

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」「 <u> </u> 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単一の故障若しくはその誤作動及び運転員の単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多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 竜巻

- § 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 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
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	
1-2-1 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。	5
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。	9
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。	12
§ 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	
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て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（IAEA）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	
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。	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	
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（IAEA）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 めないのは不合理ではないか。	1 1 1
2-8-5 「単一故障の仮定」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	

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 1 7
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。	1 2 0
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。	1 2 7
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 3 5
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。	1 4 1
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 5 0
3-3-4	1 5 7
(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量を検討する必要があるか。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。	1 6 1
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 6 4
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 6 6
3-3-8	1 7 0
(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。	

(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。	
3-3-9	1 7 3
(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。	
3-4 大規模損壊対策	
3-4-1 大規模損壊における対策は、どのようなものか。	1 8 2
§ 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	
4-1-1 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。	1 8 5
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。	1 9 6
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。	1 9 8
4-2 使用済燃料の貯蔵施設	
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。	2 0 0
4-2-2 使用済燃料貯蔵槽に対する要求事項とはなにか。	2 0 7
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。	2 0 9
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。	2 1 1
§ 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	
5-1-1 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。	2 1 3
5-2 地盤	
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。	2 1 9

5-2-2 「将来活動する可能性のある断層等」とは何か。	2 2 6
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。	2 3 0
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。)	2 4 7
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。	2 5 3
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。	2 5 5
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。	2 5 8
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。	2 6 8
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なのか。	2 7 3
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。)	2 7 8
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。	2 8 3
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。	2 8 5
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。	2 9 3
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。	2 9 7
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。	3 0 0
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。	3 0 2
5-4-2 津波対策とはどのようなものか。	3 0 8
5-4-3 基準津波とは何か。	3 1 1
5-4-4 新規制基準策定前後で津波対策を見直したのか。	3 1 7
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。	3 2 1
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。	3 2 5

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。	3 2 7
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。	3 3 1
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）。	3 3 5
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）。	3 3 9
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。	3 4 3
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。	3 4 6
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。	3 5 0
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。	3 5 5
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。	3 5 8
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。	3 6 3
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。	3 6 6
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か（概要）。	3 6 9
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か（概要）。	3 7 2
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件事象に対する考慮の評価方法はどのようなものなのか（概要）。	3 7 9
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。	3 8 3
§ 6 その他		

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。	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 1-1 原子力規制委員会の独立性・中立性

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 はじめに

平成24年9月に原子力利用・推進部門から分離・独立して生まれた原子力規制委員会は、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓から高い独立性、中立性をもった組織である必要があるとして、いわゆる3条委員会（国家行政組織法（昭和23年法律第120号）第3条第2項に規定される委員会のこと。以下、単に「3条委員会」という。）として設置され、独立かつ中立の立場で、専門技術的観点から原子力規制に必要な規則を定めるなど、原子炉の規制等に関する事務を所掌することとされている。

本項では、国際原子力機関（IAEA）の安全基準において求められている原子力規制機関の独立性、中立性について述べ、原子力規制委員会が3条委員会として設置された経緯及び原子力規制委員会のもつ独立性、中立性について説明する。

2 原子力規制機関の独立性、中立性に関するIAEA安全基準の要求

IAEA安全基準において、原子力規制機関は独立性、中立性をもつことを要求されている。すなわち、IAEA安全基準のうち、基本的な安全の目的と、防護と安全の原則を示している「基本安全原則」（SF-1）の原則2においては、政府の役割として、独立した規制機関を含む安全のための効果的な法令上及び行政上の枠組みが定められ、維持されなければならないとされている。そして、この原則の意図及び目的の説明として、原子力規制機関の中立性、独立性について、

政府は、独立した規制機関を設置することに対する責任を負うこと、並びに規制機関は、自らの責任を完全に果たすために適切な法的権能を有すること、及び利害関係者から不当な圧力を受けないように、全ての機関から実質的に独立であることとされている。

また、この原則の下に定められ、現在と将来において人と環境の防護を確保するために満たされなければならない安全要件として、「政府、法律及び規制の安全に対する枠組み」(G S R P a r t 1 (R e v . 1))が定められている。その中で、要件4において、規制機関の独立性として、政府は、政府機関が、その安全関連の意思決定において実効的に独立していることを確実なものとしなければならないと述べた上で、その説明として、規制機関は、その意思決定に対する不当な影響から実効的に独立しているためには、政治環境又は経済条件に関係する圧力、又は政府各部門、許認可取得団体若しくは他の組織からの如何なる圧力にも左右されてはならないとしている。(なお、国際原子力機関の安全基準と我が国の規制基準の関係については、本資料「§ 2 2 - 3」において述べる。)

