポンプの各々に発電機が接続されている系統（図 2）

例えば、非常用ディーゼル発電機Aが单一故障したことを想定した場合（図2）、従属故障を考えても、一つのポンプAが機能喪失するだけであって、注水機能が喪失することはない。この場合には、安全機能が維持することを確認できたといえ、注水機能は要求事項を満たしているといえる。

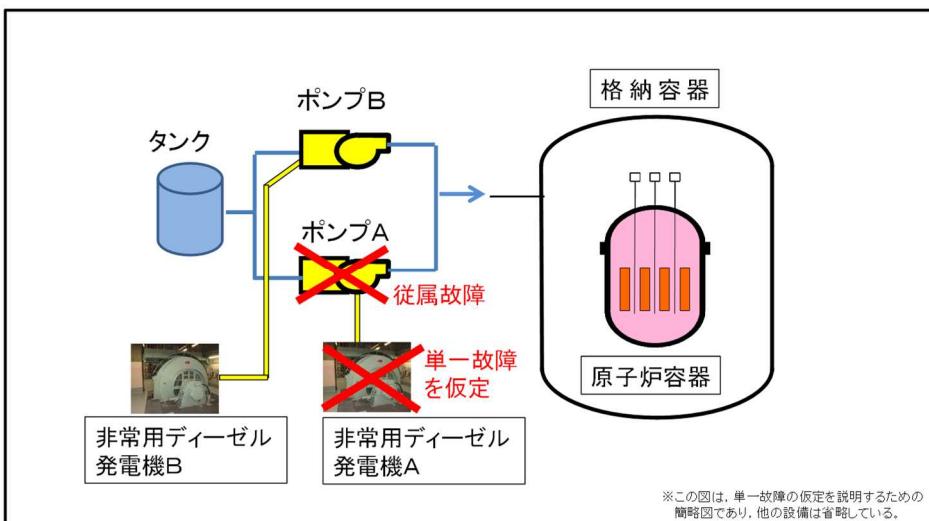


図 2 単一故障しても、安全機能が維持される例

3 設計基準としては単一の設備の故障を想定して対策していること

単一故障の仮定による解析を行うのは、設備の偶発故障対策として、異常影響緩和機能を有する系統の安全評価を行うため、事故を想定する場合である。

そもそも、当該設備は、高度の信頼性が求められることから、偶発故障を引き起こすこと自体まれであり、かつ、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法又はそのほかの方法によりそれぞれ互いに分離することが求められることから、複数の設備が同時に偶発的に故障を起こすことは極めてまれであるといえ、設計基準としては、単一の設備故障のみを考慮すれば十分な安全性を確保できる。

なお、外部事象や内部火災等の発電所内の事象は、設備に対して高度の信頼性を求め、多重性又は多様性及び独立性を求めたとしても、複数の設備を一度に同時に故障させる要因となり得るものであるから、これらの事象により設備が故障しないような設計を要求している。また、重大事故等対策では、複数の系統が同時に故障したことを前提とした安全機能の喪失を想定した対策を行っている。

§ 3 3-1 設置許可基準規則の概要

3-1-1 設置許可基準規則はどのような内容で、何を確認しようとするものか。

1 設置許可基準規則により確認しようとしているもの

原子炉等規制法 43条の3の6第1項4号において、発電用原子炉施設の位置、構造及び設備について、災害の防止上支障がないものとして設置許可基準規則で定める基準に適合するものであることを求めているのは、発電用原子炉施設に放射性物質の有する潜在的危険性を顕在化させないための対策が適切に講じられていることを確認するためである。

そして、かかる危険性を顕在化させないための対策は、

①新規制基準策定以前から要求されている、通常運転時の対策や事故の防止対策が適切に講じられていること（設置許可基準規則第2章（設計基準対象施設））

に加えて、

②かかる事故防止対策が機能を喪失するような万一の事態においても、重大事故の発生防止及び拡大防止のための安全確保対策が適切に講じられていること（設置許可基準規則第3章（重大事故等対処施設））

である。

上記①と②を分離して要求しているのは、深層防護の考え方を踏まえ、明確に区別しているためである。すなわち、①の設置許可基準第2章（設計基準対象施設）は、深層防護において第1から第3の防護レベルに相当する事項を、②の設置許可基準規則第3章（重大事故等対処施設）は、深層防護において主に第4の防護レベルに相当する事項を要求している（なお、深層防護の考え方については、本資料「§ 2 2-4」において述べる。）。

2 設置許可基準規則の概要

(1) 対策に必要な施設・設備の要求

上記 1 の①及び②が適切に講じられていることを確認するため、原子炉設置（変更）許可の申請に係る設置許可基準規則に対する適合性審査においては、申請された発電用原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針について、以下を確認している。

- i 平常運転時の被ばく低減対策を適切に講じていること
- ii 自然的条件及び社会的条件との関係をも含めた事故の防止対策^{*1}（以下「事故防止対策」という。）を適切に講じていること
- iii 上記 ii にもかかわらず、万一事故防止対策が機能を喪失した場合においても、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合における炉心等の著しい損傷を防止するための安全確保対策及び重大事故が発生した場合における大量の放射性物質が敷地外部に放出される事態を防止するための安全確保対策（以下「重大事故等対策」という。）を講じていること

上記 i 及び ii は、上記 1 の①設置許可基準規則第 2 章の対策の妥当性を確認するための要求事項であり、設置許可基準規則第 2 章は、「設計基準対象施設」について、地震・津波等の外部事象による損傷の防止を求めるとともに、通常運転時の他、内部事象を原因とする事故防止対策に必要な施設及び設備を要求している。

そして、上記 iii については、上記 1 の②の対策の妥当性を確認するための要求事項であり、設置許可基準規則第 3 章では、重大事故等対策に必要な施設及び設備を要求している。

*1 事故の防止対策は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が発生した場合に、その事象を収束させるための対策を含む。

（2）設計の妥当性を確認するための安全評価等

また、要求事項には、上記（1）の i から iii で確認された設計の妥当性を確認するために設置（変更）許可申請者が、

- i 通常運転時における被ばく低減対策に係る被ばく線量評価（設置許可基準規則 29 条）
- ii 事故防止対策（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故対策）に係る安全評価（設置許可基準規則 13 条）
- iii 上記（1）の iii の重大事故等対策の有効性に係る評価（設置許可基準規則 37 条）

を実施することも含まれている。

このうち、上記 ii の事故防止対策に係る安全評価とは、設置（変更）許可申請者において、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が生じた事態を想定した上で解析評価を行い、そのような事態の下でも、当該発電用原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針において事故防止対策のために考慮された機器、系統などの設計が妥当であることを確認するものである。

また、上記 iii の重大事故等対策の有効性に係る評価とは、設置（変更）許可申請者が、上記 ii の対策を十分に講じていても、それでもなお重大事故等（重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故をいう。）が発生した場合を想定した上で解析評価を行い、そのような事態の下でも、当該発電用原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針において、それぞれ炉心等の著しい損傷に至らない又は原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出に至らないという観点から、重大事故時の手順等を含め重大事故等対策が有効であるかどうかを確認するものである。そして、原子力規制委員会はその評価の妥当性を確認している。

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

3-3-1 設置許可基準規則における重大事故等対策に係る規制上の要求事項は何か。

1 重大事故等対策の規制の経緯

新規制基準策定以前は、原子炉等規制法及び原子力安全委員会指針等においては、設計基準事故が生じた場合、「炉心は著しい損傷に至ること無く、かつ、十分な冷却が可能であること」のみが要求されていた。

新規制基準においては、東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、上記に加えて設計基準事故に対処するための設備が機能喪失した場合、さらに炉心の著しい損傷が発生した場合も想定した対策を求めるとした。

具体的には、設計基準事故に対処するための設備が機能喪失した場合における炉心の著しい損傷防止対策と原子炉格納容器破損防止対策だけでなく、東京電力福島第一原子力発電所の事故の経験を踏まえて、あえて原子炉格納容器が破損した場合を想定した対策を求めるなどし、加えてテロリズム対策も要求することとした。

新規制基準の策定に当たっては、諸外国及び IAEA の規則を調査し、それらも参考として厳しい要求事項としており、策定後に IAEA による総合規制評価サービス (IRRS) を受け、「福島第一原子力発電所の事故の教訓を日本の法的枠組みに実効的に反映させた」との評価を得ている。

2 重大事故の定義

重大事故等対策は、平成 24 年 6 月 27 日に改正された原子炉等規制法が施行されたことで新たに法的規制の要求事項とされたものである。

重大事故とは、発電用原子炉の炉心の著しい損傷又は核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体若しくは使用済燃料の著しい損傷を指し（原子炉等規制法43条の3の6第1項3号、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則4条）、それに至るおそれのある事故（ただし、運転時の異常な過渡変化や設計基準事故を除く。）と併せて重大事故等という（設置許可基準規則2条2項11号）。

3 重大事故等対策の基本的な考え方

新規制基準における重大事故等対策に係る要求では、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な設備及び体制・手順等の技術的能力を求めており、これらに係る基本的な考え方は、事故の進展の段階や、直面する事態に応じた、合理的かつ災害の防止上実効性のあるものとなっている。以下、具体的にその考え方を述べる。

発生した事故が重大事故に至るおそれのある段階においては、炉心の著しい損傷を防止するための対策（炉心損傷防止対策）等を要求し、必要な設備及び手順等を整備することを求めている。また、さらに事故が進展し、炉心の著しい損傷が発生して重大事故に至った段階においては、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するための対策（原子炉格納容器破損防止対策）を要求し、必要な設備及び手順等を整備することを求めている。そして、これらの対策については、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループや格納容器破損モードを特定し、それらに対して対策の成功基準（燃料被覆管の温度や原子炉格納容器の圧力、放射性物質の放出量等）を設定した上で、当該対策が、それらの基準を概ね満足することを確認することで、その有効性を評価することを求めている。

上記のとおり、新規制基準においては、有効性が評価された炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策が講じられることにより、重大事故が原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出まで拡大する可能

性は、極めて低く抑えられている。

さらに、新規制基準においては、東京電力福島第一原子力発電所事故時に現実に放射性物質が放出された事実及び深層防護の観点を踏まえ、上記の対策を講じてもなお想定し難い事情によりこれらの対策が有効に機能せず、原子炉格納容器が破損し、放射性物質が大気中に放出されるような段階まで事故が進展した場合も想定し、そのような場合においても、工場等外への影響を可能な限り緩和するため、放射性物質の拡散を抑制する対策（放射性物質拡散抑制対策）を要求している。

原子炉格納容器が破損するような段階まで事故が進展した場合には、原子炉格納容器等の破損状況や、放出される放射性物質の核種、化学形態、量及び放出経路など、事故の態様に係る不確かさが非常に大きくなることから、最新の技術的知見に基づいても、あらかじめ全ての想定を行うことは実質的に不可能であるため、そもそも事故の態様を事前に特定できず、対策の成功基準を設定し、対策の有効性を評価することを求ることはできない。また、発生に至る可能性が極めて小さく、態様も事前に特定し難い事象まで含めたあらゆる事象に対して、際限のない対策を求ることは、規制要求として極めて不合理である。さらに、そのような不確かさが大きい状況において、事故の態様等に係る特定の想定を前提とした対策を要求することは、実際の事故の態様と、前提とした想定との違いによって、要求に基づき用意した対策が実際の事故において機能しないなどといった、事故対処上の困難をもたらすおそれがあることから、むしろ、状況に応じた臨機応変な対策を講じることを求める方が、規制要求として合理的である。よって、新規制基準においては、原子炉格納容器が破損するような段階まで事故が進展した場合の対策について、放射性物質の拡散を抑制するために必要な機能を備えた設備と、これら設備を用いて状況に応じた柔軟な対応を可能とする体制・手順等を整備することを要求する一方で、当該対策の有効性の評価、例えば、放出される放射性物質の拡散抑制の定量的な評価までは求めていない。

これらに加えて、新規制基準においては、重大事故等対策までを含んだ設計上の想定を超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突などにより、原子炉施設が大規模に損壊する場合も想定し、そのような状況においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損の緩和や、放射性物質の放出の低減等を実施できるよう、大規模損壊対策を要求している。大規模損壊に至るような状況においては、原子炉施設の状態がその損壊部位などの被害状況によって大きく異なるものであることから、特定の想定を前提とした対策ではなく、その時点において機能が維持されている設備を柔軟に活用して重大事故等対策を講じができるよう、体制・手順等を整備するなど、必要な技術的能力を備えることを要求している。

4 要求事項の概要

前記3の考え方を踏まえ、新規制基準における重大事故等対策に係る要求の概要は以下のとおりとなっている。

（1）重大事故等の拡大の防止のための対策と有効性の評価の要求

設置許可基準規則は、重大事故等の拡大を防止するために、炉心損傷防止対策、原子炉格納容器破損防止対策等の必要な措置を講じなければならないとして（同規則37条）、設置（変更）許可申請者において、それぞれの重大事故等において、網羅的・体系的に事故の原因と事故に至るまでの進展（事故シーケンス）を想定し、当該事故の発生を防止するための対策や拡大を防止するための対策を立案し、その対策の有効性を評価することを求めている（同規則37条の解釈）。一方で、前記3の考え方のとおり、放射性物質拡散抑制対策（設置許可基準規則55条）等に対しては、有効性の評価までは求めていない。

（2）重大事故等対策に係る施設・設備などに対する要求

設置許可基準規則は、重大事故等対策に係る重大事故等対処施設と重大事故

等対処設備について、その基本設計ないし基本的設計方針に係る事項の妥当性を要求している（同規則38条から62条）。

重大事故等対処施設については、自然的条件（地震、津波等）、内部火災及び社会的条件（故意による大型航空機の衝突等）に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを要求している（同規則38条から42条。本資料「§3 3-3 3-3-2」参照。特定重大事故等対処施設については本資料「§3 3-3 3-3-7 及び3-3-8」参照）。

重大事故等対処設備については、全ての設備に共通する一般的要項を定めた上（同規則43条）で、さらに重要な設備に必要な個別の要求事項を定めている（同規則44条から62条。本資料「§3 3-3 3-3-2」参照）。

（3）重大事故等対策に係る体制・手順等に対する要求

重大事故等対策に係る体制・手順等については、技術的能力基準^{*1}において要求している。前記（2）の各重大事故等対処設備を用いる手順等については、技術的能力基準1.1から1.19において定めている。

さらに、技術的能力基準においては、重大事故等対策に係る共通事項として、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できることを要求するとともに、工場等外であらかじめ用意された手段により、事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を構築し、かつ、中長期的な対応が必要となる場合に備えて適切な対応を検討できる体制を整備する方針等が要求されている（技術的能力基準1.0）。

*1 原子炉等規制法43条の3の6第1項3号に係る審査基準である「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」。

（4）大規模損壊対策に係る体制・手順等に対する要求等

技術的能力基準は、大規模損壊が発生した場合の対応として、一部の設備が使用できない場合でも残存した設備を用いて柔軟に活動を実施できるように、体制・手順の整備及び必要な資機材の整備を要求している（技術的能力基準2.1）。

なお、地震、火災その他の災害の発生によって、原子力施設による災害が発生した場合等においては、設置許可基準規則及び技術的能力基準によってあらかじめ定められた対策だけでなく、当該施設の事故状況に応じた適切な方法により、当該施設の管理を行うことが適当であることから、原子炉等規制法においては、このような事態が生じた場合には、当該施設を「特定原子力施設」に指定し、具体的な事態を踏まえた措置を講ずることが予定されている（原子炉等規制法64条の2ないし4）。

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

3-3-2 重大事故等対処施設及び重大事故等対処設備に関する要求事項（設置許可基準規則38条から62条）は何か。

設置許可基準規則は、第3章において、重大事故等への対策及び設備を要求しており（図2）、ここでは、重大事故等対処施設及び設備に関する要求事項について詳述する。

1 重大事故等対処施設に関する要求事項（設置許可基準規則38条から42条）

設置許可基準規則は、重大事故等対処施設に対して、一般的に要求すべき事項として、外部事象等への頑健性の観点から、自然的条件（地震、津波等）、内部火災及び社会的条件（故意による大型航空機の衝突等）によって重大事故等対処施設の機能が損なわれるおそれがないことを要求している（同規則38条から42条）。