3 原子力規制委員会設置に至る経緯

東京電力福島第一原子力発電所事故に関する原因究明のための調査・検証を行い、もって再発防止等に関する政策提言を行うことを目的として設置された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(通称:政府事故調)の報告書において、「原子力安全規制機関は、原子力安全関連の意思決定を実効的に独立して行うことができ、意思決定に不当な影響を及ぼす可能性のある組織から機能面で分離されていなければならない。これは、I A E Aの基本安全原則も強調するところである。新たな規制機関は、このような独立性と透明性を確保する

ことが必要である」旨の提言（政府事故調中間報告499ページ、政府事故調最終報告439ページ）がされている。

そして、東京電力福島第一原子力発電所事故により得られた教訓を踏まえて、政府部内や国会において原子力規制機関の在り方についての検討が進められた。その結果として、新しい原子力規制機関においては、前記2で述べた原子力規制機関の独立性、中立性に関するIAEA安全基準を踏まえ、事業者からの独立性はもちろん、政治、経済政策、他の政府機関からの独立、そして権限、人事に関して独立した3条委員会とすることとされ、「原子力規制委員会設置法」（平成24年6月27日法律第47号）が制定された。

4 原子力規制委員会は独立性、中立性及び専門技術性を持つ機関として3条委員会という形で設置され、原子力規制機関として必要な独立性、中立性を有していること

以上の経緯により、原子力規制委員会はその独立性、中立性を担保するため、国家行政組織法3条第2項の規定に基づいて、いわゆる3条委員会として設置された。

その委員長及び委員は、人格が高潔であって、原子力利用における安全の確保に関して専門的知識及び経験並びに高い識見を有する者のうちから、両議院の同意を得て、内閣総理大臣が任命するものとされ（設置法7条1項）、委員長及び委員は、独立してその職権を行うものと規定されている（設置法5条）。これらの規定により、原子力規制委員会は内閣の個別的な指揮監督権を排除していることに加え、委員長及び委員の任免を国会同意人事とすることにより、任期中は任命権者の一存で委員長及び委員を罷免することができなくなり、身分保障の観点からも独立性が高められている。

そして、3条委員会として設置された目的を達成するため、専門技術的事項について、独立かつ中立の立場から原子力規制に必要な規則を制定することができ

るよう、原子力規制委員会は規則制定権を有している（国家行政組織法 13 条、設置法 26 条）（なお、原子力規制委員会が原子炉等規制法における設置許可基準規則の策定にあたり専門技術的裁量を有することについては、本資料「§ 1-1-2」において述べる。）

上記の法制上の措置によって、原子力規制委員会はその委員長及び委員が専門的知見に基づき中立公正な立場で独立して職権を行使することが可能となり、IAEA 安全基準においても求められている原子力規制機関として必要な独立性、中立性が保たれている。

§ 1 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

1-2-1 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 設置許可基準規則の策定について原子力規制委員会の専門技術的裁量が認められていること

平成24年6月27日に改正された原子炉等規制法43条の3の5第1項に基づき、発電用原子炉を設置しようとする者は、原子力規制委員会の許可を受けなければならない。原子力規制委員会は、設置許可の申請があった場合においては、その申請が同法43条の3の6第1項各号のいずれにも適合していると認めるときでなければ、当該許可をしてはならないとされている。

発電用原子炉施設は、発電の用に供する、核燃料物質を燃料として使用する装置であり、その運転により、内部に多量の人体に有害な放射性物質を発生させるものであって、発電用原子炉施設の安全性が確保されないときは、当該発電用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、周辺環境を放射能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。

このような災害が発生する可能性を極めて低くするため、原子力規制委員会において、発電用原子炉の設置の許可の段階で、申請に係る発電用原子炉施設の位置、構造及び設備の安全性につき、独立した立場で、科学的、専門技術的見地から、発電用原子炉の設置許可基準への適合性に関する十分な審査を行う必要がある。

このため、原子炉等規制法43条の3の6第1項4号には、発電用原子炉の設置許可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」を定めている。