これらの要求事項について述べると、まず、同規則38条は、基準地震動による地震力が作用した場合においても、建物等の支持機能に重大な影響が生じることにより重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれることがないように、当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤に設けることなどを要求している。また、同規則39条は、基準地震動による地震力により、必要な機能が損なわれるおそれがないことなどを要求している。そして、同規則40条は、基準津波により、必要な機能が損なわれるおそれがないことを要求している。さらに、同規則41条は、施設に発生した火災により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれがないことを要求している。

加えて、同規則42条は、特定重大事故等対処施設^{*1}について、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突等に対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことなどを要求している。

2 重大事故等対処設備に関する要求事項（設置許可基準規則43条から62条）

設置許可基準規則は、重大事故等対処設備について、共通する一般的な要求事項を定める（同規則43条）とともに、個別の設備との関係で、考慮すべき重大事故等を踏まえて必要な個別の要求事項を定めている（同規則44条から62条）。

（1）一般的な要求事項（設置許可基準規則43条）

設置許可基準規則43条は、重大事故等対処設備の基本設計ないし基本的設計方針に係る一般的な要求事項として、可搬型重大事故等対処設備^{*2}及び常設重大事故等対処設備^{*3}について、それぞれの役割を踏まえた機能等を要求している。

（2）個別の要求事項（設置許可基準規則44条から62条）

発電用原子炉施設の基本的安全機能は、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の3つである。

設置許可基準規則においては、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び

*1 特定重大事故等対処施設とは、重大事故等対処施設のうち、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するためのものをいう（設置許可基準規則2条2項12号）。

*2 可搬型重大事故等対処設備とは、重大事故等対処設備のうち可搬型のものをいう（設置許可基準規則43条2項）。

*3 常設重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備のうち常設のものをいい、可搬型重大事故等対処設備と接続するものにあっては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む（設置許可基準規則43条2項）。

設計基準事故時に安全機能を有する系統の各基本的安全機能が維持されることを求めている。

それでもなお、深層防護の考え方から、重大事故等対策として、想定外の事象を排除するため、理由を問わず、設計基準事故等に対処するための設備が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷の防止、原子炉格納容器の破損防止等及び放射性物質の拡散の抑制のための対策を要求している。

ア 炉心の著しい損傷等を防止するための対策（設置許可基準規則44条から49条1項）

まず、「止める」機能についていようと、核反応を止める制御棒等（設置許可基準規則25条）については、重要度の特に高い安全機能を有するものとして、合理的に達成しうる最高度の信頼性を確保すること（同規則12条、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針）を要求している。それでもなお、制御棒が動かず緊急停止に失敗した場合を想定し、同規則44条は、緊急停止失敗時に炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を未臨界にするための設備を求めている。

次に、「冷やす」機能についていようと、事故時に炉心を冷却する非常用炉心冷却設備である高圧炉心スプレイポンプ等（同規則19条）も合理的に達成しうる最高度の信頼性を確保することを要求している。それでもなお、非常用炉心冷却設備が作動せず炉心の冷却に失敗した場合を想定し、同規則45条は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態で設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合であっても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却するための設備を求めている。

また、同規則46条は、原子炉冷却圧力バウンダリが高圧の状態で設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合であっても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を求めている。

そして、同規則47条は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態で設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合であっても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却するための設備を求めている。

このように、同規則45条から47条は、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の安全機能が喪失した場合であっても、原子炉冷却材圧力バウンダリを高圧の状態から低圧状態にするなどして、発電用原子炉を冷却するため、各設備を要求している。

さらに、「閉じ込める機能」についていうと、格納容器には「閉じ込める機能」を担保するための格納容器スプレイ（格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備）等（同規則32条）の機器が設置されているが、そのような機器についても、合理的に達成しうる最高度の信頼性を確保すること（同規則12条、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針）を要求している。それでもなお、格納容器スプレイ等が機能しなかった場合を想定し、同規則49条1項は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合であっても、炉心の著しい損傷を防止^{*4}するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備を求めている。

なお同規則48条は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンク^{*5}

*4 原子炉冷却材圧力バウンダリが破損し、炉心を冷却するための水が格納容器内に流出した場合、まずタンクから水を炉心に注入し、その後、格納容器下部に溜まった水を炉心に再注入することで炉心を冷却する。しかし、格納容器内の空気を冷却する格納容器スプレイ注入機能が喪失した場合、水蒸気が格納容器内に充満することで、格納容器が高圧になり破損に至る。格納容器が破損すると、急激に格納容器内の圧力が低下することにより、炉心に注入する水が減圧沸騰し、それにより炉心に注入するためのポンプが損傷し、結果として炉心が冷却できず、炉心の著しい損傷に至る。よって、格納容器の破損を防ぐことで、「冷やす」機能の喪失を防ぎ、炉心の著しい損傷を防止することが可能となることから、当該設備は「冷やす」機能も担保しているとも言える。

*5 発電用原子炉施設において発生した熱を最終的に除去するために必要な熱の逃がし場をいう。

へ熱を輸送する機能が喪失した場合であっても、炉心に熱が蓄積することを防ぐことで炉心の著しい損傷を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備を求めている。

イ 炉心の著しい損傷が発生した場合を想定した上で要求する原子炉格納容器等の破損防止に必要な対策（設置許可基準規則46条、47条及び49条2項から53条）

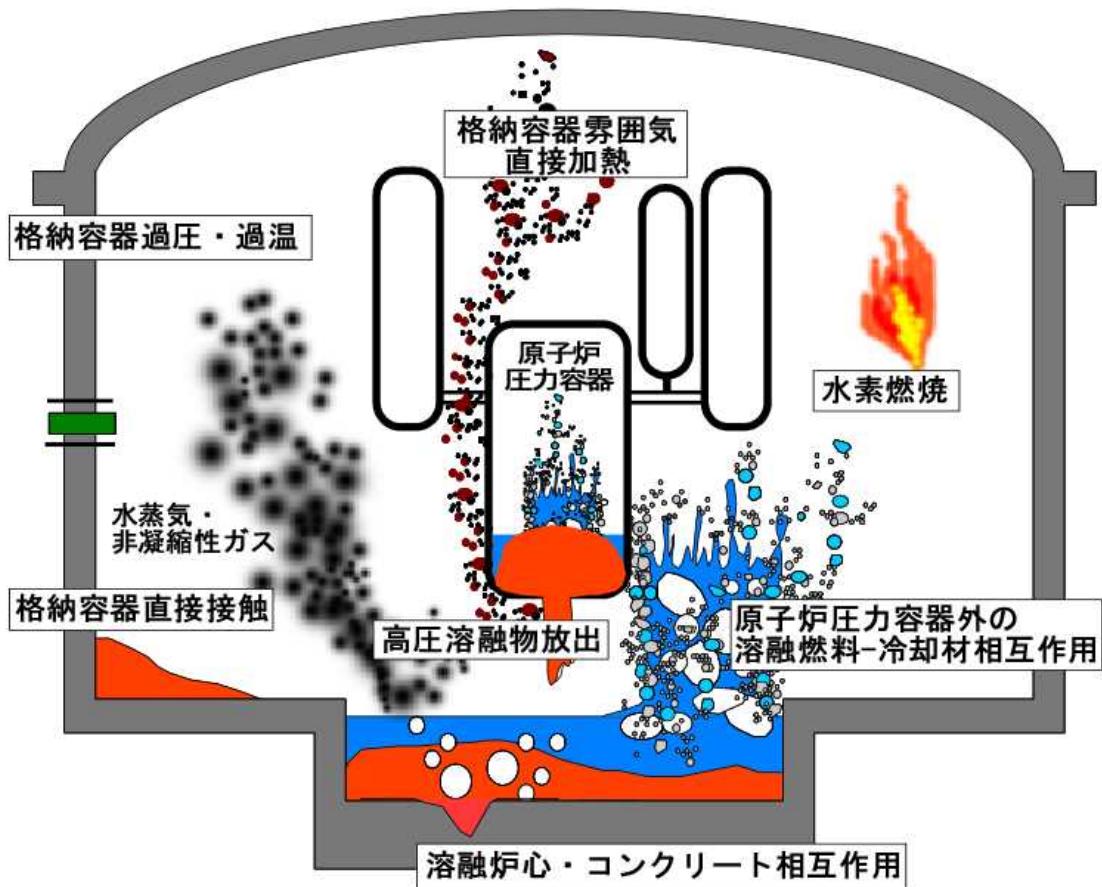


図1 格納容器破損に至る現象

設置許可基準規則は、前記アのとおり、炉心の著しい損傷を防止するため

例えば、我が国の原子力発電所では、発生した余分な熱を海水と熱交換することで海に逃がしている。（設置許可基準規則2条2項34号、）。

の設備を設けることを要求しているが、それでも炉心の著しい損傷が発生した場合を想定し、「閉じ込める」機能の観点から、原子炉格納容器等の破損及び放射性物質の異常な水準での放出を防止する対策を、同規則46条、47条及び49条2項から同規則53条において要求している。

まず、そもそも原子炉格納容器は、原子炉の運転に伴って発生した放射性物質が一次冷却系統（原子炉圧力容器及び配管等）から漏えいした場合に、放射性物質の外部への放出を防止するために設けられる容器である。この原子炉格納容器が破損に至るような現象は、これまでの研究成果により、①原子炉圧力容器が高圧の状態で溶融炉心が放出されることにより、格納容器雰囲気が溶融炉心により直接加熱され、急激に温度及び圧力が上昇する現象（高圧溶融物放出・格納容器雰囲気直接加熱（DCH））、②高温の溶融炉心及び冷却水が格納容器内に放出されることにより、格納容器雰囲気の温度及び圧力が徐々に上昇する現象（格納容器過圧・過温破損）、③溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下することにより、溶融炉心の熱でコンクリートが侵食される現象（溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI））、④高温の燃料被覆管と水が反応して発生する水素の爆発（水素燃焼）などが知られている。そこで、同規則46条から53条において、格納容器が破損に至るような現象への対策として、一般的に発生すると考えられる現象について設備を要求している。なお、一般的に発生する可能性が低い現象でも、設備の有効性評価（同規則37条）を行う過程で対策が必要となれば、それについての設備が必要となる。

まず、同規則46条は、高圧溶融物放出・格納容器雰囲気直接加熱（DCH）を防止する観点から、前記のとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を要求している。また、過圧・過温破損防止の観点から、同規則49条2項は、原子炉格納容器内の冷却のための設備を、同規則50条は、原子炉格納容器からの除熱のための設備を要求している。さらに、溶

融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を防止する観点から、同規則47条は、前記のとおり、原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備を要求し、同規則51条は格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備を要求している。加えて、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発が発生し得ることから、同規則52条は、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備、同規則53条は、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備をそれぞれ求めている。

ウ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための対策（設置許可基準規則54条）

設置許可基準規則54条は、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備を求めている。

使用済燃料貯蔵槽には、使用済燃料が保管されており、一定の水位を保ちながら冷却を継続している。使用済燃料は炉内の燃料と比較すると発熱量が小さく、使用済燃料貯蔵槽への補給水系の機能が失われた場合においても損傷が生じるような事態に至るには長時間を要する。かかる施設の特徴を踏まえ、同規則54条1項は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合を想定し、代替注水設備として可搬型代替注水設備を配備するなど、貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための設備を求めている（同規則の解釈54条）。さらに、同規則54条2項は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において、スプレイ設備として可搬型スプレイ設備を配備することなど、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するための設備を求めている（同規則の解釈同条）。

エ 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備に係る対策（設置許可基準規則55条）

設置許可基準規則は、上記アからウのとおり、重大事故等対策として、炉心の著しい損傷の防止、原子炉格納容器の破損の防止、及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の防止のための設備を求めてている。それでもなお、敢えて、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合をも想定し、その場合、周辺環境への放射性物質の異常な水準の放出防止の観点から、同規則55条は放射性物質の拡散形態を適切に考慮し、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備を求めている。

オ その他の要求事項

重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷等を防止するためには、水の供給と電源の確保が重要となることから、同規則56条は、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するための設備等を求めており、同規則57条において必要な電力を確保するための電源設備を求めている。

さらに、重大事故等に対処するためには、原子炉等の状況を把握し、収集した情報を元に、事故の進展に応じた対処をする必要がある。そこで、情報収集及び対処のために必要な設備として、計装設備（同規則58条）、原子炉制御室（同規則59条）、監視測定設備（同規則60条）、緊急時対策所（同規則61条）及び通信連絡を行うために必要な設備（同規則62条）を求めている。

| 対策(プログラム) | | 一般的な要求 | | 個別要求 | | 外部事象等への頑健性 | | 設備の機能・措置 | | 有効性評価: 事故対策の有効性の解析、不確かさの考慮。対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等の運転停止中の原子炉内の燃料損傷防止対策 | | 想定: 総合的・体系统的な炉心損傷防止対策 | | 目的: 重大事故が発生した場合、格納容器破損防止対策 | | | | | | | | | | | | | | |
|--|--|------------|------------|---------------|---------------|------------|--------------|-----------------|----------------|--|--------------------|-----------------------|--------|----------------------------|---------------------|----------------|---------------------|--------------|-------------------|---------|-----------------------|---------------------|--------|---------------------|------|-------------------|---------|-----------------------|
| 重大事故等の拡大の防止等(37条) | 的、運転中原子炉、停止中原子炉、使用済燃料貯蔵槽での重大事故防止 | 外部事象等への頑健性 | 原子炉 | 著しい炉心損傷の防止 | 格納容器破損防止、放出防止 | 止めると冷やす | 原子炉への移行(44条) | 原子炉が高圧時の冷却(45条) | 原子炉の滅圧(46条) | 原子炉が低圧時の冷却(47条) | 最終ヒートシンクへ熱を輸送(48条) | 格納容器内の冷却(49条1項) | DCH防止 | 原子炉の滅圧(46条) | 格納容器内の冷却(49条2項) | 格納容器からの除熱(50条) | 格納容器下部の溶融炉心の冷却(51条) | 水素濃度の制御(52条) | 原子炉建屋での格納 | 重大事故防止 | 水素爆発による損傷防止(53条) | 冷却、遮蔽による損傷防止(54条1項) | 重大事故緩和 | 損傷の進行緩和、臨界防止(54条2項) | 拡散抑制 | 大気及び海洋への拡散抑制(55条) | 大規模損壊対応 | 手順、体制、資機材(技術的能力基準2.1) |
| 格納容器破損防止対策 | 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策 | 原子炉 | 著しい炉心損傷の防止 | 格納容器破損防止、放出防止 | 格納容器破損防止、放出防止 | 閉じ込めると冷やす | 原子炉の滅圧(46条) | 格納容器内の冷却(49条2項) | 格納容器からの除熱(50条) | 格納容器下部の溶融炉心の冷却(51条) | 水素濃度の制御(52条) | 原子炉建屋での格納 | 重大事故防止 | 水素爆発による損傷防止(53条) | 冷却、遮蔽による損傷防止(54条1項) | 重大事故緩和 | 損傷の進行緩和、臨界防止(54条2項) | 拡散抑制 | 大気及び海洋への拡散抑制(55条) | 大規模損壊対応 | 手順、体制、資機材(技術的能力基準2.1) | | | | | | | |
| 有効性評価: 事故対策の有効性の解析、不確かさの考慮。対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等の運転停止中の原子炉内の燃料損傷防止対策 | 有効性評価: 事故対策の有効性の解析、不確かさの考慮。対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等の運転停止中の原子炉内の燃料損傷防止対策 | 外部事象等への頑健性 | 原子炉 | 著しい炉心損傷の防止 | 格納容器破損防止、放出防止 | 止めると冷やす | 原子炉への移行(44条) | 原子炉が高圧時の冷却(45条) | 原子炉の滅圧(46条) | 原子炉が低圧時の冷却(47条) | 最終ヒートシンクへ熱を輸送(48条) | 格納容器内の冷却(49条1項) | DCH防止 | 原子炉の滅圧(46条) | 格納容器内の冷却(49条2項) | 格納容器からの除熱(50条) | 格納容器下部の溶融炉心の冷却(51条) | 水素濃度の制御(52条) | 原子炉建屋での格納 | 重大事故防止 | 水素爆発による損傷防止(53条) | 冷却、遮蔽による損傷防止(54条1項) | 重大事故緩和 | 損傷の進行緩和、臨界防止(54条2項) | 拡散抑制 | 大気及び海洋への拡散抑制(55条) | 大規模損壊対応 | 手順、体制、資機材(技術的能力基準2.1) |
| 格納容器破損防止対策 | 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策 | 原子炉 | 著しい炉心損傷の防止 | 格納容器破損防止、放出防止 | 格納容器破損防止、放出防止 | 閉じ込めると冷やす | 原子炉の滅圧(46条) | 格納容器内の冷却(49条2項) | 格納容器からの除熱(50条) | 格納容器下部の溶融炉心の冷却(51条) | 水素濃度の制御(52条) | 原子炉建屋での格納 | 重大事故防止 | 水素爆発による損傷防止(53条) | 冷却、遮蔽による損傷防止(54条1項) | 重大事故緩和 | 損傷の進行緩和、臨界防止(54条2項) | 拡散抑制 | 大気及び海洋への拡散抑制(55条) | 大規模損壊対応 | 手順、体制、資機材(技術的能力基準2.1) | | | | | | | |