そして、このような発電用原子炉施設の安全性に関する審査は、当該発電用原子炉施設そのものの工学的安全性や運転開始後の平常時における従業員、周辺住民及び周辺環境への放射線の影響及び事故時における周辺住民及び周辺環境への放射線の影響等を、当該発電用原子炉施設の地形、地質、気象等の自然的条件等との関連において、多角的、総合的見地から検討するものである。さらに、審査の対象には、将来の予測に係る事項も含まれていることから、審査の基礎となる基準の策定及びその基準への適合性の審査においては、原子力工学はもとより、多方面にわたる極めて高度な最新の科学的、専門技術的知見に基づく総合的判断が必要とされる。

したがって、原子炉等規制法43条の3の6第1項4号が、発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が災害の防止上支障がないものであることを審査するための基準を原子力規制委員会規則で定めることとされているのは、前記のような発電用原子炉施設の安全性に関する審査の特質を考慮し、同号の基準の策定について、原子力利用における安全の確保に関する各専門分野の学識経験者等を擁する原子力規制委員会の科学的、専門技術的知見に基づく合理的な判断に委ねる趣旨と解するのが相当である。

2 発電用原子炉施設の安全性の具体的水準に関する規則制定についても専門技術的裁量が認められていること

(1) 科学技術分野における一般的な安全性の考え方

一般に、科学技術の分野においては、絶対的に災害発生の危険がないといった「絶対的な安全性」というものは、達成することも要求することもできないものであり、司法においてもそのように理解されている（高橋利文・最高裁判所判例解説民事篇（平成4年度）417、418ページ）。

すなわち、科学技術を利用した各種の機械、装置等は、絶対に安全というものではなく、常に何らかの程度の事故発生等の危険性を伴っているものであるが、その危険性が社会通念上容認できる水準以下であると考えられる場合に、又はその危険性の相当程度が人間によって管理できると考えられる場合に、その危険性の程度と科学技術の利用により得られる利益の大きさととの比較衡量の上で、これを一応安全なものであるとして利用しているのであり、このような相対的安全性の考え方が従来から行われてきた安全性についての一般的な考え方であるといつてよい。

こうした危険性をも秘めた科学技術の利用は、エネルギーの利用、巨大な建築物、自動車、航空機等の交通機関、医療技術、医薬品の製造利用等、世のすみずみに及び、我々の生活を支え、利便と富をもたらしているものである。こうして高度な科学技術を利用し、その効用を享受して営まれている現代の社会生活は、上記のような相対的安全性の理念を容認することによって成り立っているのであり、実定法制度による科学技術に対する行政的規制も、この考え方を基礎としているのが通常である。

(2) 原子力規制委員会が安全性の具体的水準を定める理由

東京電力福島第一原子力発電所事故後に改正・施行された原子炉等規制法は一定の要件の下で原子力の利用を認めている。そして、「原子炉」は、核燃料物質を燃料として使用する装置（原子力基本法3条4号、原子炉等規制法2条4項）であり、原子力発電は原子炉内で核分裂をさせた際に発生する熱を利用して発電するものであり、科学技術を利用する点において他の科学技術と異なるところはないことから、発電用原子炉施設についても前記（1）のような相対的安全性の考え方が当てはまる。

したがって、原子炉等規制法43条の3の6第1項4号にいう「災害の防止上支障がないもの」とは、どのような異常事態が生じても、発電用原子炉施設

内の放射性物質が外部の環境に放出されることは絶対にないといった達成不可能な安全性をいうものではなく、発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が相対的安全性を前提とした安全性を備えていることをいうものと解するのが相当である。

この安全性を具体的な水準として捉えようとするならば、原子力規制委員会が、時々最新の科学技術水準に従い、かつ、社会がどの程度の危険までを容認するかなどの事情をも見定めて、専門技術的裁量により選び取るほかはなく、原子炉等規制法は、設置許可に係る審査につき原子力規制委員会に専門技術的裁量を付与するに当たり、この選択をも委ねたものと解すべきである。

§ 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11）、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11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わ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、現実に行わ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ない旨規定され、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ない旨規定されている。

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つ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連する内規として、「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。一覽（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。一覽（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連する内規として、「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。一覽（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。一覽（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。一覽（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

(3 0))

その他、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、「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 1 3 0 6 1 9 2 0 号。一覧（ 4 0 ））が定められている。