図2 重大事故等対策に係る規制の概要

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

3-3-3 実用発電用原子炉の炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等に係る有効性評価の方法はどのようなものか。

1 設置（変更）許可申請者に対して、重大事故等対策の有効性評価を行うことを求めること

重大事故等対策の有効性に係る評価は、設置（変更）許可申請者に対して、重大事故等を想定して解析評価を行い、重大事故等対策が有効であるかどうかを確認することを求めるものである（設置許可基準規則37条）。具体的には、設置（変更）許可申請者は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するための必要な措置について、その有効性があることを確認し（同条第1項の解釈）、さらに、重大事故が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するための必要な措置について、その有効性があることを確認するものである（同条第2項の解釈）。

2 炉心損傷防止対策における有効性評価の手法

（1）事故シーケンスグループの選定方法

設置許可基準規則37条1項の解釈では、炉心の著しい損傷の防止対策について、事故シーケンスグループごとに、その対策に有効性があることを確認することを要求している。事故シーケンスとは、炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故のシナリオを、起因事象、安全設備や緩和操作の成功・失敗、物理現象の発生の有無等の組合せとして表したものである。さらに、これを樹形状の論理構造図にしたものを作成するといふ。また、系統・機器等の機能

喪失について、その発生の原因をたどって樹形状に展開した図式をフォールトツリーという（図1）。

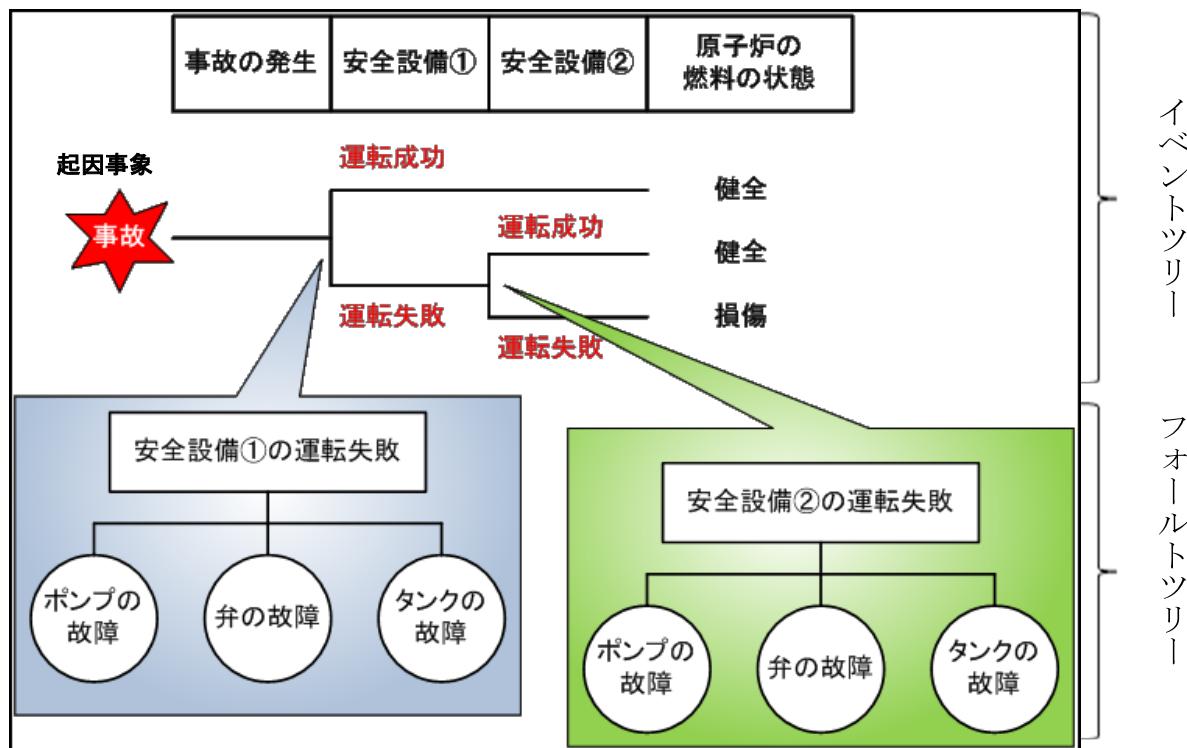
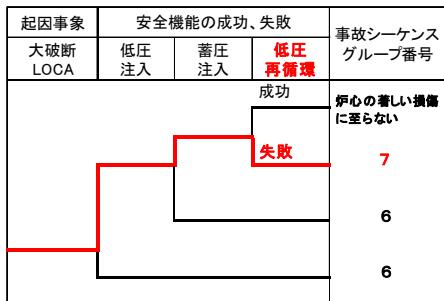


図1 イベントツリー及びフォールトツリーによる
炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出例

そして、著しい炉心損傷に至る事故シーケンスを、起因事象、安全機能（注水設備等）及びサポート機能（電源等）の作動状態、対策の共通点に着目して類型化したものが事故シーケンスグループである（図2）。

大破断 L O C A を起因事象とするイベントツリー



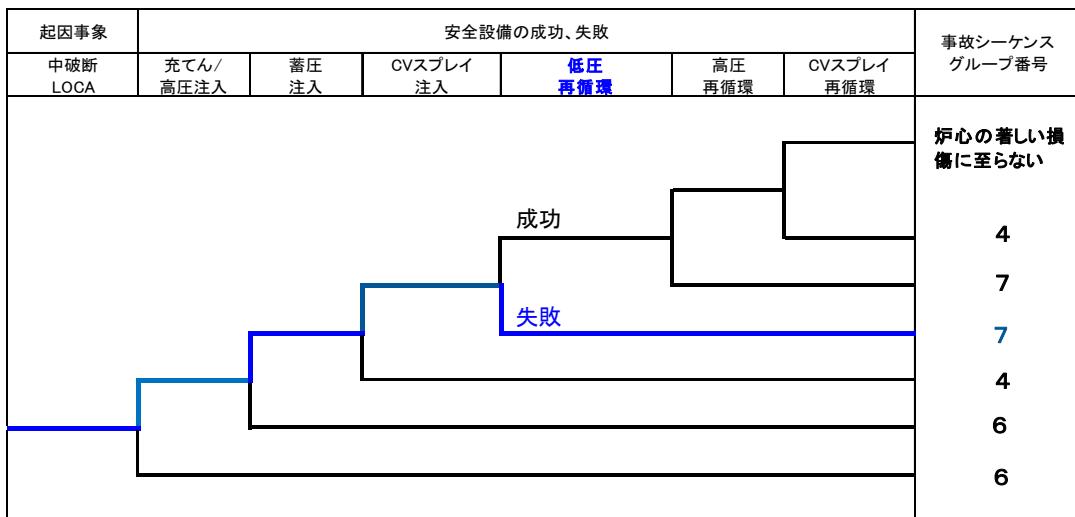
事故シーケンスグループ番号(抜粋)

4 : 原子炉格納容器の除熱機能喪失

6 : E C C S 注水機能喪失

7 : E C C S 再循環機能喪失

中破断 L O C A を起因事象とするイベントツリー



多数の事故シーケンスを起因事象、安全設備の機能喪失状況及び対策の共通性に着目して、少数の事故シーケンスグループ等に類型化する。

例えば、上のイベントツリー図において、赤線の「大破断 L O C A + 低圧再循環失敗」と青線の「中破断 L O C A + 低圧再循環失敗」はいずれも L O C A 後の注入には成功するが、再循環冷却に失敗する事故シーケンスであることから、いずれも「7 : E C C S 再循環機能喪失」に類型化できる。

出典：関西電力説明資料に一部加筆

図 2 事故シーケンスを事故シーケンスグループに分類する例

同規則 37 条 1 項の解釈では、これまでの研究の成果等を踏まえ、有意¹な炉

*1 ここでは、炉心損傷をもたらす事故シーケンスの発生頻度が、対策が必要であると考えられる程度に大きいこと。

心損傷頻度をもたらす様々な事故シーケンスを概ね網羅すると考えられる事故シーケンスグループを「必ず想定する事故シーケンスグループ」として定めている。具体的には、BWRでは、高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、原子炉停止機能喪失、LOCA時注水機能喪失、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）、PWRでは、2次冷却系からの除熱機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、原子炉格納容器の除熱機能喪失、原子炉停止機能喪失、ECCS注水機能喪失、ECCS再循環機能喪失、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）を「必ず想定する事故シーケンスグループ」としている。

そして、プラント毎の設計等の違いもあることから、個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価^{*2}（以下「PRA」という。）及び外部事象に関する適用可能なPRA又はそれに代わる方法で評価を実施し、その結果、「必ず想定する事故シーケンスグループ」に含まれないものの、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、「想定する事故シーケンスグループ」に追加することを求めている（図3）。

*2 原子炉で想定される事故を対象に、事故を収束するために必要な安全設備が運転に失敗する可能性を確率を用いて評価し、原子炉の炉心損傷頻度等を評価する手法である。

なお、設置許可基準規則37条の解釈では内部事象だけでなく、地震等の外部事象に係るPRAのうち、適用可能なものは評価することを求めている。

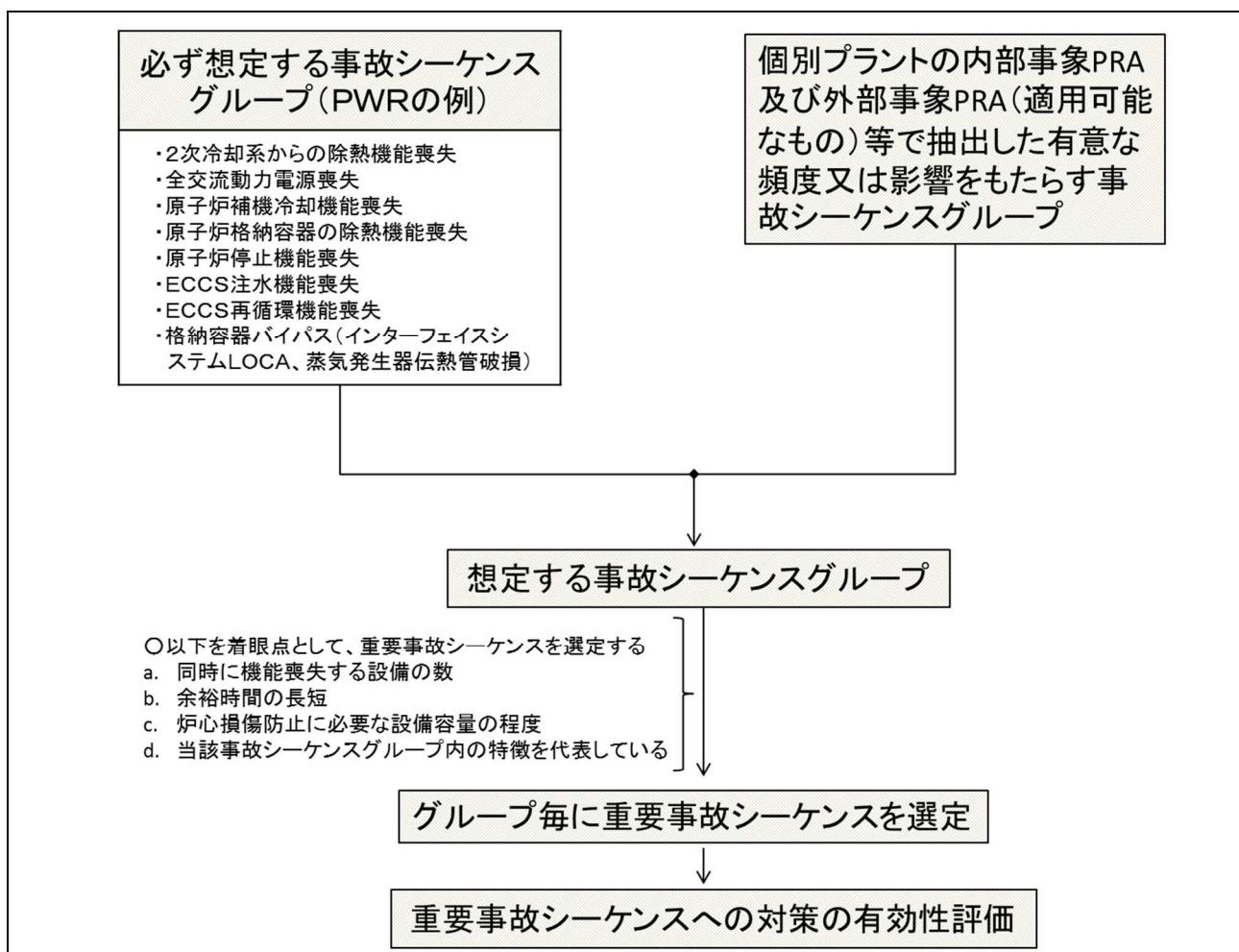


図3 炉心損傷防止対策の有効性評価の流れ

(2) 重要事故シーケンスの選定と有効性評価の方法

まず、想定する事故シーケンスグループごとに、同時に機能喪失する設備の数、余裕時間の長短、炉心損傷防止に必要な設備容量の程度、当該事故シーケンスグループ内の特徴を代表しているかどうかを着眼点として、重要事故シーケンスを選定する（実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド。以下「有効性評価ガイド」という。）。

その上で、重大事故等対策として要求される設備等により、当該重要事故シーケンスに対して炉心の著しい損傷を防ぐことができるかについて、計算シミ

ュレーション等により評価の要件（例えば、燃料被覆管の最高温度が1200°C以下）を概ね満足すること、必要な要員及び燃料等について計画が十分なものであることを確認すること等を確認する有効性評価を行う。

3 格納容器破損防止対策における有効性評価の手法

（1）格納容器破損モードの選定

同規則37条2項の解釈では、格納容器破損防止対策について、格納容器破損モードごとにその有効性があることを確認することを要求している。

格納容器破損モードとは、著しい炉心損傷後等に格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出に至る可能性のある事象を、格納容器への負荷の種類に着目して類型化したものであり、有効性評価の前提として、格納容器破損モードを網羅的に抽出する必要がある。そして、同規則37条2項の解釈では、これまでの研究の成果を踏まえ、典型的な格納容器破損モードとして「必ず想定する格納容器破損モード」を定めている。具体的には、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、水素燃焼、格納容器直接接触（シェルアタック）、溶融炉心・コンクリート相互作用としている。そして、プラント毎の設計等の違いもあることから、各個別プラントの特性に基づく格納容器破損モードを選定するため、個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関する適用可能なPRA又はそれに代わる方法で評価を実施し、その結果、「必ず想定する格納容器破損モード」に含まれないものの、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、「想定する格納容器破損モード」に追加することを求めている（図4）。

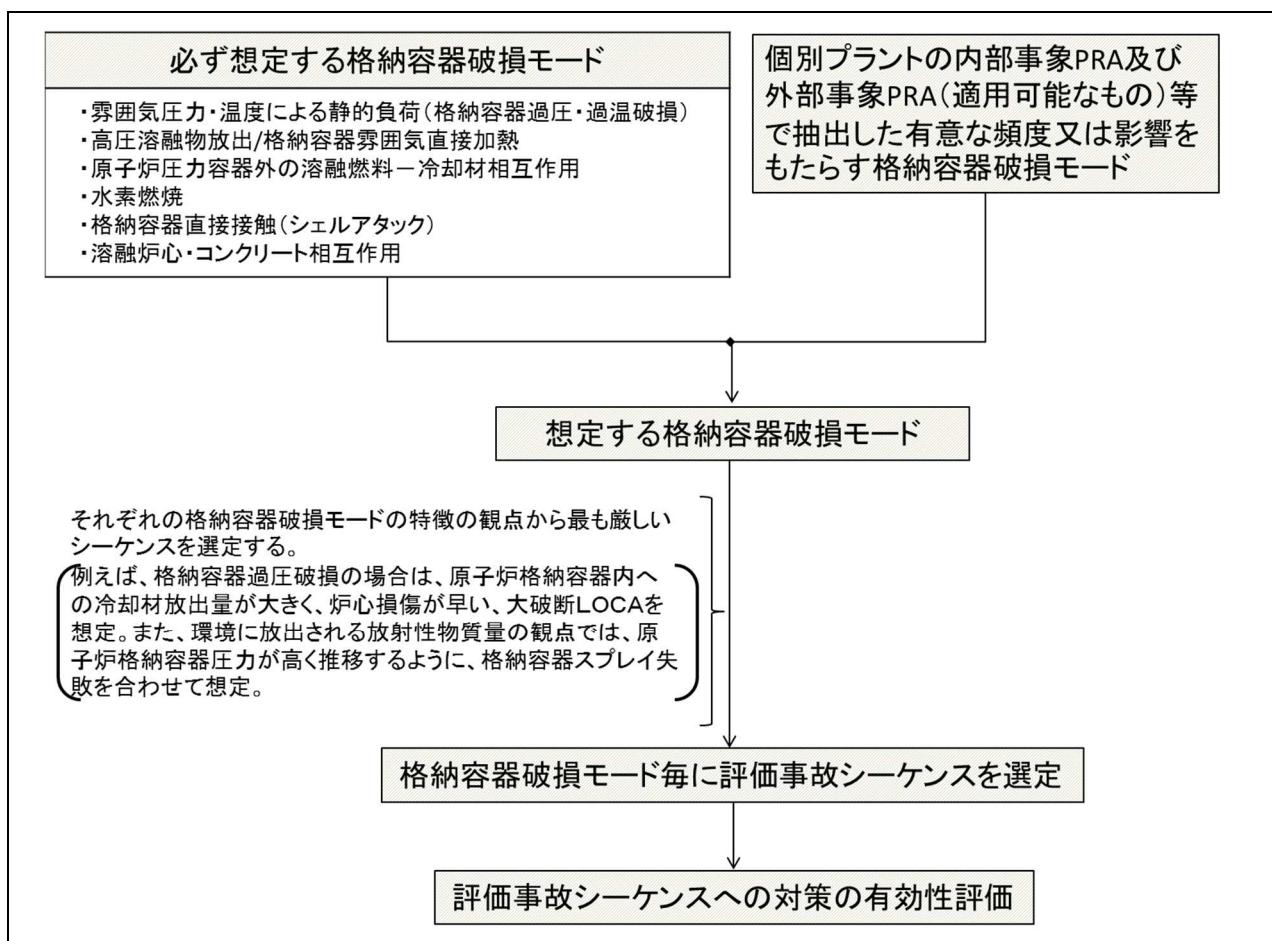


図4 格納容器破損防止対策の有効性評価の流れ

(2) 評価事故シーケンスの選定と有効性評価の方法

まず、想定する格納容器破損モードごとに、PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、格納容器に対する負荷などの観点から厳しい事故シーケンスを、評価事故シーケンスとして選定する（有効性評価ガイド）。

その上で、重大事故等対策として要求される設備等により、当該評価事故シーケンスに対して格納容器の破損を防ぐことができるかについて、計算シミュレーション等により評価項目（例えば、格納容器にかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること）を概ね満足すること、必要な要員及び燃料等について計画が十分なものであることなどを確認する有効性評価を行う。

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

3-3-4

(1) 炉心損傷防止対策において必ず想定する事故シーケンスグループの重畠を検討する必要はあるか。

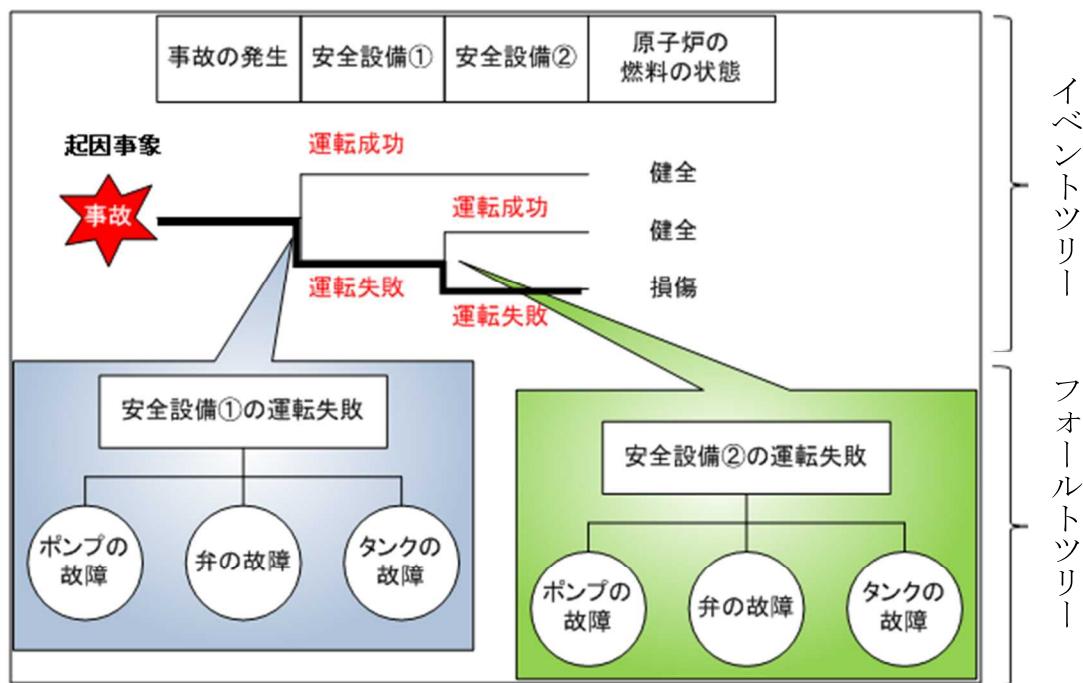
例えば、全交流動力電源喪失と高圧・低圧注水機能喪失が同時に発生することは考慮しないのか。

(2) 個別プラント評価による事故シーケンスグループの抽出に確率論的リスク評価（PRA）を採用するのはなぜか。

1 事故シーケンスグループについて

設置許可基準規則37条では、重大事故に至るおそれのある事故が発生した場合に、炉心の著しい損傷の防止対策を求めている。この重大事故に至るおそれのある事故として考慮する「想定する事故シーケンスグループ」とは、全交流動力電源喪失等の「必ず想定する事故シーケンスグループ」に、さらに個別プラントの確率論的リスク評価等で抽出された事故シーケンスグループが追加されたものである。

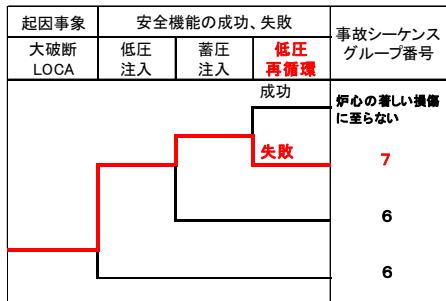
この「想定する事故シーケンスグループ」は、多数存在する事故シーケンスを、起因事象、安全機能（注水設備等）及びサポート機能（電源等）の作動状態、対策の共通点に着目して類型化したものであり、グループごとに、炉心の著しい損傷の防止対策を定めることとなる。



上図のイベントツリーでは、「事故」 + 「安全設備①運転失敗」 + 「安全設備②運転失敗」（太線）が炉心損傷に至る事故シーケンスである。

図1 イベントツリーによる炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出例

大破断LOCAを起因事象とするイベントツリー



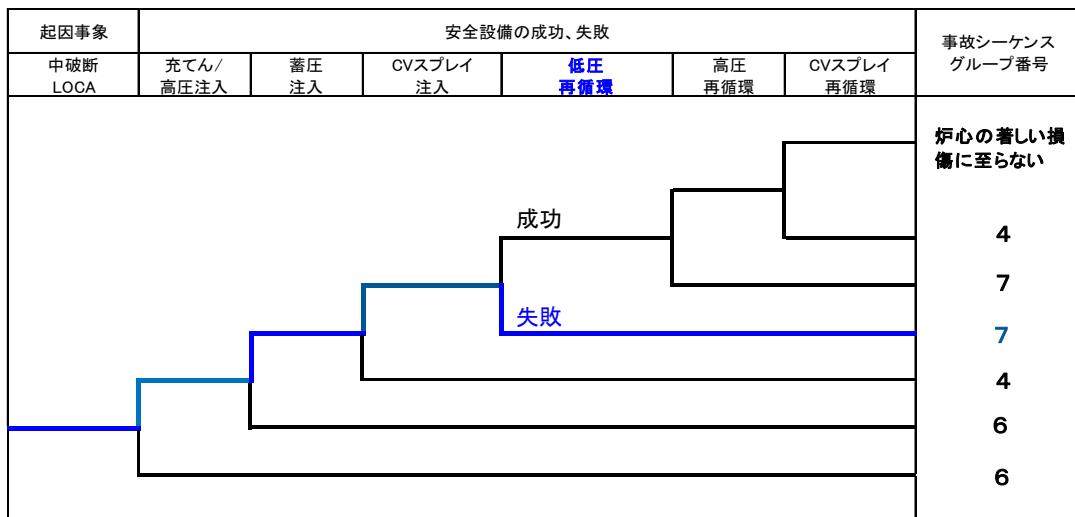
事故シーケンスグループ番号(抜粋)

4 : 原子炉格納容器の除熱機能喪失

6 : ECCS注水機能喪失

7 : ECCS再循環機能喪失

中破断LOCAを起因事象とするイベントツリー



多数の事故シーケンスを起因事象、安全設備の機能喪失状況及び対策の共通性に着目して、少数の事故シーケンスグループ等に類型化する。

例えば、上のイベントツリー図において、赤線の「大破断LOCA + 低圧再循環失敗」と青線の「中破断LOCA + 低圧再循環失敗」はいずれもLOCA後の注入には成功するが、再循環冷却に失敗する事故シーケンスであることから、いずれも「7 : ECCS再循環機能喪失」に類型化できる。

出典：関西電力説明資料に一部加筆

図2 事故シーケンスから事故シーケンスグループに分類する例

2 事故シーケンスグループが重畠する場合の検討について（（1）の回答）

「必ず想定する事故シーケンスグループ」は、事故等の発生後、設計基準事故対処設備が多重故障を起こすような重大事故に至るおそれのある事故であるこ

とから、発生頻度は低いと考えられる。

そのため、2つの「必ず想定する事故シーケンスグループ」が重畠する場合は、それらの発生頻度を掛け合わせた極めて低い頻度になると想定されることから、そのような重畠までを「必ず想定する事故シーケンスグループ」には含めていない。

なお、個別プラント評価により有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが「必ず想定する事故シーケンスグループ」以外に抽出された場合には、それも「想定する事故シーケンスグループ」として追加することが求められている（37条解釈1-1（b）②）。

また、事故シーケンスグループごとに炉心の著しい損傷の防止対策を定めるところから、仮に重畠したとしても、それぞれの防止対策を柔軟に活用することができる。

例えば、全交流動力電源喪失と高圧・低圧注水機能喪失が万一同時に発生した場合は、全交流動力電源喪失対策である常設代替交流電源（例えば、空冷式大容量発電機）と高圧・低圧注水機能喪失対策（例えば、常設代替電動注入ポンプ）を活用することとなる。

3 確率論的リスク評価を採用する理由（（2）の回答）

事故シーケンスグループの抽出の際に、PRAを採用するのは、起因事象、安全機能（注水設備等）及びサポート機能（電源等）の作動状態に着目して類型化した事故シーケンスグループを網羅的かつ体系的に検討できるからである。

すなわち、PRAでは原子力発電所の設計情報と運転情報を基に、起因事象を適切に洗い出すとともに、起因事象毎に安全停止状態に移行させるために必要な設備や操作を明確にした上でイベントツリーを作成することで、起因事象と安全機能の喪失の組合せを網羅的かつ体系的に検討することができる。

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

3-3-5 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に係る審査ガイドにおいて、「設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)の『放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること』を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、セシウム137の放出量が100テラベクレルを下回っていることを確認する」とするのは、なぜか。

1 設置許可基準規則及び解釈における規定内容

発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものであることを求めている（設置許可基準規則37条2項）。重大事故等対策の有効性があることの確認は、設置（変更）許可申請者において、当該発電用原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針について、重大事故等が発生した場合を想定して、解析評価を行い、そのような事態の下でも、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出に至らないという観点から、重大事故等対策が有効であるかどうかを確認するものである。具体的には、想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認することを求めている（同規則37条2項の解釈2-2）。そして、この有効性を確認する際には、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量等の項目について評価する必要がある（同規則37条2項の解釈部分2-3）。

2 審査ガイドにおいて、セシウム137^{*1}の総放出量が100テラベクレルを下回ることを確認するとした理由

放射性物質の総放出量については、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであることを求められているところ（同規則37条2項の解釈2-3（c））、有効性評価ガイドでは、想定する格納容器破損モードに対して、セシウム137の放出量が100テラベクレルを下回っていることを確認するとされている（同ガイド3.2.1（6））。

格納容器破損時において放出されると想定される放射性物質は、希ガス、ヨウ素131^{*2}、セシウム137、セシウム134^{*3}などがある。

原子力発電所のサイトの近隣に住む住民が長期避難を余儀なくされる可能性がある放射性物質を基準とする観点から、半減期が短い希ガス、ヨウ素などではなく、想定される放出量が多く、半減期が長いセシウム137の放出量を元に評価をすることを求めている。

長期避難を防ぐという観点からすれば、重大事故発生時におけるセシウム137の総放出量が100テラベクレルを下回れば、セシウム137以外の放射性物質を考慮しても、長期避難を余儀なくされる事態となる見込みは少ないと考えられる。

福島第一原子力発電所の事故では、解析結果等から、福島第一原子力発電所から環境へのセシウム137の総放出量は約1万テラベクレルであったと評価されている。このため、仮にセシウム137の総放出量が約100テラベクレルであったとすれば、環境への放射性物質による汚染の影響を抑えることができたと考えられ、100テラベクレルという値は、現に発生した事故を踏まえても妥当である。

*1 セシウム137の半減期は約30年

*2 ヨウ素131の半減期は約8日

*3 セシウム134の半減期は約2年

加えて、諸外国においても、重大事故発生時の放射性物質の放出量を指標にしている国がある。イギリス、スウェーデンなどは、放出量を指標にしているものの、安全目標に止めており、フィンランドでは、日本と同様のセシウム137放出量100テラベクレルを規制値として設定している。