（ 4 ） 保安規定認可

原子炉等規制法 4 3 条の 3 の 2 4 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 9 2 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連する内規として、「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 1 3 0 6 1 9 8 号。一覧（ 1 4 ））が定められている。

（ 5 ） 原子力規制検査

原子炉等規制法 6 1 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ないと規定されており、当該検査において、原子力規制委員会は、同法 4 3 条の 3 の 1 1 第 2 項に基づく使用前事業者検査及び同法 4 3 条の 3 の 1 6 第 2 項に基づく定期事業者検査の実施状況、同法 4 3 条の 3 の 1 4 の技術上の基準の遵守状況、同法 4 3 条の 3 の 2 4 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。これに関連し、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こ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、定期的に、発電用原子炉施設について検査を行われ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ない、その結果等を公表するものとする規定されている。

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連する内規として、「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 4 3 条の 3 の 3 2 において、発電用原子炉の運転の期間を、最初に同法 4 3 条の 3 の 1 1 第 3 項の確認（使用前確認）を受けた日から起算して 4 0 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 2 0 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、認可をすることができる規定されている。

これを受け、実用炉則 1 1 3 条及び 1 1 4 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 1 3 1 1 2 7 1 号。一覧（1 5））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 1 3 0 6 1 9 7 号。一覧（4 2））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 1 3 1 1 2 7 5 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 4 3 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1306192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1306193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1306194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（HEAF）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 2-1 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。

1 発電用原子炉の原理

原子力発電は、原理的には、水を熱によって蒸気に変え、その蒸気力でタービンを回転させて電気を起こすという点では、火力発電と同じである。

火力発電では、蒸気を発生させるために石油や天然ガス等の燃焼熱を利用するのに対し、原子力発電では、ウラン燃料^{*1}が核分裂する際に放出する熱エネルギーを利用している点が異なる。

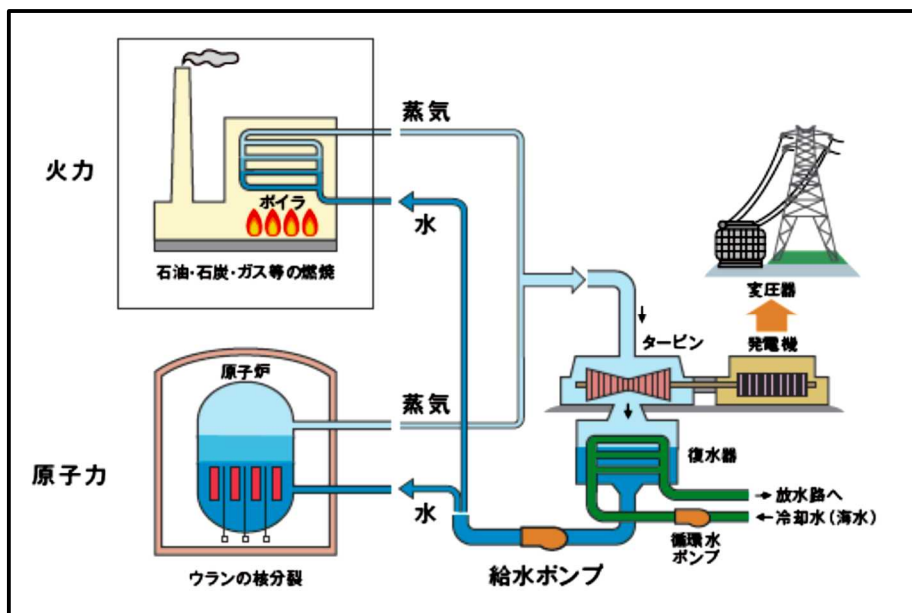


図1 火力発電と原子力発電（軽水炉型原子炉）の違い
(出典：日本原子力文化財団，原子力・エネルギー図面集 2015)

*1 自然界に存在するウランのうち、大部分（99.3%）は、核分裂を起こしにくいウラン238であり、核分裂を起こしやすいウラン235は残りの0.7%である。原子力発電（軽水炉）においては、天然ウランで発電を行うことはできず、ウラン235の比率を3～5%程度に高めたものを燃料として使用している。

また、火力発電では、燃焼熱を発生させるため、ボイラーに石油や天然ガス等の燃料を継続的に供給しているが、原子力発電では、原子炉内部にウラン燃料を装荷し、ウラン燃料の核分裂連鎖反応を利用して、熱エネルギーを継続的に発生させている。核分裂連鎖反応とは、燃料であるウランの原子核に入ってきた中性子が衝突して、ウランの原子核が多くの場合、2個の異なる原子核に分裂（核分裂）する際にエネルギーを発生し、その時同時に放出される中性子の1個が別のウランの原子核に衝突して次の核分裂を起こすというように、これを繰り返すことで核分裂が継続することをいう。ウランでは、1回の核分裂により2～3個の中性子が放出され、その中性子は、①炉心の外に逃げ出す、②核分裂を引き起こさない物質に吸収される、③次の核分裂を起こす、という3つの場合のいずれかとなる。1回の核分裂で発生した2～3個の中性子のうち、1個のみが次の核分裂を引き起こす状態、つまり核分裂を引き起こしたのと同数の中性子が次の核分裂を引き起こす状態では、核分裂の数が常に一定に保たれており、このような状態を「臨界」という。また、次の核分裂を起こす中性子の数が、核分裂を引き起こさない物質への吸収等により、核分裂を引き起こした数より少なくなる状態を「未臨界」といい、核分裂連鎖反応はやがて止まることとなる。

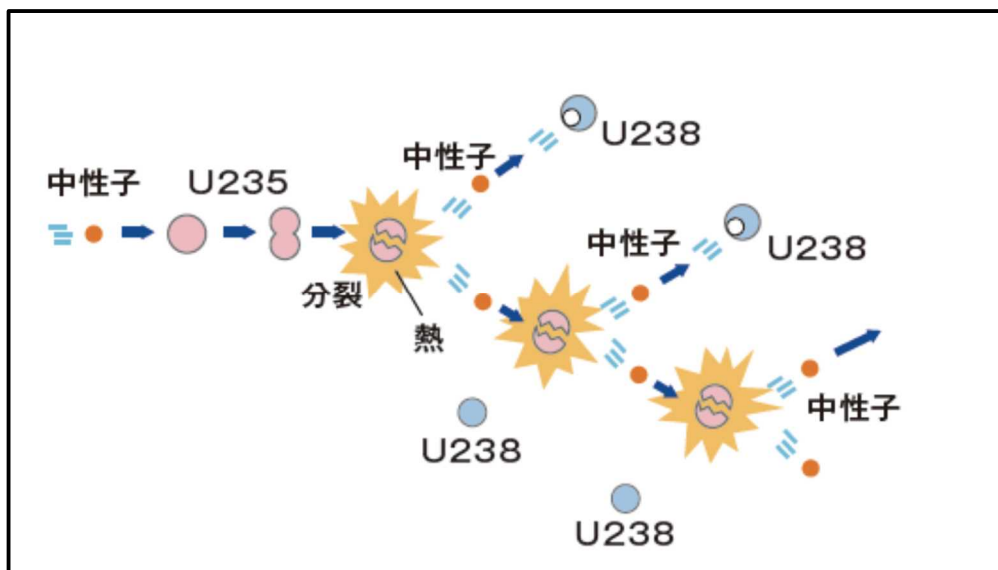


図2 ウランの核分裂連鎖反応（軽水炉型原子炉）

（出典：日本原子力文化財団，原子力・エネルギー図面集 2015）

原子力発電所とは、核分裂連鎖反応を制御しつつ、これを継続的に起こさせることによって熱エネルギーを発生させ、発電用のタービンを回転させる蒸気を作るための装置である。その中心部、すなわち、炉心は、核分裂反応を起こして発熱する核燃料、核分裂で新たに発生する高速の中性を次の核分裂反応が起こりやすい状態にまで減速させるための減速材*2、発生した熱を取り出すための冷却材、核分裂反応を制御するための制御材等から成り立っている。

軽水型原子炉とは、減速材及び冷却材の両者の役割を果たすものとして水（軽水）を用いる発電用原子炉のことをいう。軽水型原子炉には沸騰水型原子炉（BWR：Boiling Water Reactor）と加圧水型原子炉（PWR：Pressurized Water Reactor）がある。

*2 軽水型原子炉では、燃料として使用するウラン235が、熱中性子とよばれる低速の中性で核分裂を起こしやすいため、核分裂で発生した高速中性子を効率よく減速させる性質のある水（軽水）を減速材として利用している。