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

3-3-6 重大事故等対処設備として、可搬型設備を要求するのはなぜか。

1 重大事故等対策における可搬型設備の扱いについて

重大事故等対策においては、常設設備を設置する場合には設計する際に必ず設計上の想定を定めなければならないため、設計上の想定を超えた場合の効果が限定される可能性があるため、常設設備による対策に依存しすぎると想定を超えた事象に対処することが困難になる可能性がある。

他方、可搬型設備の場合は、例えば想定していた配管が使えなくなった場合でも、他の配管への接続を試みることができるなど柔軟性があり、接続に要する時間は接続手法の改善で短縮が見込める上、作業環境も接続場所の分散などによつて選択肢を広げる等の対策が可能となる。

また、可搬型設備は、常設設備に比べると、経験則的に耐震上優れた特性が認められる。なお、審査において、設置（変更）許可申請者に、配備しようとする可搬型設備につき、加振試験などによる耐震評価を行うことを求めることがある。

以上のことから、重大事故等対策では可搬型設備による対策を基本とする。

2 重大事故等対策における可搬型設備の配備要求の範囲

設置許可基準規則の解釈では、時間的余裕、設備の大きさなどを考慮し、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（45条の解釈）、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する設備（46条の解釈）、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（47条の解釈）、車載代替の最終ヒートシンクシステム（48条の解釈）、使用済燃料貯蔵

槽の冷却等のための設備（54条の解釈）、電源設備（57条の解釈）につき、可搬型設備を要求している。加えて、事故発生の早い段階で機能することが必要と考えられる原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却設備、電源設備には、常設代替設備も要求するなどにより、可搬型設備を基本としながらも、常設設備も組み合わせることで、信頼性の向上を図っている。

なお、設置許可基準規則は、設置（変更）許可申請者において、より良い対策が立案されることを促すため、性能要求として規定されており、可搬型設備、常設設備のいずれにおいても、その解釈で例にあげた手段と同等以上で十分な機能を確保できる方策であれば、審査において、排除するものでなく適切に評価を行うものである。

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

3-3-7 特定重大事故等対処施設に係る要求事項は何か。

また、特定重大事故等対処施設の設置について、猶予期間（5年）を設けることは合理的か。

1 特定重大事故等対処施設に係る規制の要求事項

設置許可基準規則42条は、発電用原子炉を設置する工場又は事業所（以下「工場等」という〔同規則2条2項5号ロ〕。）には、特定重大事故等対処施設を設けなければならないとしている。

ここで、特定重大事故等対処施設とは、重大事故等対処施設のうち、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するためのものという（同規則2条2項12号）。

そして、特定重大事故等対処施設については、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること（同規則42条1号）、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有すること（同条2号）及び原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること（同条3号）が要求されている。

具体的には、例えば図1のとおり、原子炉から100メートル以上離れた場所に、電源、注水ポンプ等の設備を有した特定重大事故等対処施設を設けることが要求されている（同規則の解釈42条の1（a）、同3（a）iv、vii等）。

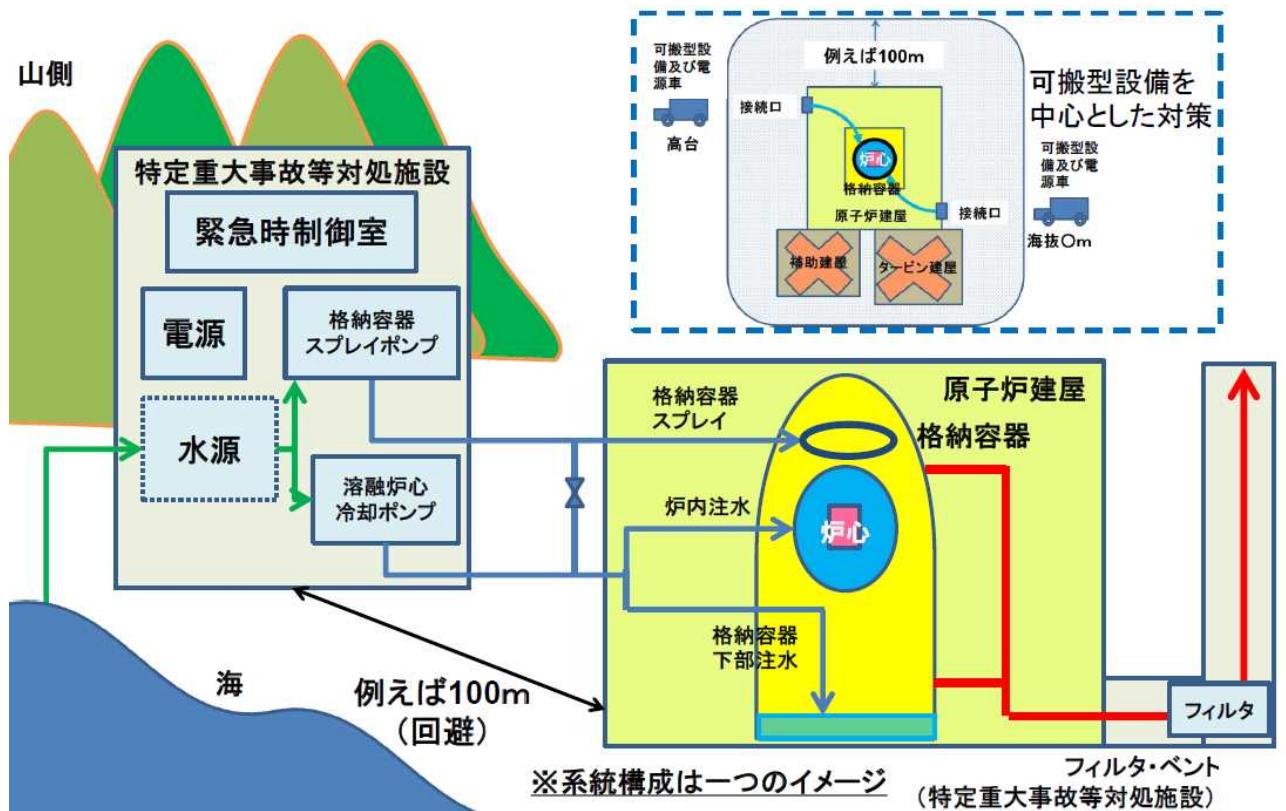


図 1 特定重大事故等対処施設の概要

また、自然現象に対しては、耐震重要度分類 S クラスに適用される弾性設計用地震動による地震力・静的地震力が作用した場合及び基準地震動による地震力が作用した場合においても当該特定重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤に設けること（同規則 38 条 1 項 4 号、同条の解釈 3 項）、耐震重要度分類 S クラスに適用される弾性設計用地震動による地震力・静的地震力に十分耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること（同規則 39 条 1 項 4 号）、また、基準地震動を一定程度超える地震動に対して頑健性を高めること（同条解釈 4 号）、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること（同規則 40 条）及び基準津波を一定程度超える津波に対して頑健性を高めること（同条解釈 2 号）が要求されている。

2 特定重大事故等対処施設の規制要求上の位置付け

特定重大事故等対処施設について要求されている設置許可基準規則42条1号所定の機能は、同規則43条3項5号で、同規則42条2号所定の機能は、同規則46条、49条ないし52条、57条ないし59条及び62条等で、同規則42条3号所定の機能は、技術的能力基準1.0(3)等で既に重大事故等対処施設又は重大事故等対処設備の有すべき機能等として要求されているものである。

このように、特定重大事故等対処施設について要求されている機能は、発電用原子炉施設における特定重大事故等対処施設以外の施設によって既に重大事故等対策に必要な機能として要求されているところ、特定重大事故等対処施設は、更なる安全性向上のため、そのバックアップ対策として求められているものである。

すなわち、重大事故等対処施設・設備における主として可搬型設備を用いた人的な対応に加えて、恒設の特定重大事故等対処施設による対応をとることにより、更に有効な対策を講じることができるよう要求されている。

3 猶予期間について

特定重大事故等対処施設の設置に関しては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の一部を改正する規則（平成28年原子力規制委員会規則第1号）の施行の際、現に設置され又は設置に着手されている発電用原子炉施設については、平成25年7月8日以後最初に行われる法第43条の3の9第1項の規定による認可（略）の日から起算して5年を経過する日までの間は、第42条及び第57条第2項の規定は、適用しない。」とされている（設置許可基準規則附則2項）。

すなわち、特定重大事故等対処施設に係る規制は、平成28年1月12日時点で現に設置され又は設置に着手されている発電用原子炉施設については、平成25年7月8日以後最初に行われる工事計画認可の日から起算して5年間、適用し

ないものとされている。これは、前記のとおり、設置許可基準規則42条が、工場等には「特定重大事故等対処施設を設けなければならない」と規定しているところ、上記発電用原子炉施設については、新たにこれを設けるまでの相当期間として上記規定の適用を猶予したものである。

これは、前記2で述べたとおり、特定重大事故等対処施設について要求されている機能は、発電用原子炉施設における特定重大事故等対処施設以外の施設によって既に重大事故等対策に必要な機能として要求されていることから、これが設置されていなければ直ちに重大事故の発生及び拡大の防止に支障が生ずるような施設ではなく、更なる機能の信頼性向上のためのバックアップ対策として求められているものであり、一方で、特定重大事故等対処施設を設置するためには、審査、工事等に一定の期間が必要であることを踏まえれば、基準の適用に一定の猶予を設けることが合理的と考えられる。

ここで、猶予期間を5年間としているのは、前述したとおり、特定重大事故等対処施設は更なる機能の信頼性向上のためのバックアップ対策として設けられるという位置付けであることと、特定重大事故等対処施設を設置するための審査、工事等に必要な期間とを総合的に考慮したものである。

また、猶予期間の起算点を工事計画認可後としたのは、特定重大事故等対処施設に係る審査については、本体施設に係る設置許可申請の審査における重大事故等対処設備やこれに係る有効性評価の条件が確定し、本体施設に係る工事計画認可申請の審査において、本体施設等の配管ごとの位置や、圧力、温度、荷重等の環境条件等の環境条件が確定しなければ、特定重大事故等対処施設等と本体施設等との接続部分に係る詳細設計を審査することができないことから、本体施設等の工事計画認可が行われていることを前提に、その時点から、特定重大事故等対処施設の審査、工事等の期間を考慮することが適切だからである。

このように、特定重大事故等施設の設置について、本体施設の工事計画認可後5年間の猶予期間を設けていることは合理的である。

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

3-3-8

- (1) 設置許可基準規則 42 条の解釈では、「原子炉建屋及び特定重大事故等対処施設が同時に破損することを防ぐために必要な離隔距離（例えば 100 m 以上）を確保すること、又は故意による大型航空機の衝突に対して頑健な建屋に収納すること。」と定められているところ、100 メートルの離隔距離を満たせばそれでよいのか。
- (2) 特定重大事故等対処施設につき、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであることが求められるところ、それを少なくとも 7 日間、必要な設備が機能するに十分な容量を有するよう設計を行うことを求めるのはなぜか。

1 必要な離隔距離について（（1）の回答）

特定重大事故等対処施設は、「原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」が求められており、設置許可基準規則 42 条の解釈では、原子炉建屋及び特定重大事故等対処施設が同時に破損することを防ぐために必要な離隔距離（例えば 100 m 以上）を確保すること、又は故意による大型航空機の衝突に対して頑健な建屋に収納すること又はこれらと同等以上の効果を有する設備とされている。そして、実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイド及び実用発電用原子炉に係る航空機衝突影響評価に関する審査ガイドでは、設置（変更）許可申請者が、航空機等の特性、航空機衝突箇所の設定をした上で、航空機衝突時の構造評価及び機能評価を行

い、評価対象設備の必要な機能が喪失しないとしていることについて、審査官がその妥当性を判断する、とされている。

必要な離隔距離については、原子炉建屋と特定重大事故等対処施設が同時に破損することを防ぐために求められるものであることから、各プラントの地理的特徴等を考慮して航空機の侵入経路等を特定すべきであり、各プラントの特性に応じた対策が必要である。そのため、前記設置許可基準規則の解釈で記載された100メートルというのは一般的な航空機の翼幅等から導かれた例示に過ぎず、各プラントの特性に応じた対策が求められるのであって、100メートルの離隔距離があれば直ちに設備要求を満たすわけではない。

2 7日間の備蓄を要求していることについて（（2）の回答）

特定重大事故等対処施設は、「原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること」が求められており、設置許可基準規則の解釈では、「発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること」は「例えば、少なくとも7日間、必要な設備が機能するに十分な容量を有するよう設計を行うことをいう。」とされている。

これは、東京電力福島第一原子力発電所事故の例では、免震重要棟のガススタービン発電機の燃料供給に3日程度を要したため、より保守的に、少なくとも7日間と設定したものである。

なお、大規模自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応として、燃料のみならず食料等も入手・輸送が困難になると考えられ、7日間の備蓄を要求している。

さらに、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること、工場等外であらかじめ用意された手段により、事象発生後6日間までに支

援を受けられる方針であることを要求している（技術的能力基準1.0（3）、1.18）。

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

3-3-9

- (1) 設置許可基準規則 55 条の要求事項は何か。
- (2) 例えば、東京電力福島第一原子力発電所事故で発生した工場等外への汚染冷却水の流出のような事象の防止についても設置許可基準規則 55 条は想定しているのか。想定していない場合、その理由は何か。

1 設置許可基準規則 55 条の策定経緯

原子力規制委員会は、重大事故等への対策を規制の対象と位置づけることとした平成 24 年改正原子炉等規制法の趣旨にのっとり、発電用原子炉の設置許可の要件に関する規制基準の見直しを行うため、発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム（第 21 回から、発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チームと改称。以下「原子炉施設等基準検討チーム」という。）を構成して検討を行い、新規制基準の骨子案及び規則案等に対する意見公募手続等を経た上で、新規制基準を策定した。

新規制基準が全体として各専門分野の学識経験者の有する最新の専門技術的知見を集約して策定したものであり、意見公募手続等の適正な手続を経て策定された合理的なものであることについては、既に本資料「§ 2 2-2 2-2-1」で述べたとおりであるが、このうち設置許可基準規則 55 条の主な策定経緯は次のとおりである。

(1) 原子炉施設等基準検討チーム等における設置許可基準規則 55 条の主な検討内容

原子炉施設等基準検討チームは、平成 24 年 10 月 25 日から平成 25 年 6 月 3 日までの間、原子炉施設の新規制基準（地震及び津波対策を除く。）策定のため、学識経験者らの参加の下、計 23 回の会合を開催した。このうち、設

置許可基準規則 55 条に係る主な検討内容は以下のとおりである。

ア 原子炉施設等基準検討チーム第 8 回会合（平成 24 年 12 月 27 日）

平成 24 年 12 月 27 日に開催された原子炉施設等基準検討チーム第 8 回会合において、設計基準を超える外部事象への対応について議論がされた。

設計基準を超える事故への包括的な対応策（敷地外への影響緩和対策）としては、放射性物質を含んだ空気の一団（放射性プルーム）が大気中に放出されるような状況を想定し、遠距離からの放水により放射性物質を沈降させる等、周辺環境への影響を緩和する対策が必要とされた。

イ 原子炉施設等基準検討チーム第 11 回会合（平成 25 年 1 月 21 日）

平成 25 年 1 月 21 日に開催された原子炉施設等基準検討チーム第 11 回会合において、放水による放射性物質の拡散抑制については、放射性プルームが大気中に放出されるような状況を想定したものであり、対策は要求するものの、その成功基準を設定できないため、有効性の評価は要求しないとの考えが示された。

ウ 原子炉施設等基準検討チーム第 12 回会合（平成 25 年 1 月 25 日）

平成 25 年 1 月 25 日に開催された原子炉施設等基準検討チーム第 12 回会合において、放水による放射性物質の拡散抑制について議論がなされた。その中で、当該対策については、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策について有効性の評価を求めていることとは異なり、事故の態様を特定して対策の成功基準を設定し、対策の有効性を評価することを求めるることは、そもそも事故の態様を事前に特定できないため実質的に不可能であること、したがって、事業者に対しては、状況に応じて柔軟に対応することを要求する考えが示された¹。

¹ このほか、当該検討チームの第 14 回会合（平成 25 年 2 月 8 日）等において、設置許可基準規則 55 条に関する議論が行われている。

エ 平成24年度第27回原子力規制委員会（平成25年2月6日）

その後、複数回にわたる検討を踏まえ、原子炉施設等基準検討チームは、平成25年2月6日に開催された平成24年度第27回原子力規制委員会において、新安全基準（平成25年4月3日開催の平成25年度第1回原子力規制委員会において、「新安全基準」は「新規制基準」に名称変更されている。）のシビアアクシデント対策に係る骨子案について、行政手続法に基づく規則案としてのパブリックコメントに先立ち、自主的に事前のパブリックコメントを実施する旨を報告した。

オ 原子炉施設等基準検討チーム第18回会合（平成25年3月19日）

前記エの自主的な事前のパブリックコメントを実施し、敷地外への放射性物質の拡散抑制対策に関して寄せられた意見を検討した結果、平成25年3月19日開催の原子炉施設等基準検討チーム第18回会合において、従前の対策内容に加え、海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備、手段等を整備することを追加する考え方が示された。

また、放水設備に関する意見に対しては、東京電力福島第一原子力発電所事故において放射性物質が大気中に放出された経験を踏まえ、深層防護の考え方の下、原子炉格納容器破損を想定し、当該設備を要求すること、及び、その効果に関して、水との慣性衝突や乱流拡散等により放射性物質が液滴に吸収されることから^{*2}、放水による拡散抑制効果が見込まれるとの考え方が示された。

カ 原子炉施設等基準検討チーム第20回会合（平成25年3月28日）

平成25年3月28日に開催された原子炉施設等基準検討チーム第20回

^{*2} 慣性衝突は、空気中の微粒子が、その慣性（物体が運動状態を維持しようとする性質）のため、液滴やフィルター繊維等の周辺の空気の流れの変化に追随できず、液滴やフィルター繊維等と衝突することを指す。乱流拡散は、空気中の微粒子が、空気の不規則な流れ（乱流）によって輸送されることを指す。

会合において、前記才の考え方を踏まえ、新安全基準（重大事故対策）骨子案について、修正理由とともに修正案が示され、検討がなされた。

その後、平成25年5月24日に開催された原子炉施設等基準検討チーム第22回会合において、同年4月11日から5月10日までの間に実施した行政手続法に基づく規則案としてのパブリックコメントにおいて寄せられた意見のうち、放射性物質の拡散抑制対策について、「地下水への拡散抑制は考慮しないのか」との意見に対しては、「地下水を経て周辺公衆に放射性物質の影響が及ぶまでには長時間を要するため、外部支援を得て対処することを想定しています。」とする考え方の案が示された^{*3}。

キ 平成25年度第11回原子力規制委員会（平成25年6月19日）

23回にわたる原子炉施設等基準検討チームにおける検討及びパブリックコメントにおいて寄せられた意見及びこれに対する考え方等を踏まえ、平成25年6月19日に開催された平成25年度第11回原子力規制委員会において、設置許可基準規則（及び同規則の解釈）の最終案が報告され、同案のとおり決定された。

2 設置許可基準規則55条の要求内容

このように、設置許可基準規則55条は、その制定経緯に照らせば、原子炉格納容器が破損等した場合に、発生することが想定される放射性プルームの拡散抑制（放射性プルームへの放水により生じた放射性物質を含んだ水の拡散抑制を含

^{*3} 原子炉格納容器の破損等に伴う汚染冷却水の流出については、液体ないし固体の放射性物質が地中に浸透した後に海等といった工場等外に流出する事象が想定されるが、かかる事象は、気体による拡散に比して事象の進展は遅く、事象の進展の速度や形態も個別の原子炉施設ごとに様々であることから、実際に発生した重大事故の状況に応じて臨機応変に対応していくことも考慮する必要がある。そのため、ソフト面に係る要求事項を策定している技術的能力基準に基づく対応や、あらかじめ定められた対策によるのみならず、当該施設の事故状況に応じた適切な方法により当該施設の管理を行うことが必要な場合には、当該原子炉施設を「特定原子力施設」に指定して、具体的な事態を踏まえた措置を講ずることを予定している（改正原子炉等規制法64条の2ないし4）。

む。) を想定した規定である。

設置許可基準規則における重大事故等対策の要求では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するといった対策が求められており、かかる要求を満たさない申請に対しては許可がされないこととなっている。また、これらの対策を講じてもなお想定し難い事情によりこれらの対策が有効に機能せず原子炉格納容器が破損するなどして、放射性物質が格納容器から大気中に放出されるような場合、原子炉施設の状態はその破損・損傷部位によって大きく異なるものであることから、最新の技術的知見に基づいても全ての事象を想定することは実質的に不可能であり、あらかじめ全ての事象に対して設備を要求することは、発生に至る可能性が極めて小さく、態様も事前に特定し難い事象まであえて想定し、これに対してあらゆる対処設備を設計段階で要求することとなり、規制要求として極めて不合理である。

しかしながら、東京電力福島第一原子力発電所事故時に現実に放射性物質が放出された事実を踏まえ、深層防護の観点から、これらの対策を講じてもなお想定し難い事情によりこれらの対策が有効に機能せず原子炉格納容器が破損するなどして、放射性物質が格納容器から放出されるような場合をあえて想定し、放射性物質の拡散を抑制するための設備について、設置許可基準規則55条において、特に追加的な要求を規定したものである。そして、上記及び本資料「§3-3-3-3-3-1」において詳述したように、原子炉格納容器が破損して放射性物質が大気中に放出されるような、事故が進展し、不確かさの大きい状況については、事故の態様を事前に特定して、対策の成功基準を設定することは困難であることから、その有効性を評価することまでは、要求していない。

なお、設置許可基準規則55条が適用されるような状況においては、原子炉施設の位置、構造及び設備といったいわゆるハード面からの対策と、状況に的確かつ柔軟に対処できるような手順、事故発生後に外部からの支援を受けられる体制の整備等、当該設備や緊急時資機材等を有効に活用する能力（アクシデントマネ

ジメント能力) といった、いわゆるソフト面からの対策とがあり、同規則 55 条は、前者のハード面において、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備をあらかじめ設置しておくことを求める規定である。そこで、かかる状況に関するハード面からの対策（設置許可基準規則 55 条に基づき要求されるもの）と、同状況におけるソフト面からの対策（技術的能力基準に基づき要求されるもの）について、以下、それぞれ概要を示す。

（1）設置許可基準規則 55 条が要求する具体的な設備等（ハード面からの対策）

設置許可基準規則 55 条（及び同規則の解釈 55 条）が要求する設備は、前記のとおり、重大事故が発生した場合の放射性物質の拡散形態を踏まえ、その抑制のために、あらかじめ設置しておくことが必要な設備である。

原子炉格納容器の破損等が発生した後に発生し得る放射性物質の拡散形態として現時点で想定し得るものとしては、原子炉格納容器の破損部等から放出された放射性物質が放射性プルームを形成し、工場等の外に移動していく形態が挙げられる。このような拡散形態に対しては、原子炉建屋（PWR の場合は原子炉格納容器頂部までを含む。）に放水できる設備をあらかじめ配備することで、放射性物質の拡散を抑制することができる。具体的には、これらの放水設備、例えば放水砲により水を噴霧し、放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質に水滴を衝突させて捕集し、水滴とともに落下させることにより、放射性物質の拡散を抑制する。

また、この放水により水滴とともに落下した放射性物質を含む放水後の水が海洋に拡散する事態に対しては、あらかじめシルトフェンス等の設備を整備することにより、海洋への拡散を抑止し、工場等外への放射性物質の拡散を抑制することができる。

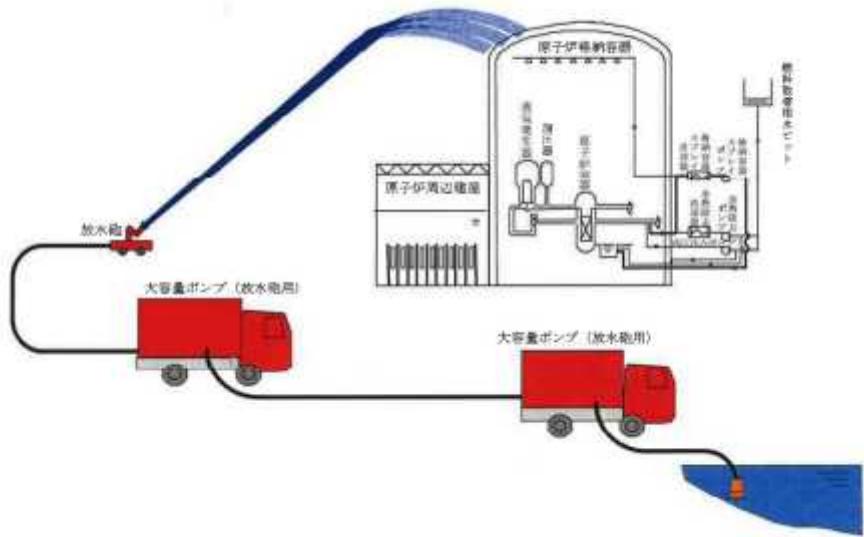


図1 放水設備の例（PWRの場合）

（出典：関西電力株式会社大飯発電所3号炉及び4号炉新規制基準適合に係る設置変更許可申請に関する事業者提出資料）

（2）設備以外による重大事故等対策（ソフト面からの対策）

一方、前記（1）で述べた事象に対しては、事象発生後に短時間で対処が必要となることから、設備（ハード面）の整備のみならず、その設備を迅速かつ有效地に使用して対処できるように、放水設備の準備・運用など、あらかじめ必要な手順等（ソフト面）も適切に整備されることで、放射性物質の拡散を抑制することができる（技術的能力基準1.12）。

なお、本資料「§3 3-3 3-3-1」で述べたように、重大事故等対策に係る共通的な要求の一つとして、技術的能力基準においては、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できることを要求するとともに、工場等外であらかじめ用意された手段により、事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を構築し、かつ、中長期的な対応が必要となる場合に備えて適切な対応を検討できる体制を整備する方針が要求されている（技術的能力基準1.0）。

さらに、地震、火災その他の災害の発生によって、原子力施設による災害が発生した場合等においては、あらかじめ定められた対策だけでなく、当該施設の事故状況に応じた適切な方法により当該施設の管理を行うことが適当であることから、このような事態が生じた場合には、当該施設を「特定原子力施設」に指定して、具体的な事態を踏まえた措置を講ずることが予定されている（原子炉等規制法 64条の2ないし4）。

3 設置許可基準規則55条と工場等外への汚染冷却水の流出のような事象との関係

設置許可基準規則55条が想定する事象及び要求する設備は前記2のとおりであるが、一方で、東京電力福島第一原子力発電所事故においては、事故後に2号機の取水口付近において放射性物質を含む水（汚染冷却水）が海洋に流出したことが確認されているところ、次の理由から同条ではこのような汚染冷却水の流出対策は要求していない。

すなわち、前記2で述べたとおり、重大事故等対策の要求では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するといった対策が求められており、かかる要求を満たさない申請に対しては許可がされないこととなっている。設置許可基準規則55条が要求する設備が機能する場合は、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえた複数の炉心損傷防止対策や原子炉格納容器破損防止対策等が存在するにもかかわらず、想定し難い事情によりこれらの対策が有効に機能せず原子炉格納容器が破損するなどして、大気中に放射性物質が放出されるような場合である。このような発生に至る可能性が極めて小さく、態様も事前に特定し難い事態まであえて想定し、これに対してあらゆる対処設備を設計段階で要求することは規制要求として合理的ではない。

加えて、汚染冷却水の流出等の対策を規制上如何に要求すべきかについては、現に発生した事象である汚染冷却水の流出過程等を考慮した上で検討すべきであ

るところ、東京電力福島第一原子力発電所事故においては、事故後に汚染冷却水が海洋に流出したことが確認されたのは、平成23年4月2日午前9時30分頃であった。そして、当該事象の開始時期については、同月1日に観測した2号機スクリーンの近傍海面付近の空間線量（1.5 mSv/h）と、同月2日に汚染水の流出が発見された直後に、ほぼ同様の場所である2号機スクリーンの床上（海面より約4m）において観測した空間線量（20 mSv/h）に照らせば、同月1日に汚染水の流出が始まったと推定され、かつ、その推定は十分保守的と評価されている。このように、東京電力福島第一原子力発電所事故の後、汚染水の工場等外への流出が最初に確認されたのは、事故発生から約3週間も経過した後の時点であった。

仮に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損によって、汚染冷却水の流出など放射性物質が地中に浸透した後に工場等外に流出する事象が発生したとしても、このような事象は進展の速度や形態が個別の原子炉施設ごとに様々であり、前記2(1)で述べた気体による拡散に比べて事象の進展も遅いものであることを踏まえると、現実に発生した個別具体的な事象に対して臨機応変な対応をすることが適切であるから、汚染冷却水の流出等の対策については、あらかじめ設備による対応を要求するのではなく、ソフト面の対応を要求することが合理的である。このため、設置許可基準規則55条は、汚染冷却水の流出等の対策として必要な設備を要求していない。

なお、東京電力福島第一原子力発電所事故で生じたような汚染冷却水の流出への対策は、前記2(2)で述べた重大事故等の中長期的な対応も見据えた技術的能力基準による対策や、さらに当該施設の状況に応じた適切な方法による管理が特に必要と認めるときには、前記2(2)で述べた特定原子力施設に指定して行う対策によって対応することが予定されている。

§ 6 6-1 立地審査指針

6-1-1 立地審査指針は、どのようなもので、どのような役割を果たしていたのか。

1 立地審査指針の概要

原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて（以下「立地審査指針」という。）は、原子力委員会が昭和39年に決定し、原子力安全委員会が平成元年に一部改訂^{*1}した。

これは、平成24年に改正する前の原子炉等規制法24条1項4号（現43条の3の6第1項4号に相当）における「災害の防止上支障がないものであること」の基準を具体的に記載した指針の一つで、「陸上に定置する原子炉の設置に先立って行う安全審査の際、万一の事故に関連して、その立地条件の適否を判断するためのもの」であった。

2 立地審査指針の構造

立地審査指針は、「基本的考え方」、「立地審査の指針」及び「適用範囲」を示す「原子炉立地審査指針」（別紙1）、並びに、「原子炉立地審査指針を適用する際に必要な暫定的な判断のめやす」（別紙2）で構成されている。

そして、別紙1の「基本的考え方」は、「原則的立地条件」と「基本的目標」で構成されている。

（1）原則的立地条件

「原則的立地条件」は、万一の事故に備え公衆の安全を確保するために必要

*1 改訂内容は、原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていることを判断するためのめやすとして、「国民遺伝線量」という指標を使用していたものを、「集団線量」という指標に置き換えたことや、被ばく線量の単位をレムからシーベルトに変更したもの。

な、以下の①から③の条件を規定している。

① 大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろんであるが、将来においても考えられないこと。また、災害を拡大するような事象も少ないと (立地審査指針 1. 1 (1))。

② 原子炉は、その安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること (立地審査指針 1. 1 (2))。

③ 原子炉の敷地は、その周辺も含めて、必要に応じ公衆に対して適切な措置を講じうる環境にあること (立地審査指針 1. 1 (3))。

①は、原子炉施設の安全性に関し外部事象^{*2}の影響について定めたもので、大きな事故の誘因となる外部事象がない地点を選ぶためのもの、

②は、原子炉施設で発生しうる大きな事故が敷地周辺の公衆に放射線による確定的影響を与えないための要求で、原子炉施設の公衆からの一定の離隔を要求するもの、

③は、原子炉施設周辺の社会環境への影響が小さい場所を選ぶためのもので、必要に応じ防災活動を講じうる環境にあることも意図したものである。

(2) 基本的目標

「基本的目標」は、上記の「原則的立地条件」を踏まえて達成すべき目標を設定するものである。立地審査指針は、「万一の事故時にも、公衆の安全を確保し、かつ原子力開発の健全な発展をはかること」を方針として、この指針によって達成しようとする基本的目標として、下記の3つのものを示している。

a 敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的見地からみて、最悪の場合には起るかもしれないと考えられる重大な事故（以下「（旧）重大事故」という。）の発生を仮定しても、周辺の公衆に放射線

*2 地震などの自然現象と外部人為事象（故意によるものは除く。）といった発電所外の事象。

障害を与えないこと

- b 更に、(旧) 重大事故を超えるような技術的見地から起るとは考えられない事故（以下「(旧) 仮想事故」という。）（例えば、(旧) 重大事故を想定する際には効果を期待した安全防護施設のうちいくつかが動作しないと仮想し、それに相当する放射性物質の放散を仮想するもの）の発生を仮想しても、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと
- c なお、(旧) 仮想事故の場合には、集団線量に対する影響が十分に小さいこと

また、「立地審査の指針」において、この基本的目標を達成するため、少なくとも以下の3つの条件が満たされていることを確認しなければならないと定められている。

(ア) 基本的目標 a を達成するために確認すべき条件について

基本的目標 a は、いわゆる「公衆との離隔」を要求する原則的立地条件②と関係している。「立地審査の指針」においては、基本的目標 a を達成するため、少なくとも「原子炉の周辺は、原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること」の条件が充たされることを要求している。

ここでいう「ある距離の範囲」としては、(旧) 重大事故の場合、もし、その距離だけ離れた地点に人がい続けるならば、その人に放射線障害を与えるかもしれないと判断される距離までの範囲をとるものとし、「非居住区域」とは、公衆が原則として居住しない区域をいうものとするとしている。

この「ある距離の範囲」の判断のめやすとしては、甲状腺（小児）に対し、
1. 5 S v、全身に対して 0. 25 S v としている（立地審査指針別紙2の1）。

(イ) 基本的目標 b を達成するために確認すべき条件について

基本的目標 b は、必要に応じ防災活動を講じうる環境にある地帯を要求する原則的立地条件③と関係している。「立地審査の指針」においては、当該「基

本的目標」を達成するため、少なくとも「原子炉からある距離の範囲内であって、非居住区域の外側の地帯は、低人口地帯であること」の条件が充たされていることを要求している。

ここにいう「ある距離の範囲」としては、(旧)仮想事故の場合、何らの措置を講じなければ、範囲内にいる公衆に著しい放射線災害を与えるかもしれないと判断される範囲をとるものとし、「低人口地帯」とは、著しい放射線災害を与えないために、適切な措置^{*3}を講じうる環境にある地帯（例えば、人口密度の低い地帯）をいうものとするとしている。

この「ある距離の範囲」の判断のめやすとしては、甲状腺（成人）に対し 3 Sv 、全身に対して 0.25 Sv としている（立地審査指針別紙2の2）。

（ウ）基本的目標cを達成するために確認すべき条件について

基本的目標cは、集団線量の見地から社会的影響を低減することを要求する原則的立地条件③と関係している。「立地審査の指針」においては、当該「基本的目標」を達成するため、少なくとも「原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること」の条件が充たされていることを要求している。

ここでいう「ある距離」としては、(旧)仮想事故の場合、全身線量の積算値が、集団線量の見地から十分受け入れられる程度に小さい値になるような距離をとるものとするとしている。

この「ある距離」の判断のめやすとしては、外国の例（例えば2万人Sv）を参考とすることとしている（立地審査指針別紙2の3）。

（3）立地審査指針により判断する事項

以上をまとめると、立地審査指針は、まず、事故時に公衆の安全を確保するために必要な「原則的立地条件」を定め、これを踏まえて達成すべき「基本的目標」を設定し、

*3 例えば、公衆の避難など。

- a 敷地周辺の公衆に放射線による確定的影響を与えないため、(旧) 重大事故を仮定したうえで、めやすとして、甲状腺（小児）に対し 1.5 Sv 、全身に対して 0.25 Sv を超える範囲は非居住区域であること（立地審査指針別紙 2 の 1）。
- b 防災活動を講じうる環境にある地帯とするため、(旧) 仮想事故を仮想したうえで、めやすとして、甲状腺（成人）に対し 3 Sv 、全身に対して 0.25 Sv を超える範囲は低人口地帯であること（立地審査指針別紙 2 の 2）
- c 社会的影響を低減するため、(旧) 仮想事故を仮想したうえで、めやすとして、全身線量の人口積算値が例えば 2 万人 Sv を下回るように、原子炉敷地が人口密集地帯から離れていることをそれぞれ判断していた。

3 深層防護の考え方と立地審査指針の関係

（1）深層防護の考え方について

深層防護は、本資料「§ 2 2-4」で述べているとおり、国際原子力機関（IAEA）においても採用されてきた考え方である。

（2）深層防護に対する立地指針の役割

改正前原子炉等規制法においては、深層防護の第 4 の防護レベルであるシビアアクシデント対策については、法的 requirement とされておらず、事業者の自主的な対応という位置付けに留まっていた。

これについて、立地審査指針は、(旧) 重大事故を想定した上で、人に対するめやす線量を設定し、その条件を満たす離隔距離を確保することで、放射線リスクの抑制という目標を達成することにより、深層防護の第 4 の防護レベルのシビアアクシデント対策が法的 requirement とされていない中で、一定の役割を担

ってきた。

また、立地審査指針において要求している低人口地帯は、急性障害を避けるための非居住区域と異なり、避難など適切な措置を講じることにより放射線による影響を低減することが想定されている地域であり、そのような地域において防災を考える際の、避難のしやすさを考慮したものである。これは、深層防護の第5の防護レベルそのものではないものの、深層防護の第5の防護レベルの領域である防災活動を容易にする効果を意図するものであった。

4 既許可の原子炉施設に対する立地審査指針の適用結果

既許可の原子炉施設に立地審査指針の基本的目標を適用した結果は、以下のとおりであった。

- a (旧) 重大事故の発生を仮定した上で、めやす線量（甲状腺（小人）に対して 1.5 Sv 、全身に対して 0.25 Sv ）を超える区域、すなわち敷地周辺の公衆に放射線による確定的影響を与えないための区域である「非居住区域」は、発電所敷地内におさまっていたため、敷地外において「非居住区域」の設定はされず、敷地境界ではめやす線量未満となっていた。
- b (旧) 仮想事故の発生を仮想した上で、めやす線量（甲状腺（成人）に対して 3 Sv 、全身に対して 0.25 Sv ）を超える地帯、すなわち適切な措置を講じうる環境にある地帯である「低人口地帯」は、発電所敷地内におさまっていたため、敷地外は「低人口地帯」である必要はなく、敷地境界ではめやす線量未満となっていた。
- c (旧) 仮想事故の発生を仮想した上で、めやす線量（全身線量の人口積算値は2万人Sv）を超えるような人口密集地帯に近接した立地地点は、日本国内に存在しなかった。なお、大都市である東京や大阪が含まれる方位に放射性物質が流れるという想定をする場合が、全身線量の人口積算値が最大となることが多いが、その場合においてもめやす線量未満となっていた。

§ 6 6-1 立地審査指針

6-1-2 現在の立地審査指針の位置づけはどのようなものか。

1 東京電力福島第一原子力発電所事故及び新規制基準策定後の立地審査指針の位置付け

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓により、原子炉等規制法の改正、新規制基準の策定が行われ、深層防護の考え方をより厳格に適用し、重大事故等対策が法的要件となり、新規制基準である設置許可基準規則等では、重大事故等対策を具体的に要求することとなった。

（1）立地審査指針の法的な位置付け（総論）

平成24年改正原子炉等規制法は、その第3段階目の施行により、原子炉設置許可の要件として、新たに重大事故等対策を要件とした。

改正原子炉等規制法43条の3の6第1項4号は、「発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること」と規定され、同号の要件の審査基準は、原子力規制委員会が定める規則に委任された。この同号の委任を受けて原子力規制委員会が策定した設置許可基準規則においては、立地審査指針は採用されず、また、同規則の解釈においても立地審査指針は引用されていない。

つまり、立地審査指針自体は、東京電力福島第一原子力発電所事故後においても、規制機関によって改廃されていないが、規則ではないため、平成24年改正原子炉等規制法の施行後においては、同法43条の3の6第1項4号の審査基準ではなく、また、設置許可基準規則の解釈においても引用されていない。

（2）立地審査指針の内容と設置許可基準規則等の関係

現在、立地審査指針は、審査基準として使用されていないが、立地審査指針における原則的立地条件は設置許可基準規則等の現在の法体系において、以下のように考慮・判断された。

ア 原則的立地条件①について

立地審査指針の原則的立地条件のうち、上記①「大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろんであるが、将来においても考えられないこと。また、災害を拡大するような事象も少ないと」については、設置許可基準規則においては、原子炉施設の敷地及び周辺の外部事象に関する審査事項として、地盤（設置許可基準規則3条）、地震（設置許可基準規則4条）、津波（設置許可基準規則5条）及びその他火山、洪水、台風、竜巻などの外部事象（設置許可基準規則6条）などによる損傷防止の観点で、個別具体的に要求されている。例えば、耐震重要施設を断層の露頭の存する地盤に設置しようとする場合や火碎物密度流が到達する恐れがある場所等は、立地不適と評価する（設置許可基準規則3条3項、同規則の解釈 別記1第3条3項、原子力発電所の火山影響評価ガイド6.2）。また、これらの外部事象により安全機能が損なわれると評価される場合には、許可されないことにより、立地が制限される。

したがって、立地審査指針の上記①の事項は、設置許可基準規則においては、地盤の安定性や地震等による損傷防止など、自然的条件ないし社会的条件に係る個別的な規定との関係で考慮されている。

イ 原則的立地条件②について

立地審査指針の原則的立地条件のうち、上記②「原子炉は、その安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること」は、立地評価に係る事項であるが、設置許可基準規則においては採用されていない（設置許可基準規則第1章・第2章）。

新規制基準策定以前については、原子炉施設を構成する安全上重要な構築物・系統・機器は、安全設計審査指針によりその信頼性が担保されており、かつ、原子炉施設全体としての安全設計は発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（以下「安全評価指針」という。）により安全評価を行うことで、その適切性が担保されていた。さらにその上で、設計基準事故より厳しい解析条件を（旧）重大事故の想定において設定して立地評価を実施していた。

しかし、東京電力福島第一発電所事故の発生を契機に、深層防護の考え方をより厳格に適用することとされ、改正原子炉等規制法43条の3の6第1項の施行によって、従前、自主的対策として強く推奨されていた原子炉施設の重大事故等対策が、新たに設置（変更）許可にかかる規制要求事項として追加された。そして、同項4号の委任を受けた設置許可基準規則は、設計基準対象施設（同規則第2章）と重大事故等対処施設（同規則第3章）についての要求事項を定めた。

このように、改正原子炉等規制法により重大事故等対策が法的な要求事項として追加されたことから、従前、立地審査指針及び安全評価指針を用いて設計基準事故を超える事象の想定をしていた内容が再検討された。立地審査指針に基づく上記原則的立地条件②については、無条件に原子炉格納容器が健全であることを前提に評価しているとの批判もあり、他方、福島第一発電所事故を踏まえて重大事故等対策を法的の要求事項としたことから、そのような前提による評価よりも、炉心の著しい損傷や原子炉格納容器破損に至りかねない事象を具体的に想定した上で重大事故等対策自体の有効性を評価することが、より適切に、「災害の防止上支障がないこと」について判断できると評価した。

そして、設置許可基準規則においては、立地審査指針における立地評価に係る事項（上記②「原子炉は、その安全防護施設との関連において十分に公

衆から離れていること」)を、基準として採用しなかった。

ウ 原則的立地条件③について

1) 現在の法体系における深層防護の考え方

改正原子炉等規制法は、上記のとおり、深層防護の第4の防護レベルに相当する重大事故等対策を法的の要求事項とし、設置許可基準規則は、重大事故等対策について規定した。

また、原子力災害対策特別措置法等により、我が国の法体系は、深層防護の考え方の第5の防護レベルにも対応しており、国際原子力機関(IAEA)作成の安全基準である「原子力発電所の安全：設計」における深層防護の考え方と整合している。

2) 現在における、立地審査指針に対する評価

立地審査指針により要求していた、(旧)仮想事故の発生を仮想した上で、めやす線量(甲状腺(成人)に対して3Sv、全身に対して0.25Sv)を超える地帯、すなわち適切な措置を講じうる環境にある地帯である「低人口地帯」は、既許可の原子炉施設では発電所敷地内に収まっていた。また、立地審査指針策定時には制定されていなかった原子力災害対策特別措置法等により原子力災害防止対策の強化がなされていることなどから、立地審査指針における要求(上記③「原子炉の敷地は、その周辺も含めて、必要に応じ公衆に対して適切な措置を講じうる環境にあること」のために低人口地帯を設定すること)はその役割を終えたと判断した。

また、立地審査指針が、社会的影響の観点から、集団線量を考慮して「原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること」を要求することについては、本資料「§6 6-1-6」で詳述するとおり、合理的ではないと判断した。

したがって、現在の原子炉等規制法において、立地審査指針における要求(上記③「原子炉の敷地は、その周辺も含めて、必要に応じ公衆に対して適

切な措置を講じる環境にあること」) は採用していない。

§ 6 6-1 立地審査指針

6-1-3 立地審査指針の「(旧) 重大事故」、「(旧) 仮想事故」と原子炉等規制法、設置許可基準規則の「重大事故」は同じ意味か。

1 立地審査指針における「(旧) 重大事故」と「(旧) 仮想事故」

立地審査指針における、「(旧) 重大事故」とは、立地審査指針における「敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的見地からみて、最悪の場合には起こるかもしれないと考えられる重大な事故」である。

更に厳しい条件の設定である「(旧) 仮想事故」とは、立地審査指針における「(旧) 重大事故を超えるような技術的見地からは起こるとは考えられない事故」であり、例えば、「(旧) 重大事故を想定する際には効果を期待した安全防護施設のうちのいくつかが動作しないことを仮想し、それに相当する放射性物質の放散を仮想するもの」である。

これらは、いずれも、設計基準事故を超える条件を想定しており、(旧) 重大事故や(旧) 仮想事故の発生を想定しても、公衆の安全が確保される程度に原子炉と公衆とが隔離されているか等を確認することにより、立地が適切であるかを評価していた。

具体的には、立地審査指針における「(旧) 重大事故」及び「(旧) 仮想事故」は、例えば、核燃料が損傷し放射性物質が一定程度放出されると仮定する一方、ECCS（非常用炉心冷却設備）が運転できること、交流動力電源も利用できること、放射性物質の漏えい条件については、原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を仮定するものの、原子炉格納容器は破損しないこと等を前提とした評価条件を設定した上で、事故の具体的な事故シナリオ等を考慮せず、事故を想定し評価していた。

2 改正原子炉等規制法、設置許可基準規則における「重大事故」及びその対策

原子炉等規制法の委任規則である設置許可基準規則における「重大事故」とは、炉心、核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料が著しく損傷すること（実用炉規則4条）をいう。

設置許可基準規則における重大事故等対策においては、①炉心の著しい損傷（つまり重大事故）に至るおそれがある事故について、具体的な事故シナリオを検討し、その事故シナリオに対して講じた対策が有効であることを評価し（設置許可基準規則37条1項）、また、②炉心の著しい損傷が発生したとしても、格納容器の破損を防止するため、具体的な事故シナリオを検討し、その事故シナリオに対して講じた対策が有効であることを評価する（設置許可基準規則37条2項）。これらの事故シナリオは、最新の科学的知見を踏まえた確率論的リスク評価の手法を用いて、具体的な事故の進展を検討し、用意した重大事故等に対する対策の有効性を評価する。この評価においては、例えば、ECCSの機能が喪失する事故を想定する場合、必要に応じて全交流動力電源の喪失等の事故も同時に発生すると仮定し、一度機能喪失した機器等は、機能復旧を認めないと、厳しい条件を設定した上で、重大事故等対策の有効性を評価する。

（なお、確率論的リスク評価については、本資料「§3-3-3」において述べる。）

さらに、格納容器が破損した場合において、工場等外へ放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備も要求している（設置許可基準規則55条）。

3 結論

したがって、設置許可基準規則と立地審査指針は、同じ「重大事故」という用語を使用しているものの、50年以上前に策定された立地審査指針で想定することとされていた「（旧）重大事故」と「（旧）仮想事故」よりも、技術的には、設

置許可基準規則における「重大事故」の方が、最新の科学的知見を踏まえ、事故の条件として具体化され、大幅に厳しい状態における対策を要求している。

§ 6 6-1 立地審査指針

6-1-4 立地審査指針で要求していた、原子炉施設で発生し得る大きな事故が敷地周辺の公衆に放射線による確定的影響を与えないという観点について、現在の法体系においてはどのように考えられているか。

1 立地審査指針における要求とその内容

(1) 立地審査指針における要求

立地審査指針では、原子炉施設で発生し得る大きな事故が敷地周辺の公衆に放射線による確定的影響を与えないため、「原子炉の周辺は、原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること」を要求している。ここでいう「ある距離の範囲」としては、(旧)重大事故の場合、もし、その距離だけ離れた地点に人がいつづけるならば、その人に放射線障害を与えるかもしれないと判断される距離までの範囲をとるものとし、「非居住区域」とは、公衆が原則として居住しない区域をいうものとする。

この「ある距離の範囲」の判断のめやすとしては、甲状腺（小児）に対し、 1.5 Sv 、全身に対して 0.25 Sv としている（立地審査指針別紙2の1）。

(2) (旧)重大事故の想定内容

発電用原子炉施設の立地の妥当性を評価するにあたり、立地審査指針における「(旧)重大事故」は、設計基準事故を超えるものとして、その影響を評価する際、事故の具体的な進展等を考慮せず、安全評価指針に定められた評価条件を前提として設定し、評価していた。

この評価条件は、例えば、核燃料が多少損傷し、核分裂生成物が一定程度放出されると仮定する一方、ECCS（非常用炉心冷却設備）が運転できるこ

と、交流動力電源も利用できること、放射性物質の漏えい条件については、原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を仮定して評価するものの、原子炉格納容器は破損しないこと等を前提としたものであった。

(3) (旧) 重大事故の想定を基に「非居住区域」に設定すべき区域を評価した結果

既許可の発電用原子炉施設の審査において「非居住区域」に設定すべき区域を評価した結果、その範囲は発電所敷地内に収まっていたため、敷地外における「非居住区域」の設定はされず、敷地境界で受ける線量は、甲状腺（成人）に対して 3 Sv 未満、全身に対して 0.25 Sv 未満となっていた。

2 設置許可基準規則等における考え方

(1) 設置許可基準規則等における要求

平成24年改正原子炉等規制法は、その第3段階目の施行により、原子炉設置許可の要件として、新たに重大事故等対策を要求事項とした。具体的には、設置許可基準規則において、発電用原子炉施設は、設計基準事故を超えるものとして、重大事故（つまり炉心の著しい損傷）に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものであることを要求している（設置許可基準規則37条1項）。

(2) 設置許可基準規則等における事故の想定内容

上記炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置については、事故の発生及び具体的な事故の進展を検討し、その事故の進展に対して講じた対策が有効であることを評価する。その際、最新の科学的知見を踏まえた確率論的リスク評価の手法を用いることで、具体的な事故の進展を検討する。

また、この評価においては、例えば、ECCSの機能が喪失する事故を想定

する場合、一度機能喪失した機器等は、機能復旧を認めないと、厳しい条件を設定した上で、事故対策の有効性を評価する。

上記のような、炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を評価した結果、対策が有効であれば、炉心の著しい損傷はなく、格納容器は健全であり、外部への放射性物質の放出はほぼないため、敷地周辺の公衆に放射線による確定的影響を与えないと考えられる。

ただし、BWRにおいては、除熱のためフィルタ・ベント設備等の格納容器圧力逃し装置を使用し、放射性物質が放出される事態が想定されるため、その場合においても周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないように、敷地境界において、発生事故当たり概ね 5 mSv 以下であることを要求している。原子力発電所の敷地は人が居住しない区域であるため、この要求は言い換えると、発生事故当たり概ね 5 mSv (0.005 Sv) 以上の区域は、非居住区域であることを要求していることと同等であり、立地審査指針における非居住区域を定めるめやす線量（甲状腺（小児）に対し、 1.5 Sv 、全身に対して 0.25 Sv ）より大幅に厳しい基準となっている。

3 結論

上記のとおり、立地審査指針の「原子炉施設で発生しうる大きな事故が敷地周辺の公衆に確定的影響を与えない」こと、すなわち「原子炉の周辺は、原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること」に関する要求は、事故の具体的な進展などを考慮せず、安全評価指針に定められた評価条件を前提とした上で、「非居住区域」の境界における線量は 0.25 Sv 以下等であることとしていた。更に実態上、「非居住区域」は発電所の敷地内に収まっていた。

一方、設置許可基準規則等における要求は、最新の科学的知見を踏まえた確率論的リスク評価の手法を用いて具体的な事故の進展を検討し、一度機能喪失した機器等は機能復旧しないなど、立地審査指針より厳しい条件を設定した上で、炉

心の著しい損傷を防止し、放射性物質が放出されないような対策について、その有効性を評価することを要求している。また、放射性物質が一部放出される場合においても、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないため、敷地境界において、発生事故当たり概ね 5 m S v 以下であることを要求している。

よって、発電用原子炉施設の立地の妥当性を評価するにあたり、立地審査指針が「原子炉の周辺は、原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること」を要求することで達成しようとしていた、「原子炉施設で発生しうる大きな事故が敷地周辺の公衆に確定的影響を与えない」ことについては、設置許可基準規則等により、設計段階においてより厳しい条件を設定した上でより厳しい基準を達成できることを要求している。

§ 6 6-1 立地審査指針

6-1-5 立地審査指針で、「必要に応じ公衆に対して適切な措置を講じうる環境にあること」の観点から要求していた「原子炉からある距離の範囲内であって、非居住区域の外側の地帯は、低人口地帯であること」について、現在の法体系においてはどのように考えられているか。

1 立地審査指針における要求とその内容

(1) 立地審査指針における要求

立地審査指針では、原子炉施設敷地周辺の社会環境への影響が小さい場所を要求するため、必要に応じ適切な措置を講じうる環境にある地帯として、「原子炉からある距離の範囲内であって、非居住区域の外側の地帯は、低人口地帯であること」を要求している。

ここでいう「ある距離の範囲」としては、(旧) 仮想事故の場合、何らの措置を講じなければ、範囲内にいる公衆に著しい放射線災害を与えるかもしれないと判断される範囲を取るものとし、「低人口地帯」とは、著しい放射線災害を与えないために、適切な措置（住民の避難など）を講じうる環境にある地帯（例えば、人口密度の低い地帯）をいうものとしている。

この「ある距離の範囲」の判断のめやすとしては、甲状腺（成人）に対し、 3 Sv 、全身に対して 0.25 Sv としている（立地審査指針別紙2の2）。

(2) (旧) 仮想事故の想定内容

発電用原子炉施設の立地の妥当性を評価するにあたり、立地審査指針における「(旧) 仮想事故」は、(旧) 重大事故と同様、その影響を評価する際、事故

の具体的な進展などを考慮せず、安全評価指針に定められた評価条件を前提として設定し、評価していた。

この評価条件は、例えば、核燃料が著しく損傷し、核分裂生成物が原子炉格納容器内に大量に放出されると仮定する一方、ECCS（非常用炉心冷却設備）が運転できること、交流動力電源も利用できること、放射性物質の漏えい条件については、原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を仮定して評価するものの、原子炉格納容器は破損していないこと等を前提としたものであった。

(3) (旧) 仮想事故の想定を基に「低人口地帯」である地帯を評価した結果

既許可の発電用原子炉施設の審査において、(旧) 仮想事故の発生を仮想した上で、めやす線量（甲状腺（成人）に対して 3 Sv、全身に対して 0.25 Sv）を超える地帯、すなわち適切な措置を講じうる環境にある地帯である「低人口地帯」であるべき地帯を評価した結果、その範囲は発電所敷地内に収まっていたため、敷地外が「低人口地帯」である必要はなかった。

(4) 立地審査指針の役割

ア 立地審査指針の決定当時の原子力防災について

立地審査指針の決定当時においては、原子力災害は災害対策基本法において対応することとなっており、原子力防災体制は、現在の原子力災害対策特別措置法による原子力防災対策と比較すると弱いものであった（原子力防災対策（避難計画）については、本資料「§ 2-2-5」において述べる。）。

そのような状況において、立地審査指針において要求している、(旧) 仮想事故の発生を仮想した上で、めやす線量（甲状腺（成人）に対して 3 Sv、全身に対して 0.25 Sv）を超える地帯は、適切な措置を講じ得る環

境にある地帯である「低人口地帯」であることについては、例えば、原子炉の立地が、避難を容易にする環境であることで、その地域の公衆に著しい放射線災害を与えないようにするためのものであるが、深層防護の第5の防護レベルである原子力防災そのものの要求をしているわけではなかった。

イ 現実の防災活動と低人口地帯の設定との関係

また、上記のとおり、実際の既許可の発電用原子炉施設の審査においては、（旧）仮想事故の発生を仮想した上で、めやす線量（甲状腺（成人）に対して3Sv、全身に対して0.25Sv）を超える地帯、すなわち適切な措置を講じうる環境にある地帯である「低人口地帯」に設定すべき区域を評価した結果、敷地境界で受ける線量は、0.25Sv未満となっており、その範囲は発電所敷地内におさまっていたため、敷地外が「低人口地帯」である必要はなく、敷地外での防災活動に役立つものではなかった。

2 原子力防災対策の充実・強化

上記のとおり、50年以上前の立地審査指針の決定当時においては、原子力災害については災害対策基本法において対応することとなっていた。しかしながら、平成11年のウラン加工工場での臨界事故の発生を契機に、災害対策基本法の特別法として原子力災害対策特別措置法を制定し、異常発生時における事業者から国や関係自治体への通報の義務化、通報基準及び原子力緊急事態宣言等の発出に係る基準の明確化、原子力災害対策本部を設置しその本部長（内閣総理大臣）に強力な権限を付与する等の国の緊急時対応体制の強化といった、原子力防災対策の充実・強化を行った。また平成23年の東日本大震災の発生を契機に、原子力災害対策特別措置法を改正して新たに法定化された原子力災害対策指針において、段階的避難の考え方を導入し（PAZ、UPZの導入）、防護措置の判断基準を具体的に規定し（EAL、OILの導入）、要配慮者の防護措置について

て規定するなど、原子力防災対策を大幅に充実・強化した。したがって、立地指針の決定当時に比べ、深層防護の第5層である原子力防災対策は格段に充実・強化されている。

3 結論

以上の通り、

①発電用原子炉施設の立地の妥当性を評価するにあたり、立地審査指針は、

(旧) 仮想事故の発生を仮想した上で、めやす線量（甲状腺（成人）に対して 3 Sv 、全身に対して 0.25 Sv ）を超える地帯は、措置を講じ得る環境にある地帯である「低人口地帯」であることを要求していたが、その範囲は発電所敷地内に収まっていたため、敷地外が「低人口地帯」である必要はなく、現実には、具体的な防災の実行と結びついてはいなかった。

②原子力防災体制は、50年以上前の立地審査指針の決定当時と比較し、大幅に強化された。

以上のことから、立地審査指針において（旧）仮想事故の発生を仮想した上で、めやす線量（甲状腺（成人）に対して 3 Sv 、全身に対して 0.25 Sv ）を超える地帯は、措置を講じうる環境にある地帯である「低人口地帯」であることを要求していたことは、現在においては意義を失っており、この点において立地審査指針は、その役割を終えている。

§ 6 6-1 立地審査指針

6-1-6 新規制基準等において、社会的影響の観点から、「原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること」について、現在の法体系においてはどのように考えられているか。

1 立地審査指針における要求とその内容

立地審査指針では、原子炉施設で発生し得る大きな事故による社会的影響を低減するために、「原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること」を要求している。これは、（旧）仮想事故の場合、集団が被る放射線リスクの社会的影響を評価したものであり、「ある距離だけ離れていること」の判断のめやすとしては、全身線量の積算値（例として、2万人Sv）を考慮するとしている（立地審査指針別紙2の3）。

2 社会的影響の適切な考慮

この「人口密集地帯からある距離だけ離れていること」の評価においては、実際には、大人口地帯である東京や大阪といった大都市の方向が評価対象となってしまい、極めて低線量（数十 μ Sv程度）と非常に大きな人口数の積算により定まっていた。

集団線量については、国際放射線防護委員会の2007年勧告でも、「大集団に対する微量の被ばくがもたらす集団実効線量に基づくがん死亡数を計算するのは合理的ではなく、避けるべきである。集団実効線量に基づくそのような計算は、意図されたことがなく、生物学的にも統計学的にも非常に不確かであり、推定値が本来の文脈を離れて引用されるという繰り返されるべきでないような多くの警告が予想される。このような計算はこの防護量の誤った使用法で

ある。」と指摘されている。

そこで、社会的影響については、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、半減期の長い放射性物質の総放出量という観点から規制を行うことが合理的と考えられ、環境保全（原子力基本法2条2項、原子炉等規制法1条）の観点からも適切であるといえる。また、東京電力福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえると、重大事故が生じた際、仮に、原子炉発電所サイトの近隣に居住する住民が避難する事態が生じたとしても、長期間帰還できない地域を生じさせないことが、より重要であるといえる。

3 新規制基準等における社会的影響の考慮

設置許可基準規則においては、発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものであることを求めている（設置許可基準規則37条2項）。そして、放射性物質の総放出量については、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであることを求められているところ（同規則37条2項の解釈2-3（c））、実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイドでは、想定する格納容器破損モードに対して、セシウム137の放出量が100テラベクレルを下回っていることを確認するとした（同ガイド3.2.1（6））（具体的には、BWRの場合、炉心損傷後、事故が拡大し格納容器内の圧力が高まることにより格納容器の破損が懸念される場合、例えば、格納容器内を減圧するためベントを行うが、フィルタ・ベントを使用することにより、放射性物質の放出量が大幅に低減できているか等を評価する。PWRの場合、格納容器再循環ユニット（格納容器内を冷却するための熱交換器）があるため、格納容器内を減圧するためフィルタ・ベントを使用する必要はないが、例えば、放射性物質が電線貫通部等を通じて一部、外部に漏えいするため、その放出

量を評価する。)。

これは、原子力発電所の近隣に住む住民が長期避難を余儀なくされる可能性がある放射性物質を基準とする観点から、想定される放出量が多く、半減期が約30年と長いセシウム137の放出量を元に評価することを求めている。

なお、東京電力福島第一原子力発電所事故では、福島第一原子力発電所から環境へのセシウム137の総放出量は約1万テラベクレルであったと評価されている。このため、セシウム137の総放出量が約100テラベクレル以下であれば、環境への放射性物質による汚染の影響を抑えることができ、長期避難を余儀なくされる区域が発生するほどの環境の汚染が生じるリスクは、相当程度少なくなることが見込まれることから、社会的影響を低く抑えることが出来る数値である。

4 結論

このように、放射線リスクの社会的影響として、立地審査指針における、大人口が極めて低線量の被ばくを受けることを含んだ集団線量の見地に基づいて評価するのは効果的でないため、設置許可基準規則においては、これを採用しなかった。他方で、長期間に渡って帰還できない地域を生じさせないことが重要であることから、設置許可基準規則においては、半減期の長い放射性物質であるセシウム137の総放出量を規制することとしており、より実効的な規制が行われることとなっている。