2 沸騰水型原子炉（BWR）の構造と発電の仕組み

BWRに用いる核燃料には、中性子が当たると核分裂反応を起こすウラン235を3～5パーセント含む二酸化ウランを円柱状に焼き固めた燃料ペレットが使用されており、この燃料ペレットを金属（ジルコニウム合金であるジルカロイ）製の被覆管の中に縦に積み重ね、両端を密封したものが燃料棒である。この燃料棒は、数十本ごとにまとめられて一つの燃料集合体を形成しており、数百体の燃料集合体で炉心を構成している。また、制御材としては、その内部に中性子を吸収しやすい中性子吸収材（炭化ほう素（ボロンカーバイド）等）が詰められているステンレス鋼管数十本を十字形に配列してステンレス鋼板で覆ったものなど（制御棒）が使用されており、この制御棒を出し入れすることによって炉心に存在する中性子の数を増減させ、核分裂反応を調整し、出力を制御している。

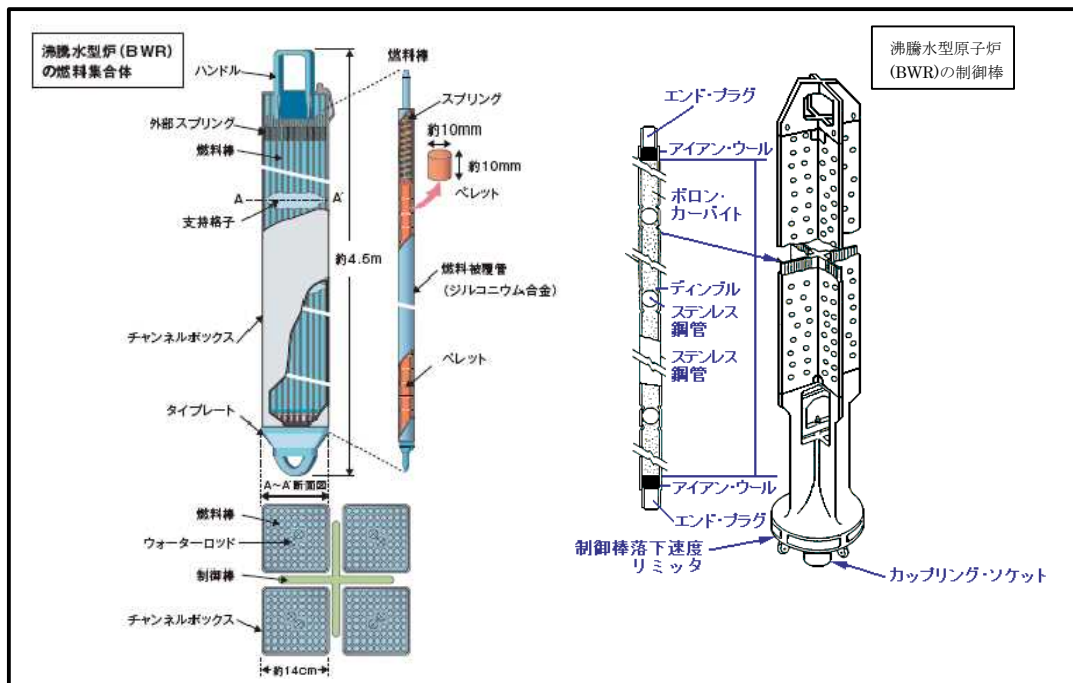


図3 BWRの燃料集合体及び制御棒

（出典：左図 日本原子力文化財団，原子力・エネルギー図面集 2015、
右図 原子力安全研究協会（編），軽水炉発電所のあらし（改訂第3版），2008年）

これらの燃料集合体及び制御棒は、鋼鉄製の原子炉圧力容器に収められている。原子炉圧力容器には、高温（約290℃：冷却材出口温度）、高圧（約70気圧）の冷却材と減速材を兼ねる水（原子炉冷却材）が入れられており、この水は、核分裂反応によって生じた熱によって沸騰し、高温、高圧の蒸気が作られる。この蒸気は原子炉圧力容器から主蒸気管を通してタービンに送られ、タービンにおいて、その熱エネルギーの一部が機械的回転エネルギーに変換され、タービンに結合された発電機により発電を行う。タービンを回転させた蒸気は、復水器で冷却水（海水）により冷却されて水となり、この水は給水管を通して原子炉圧力容器内に戻される。

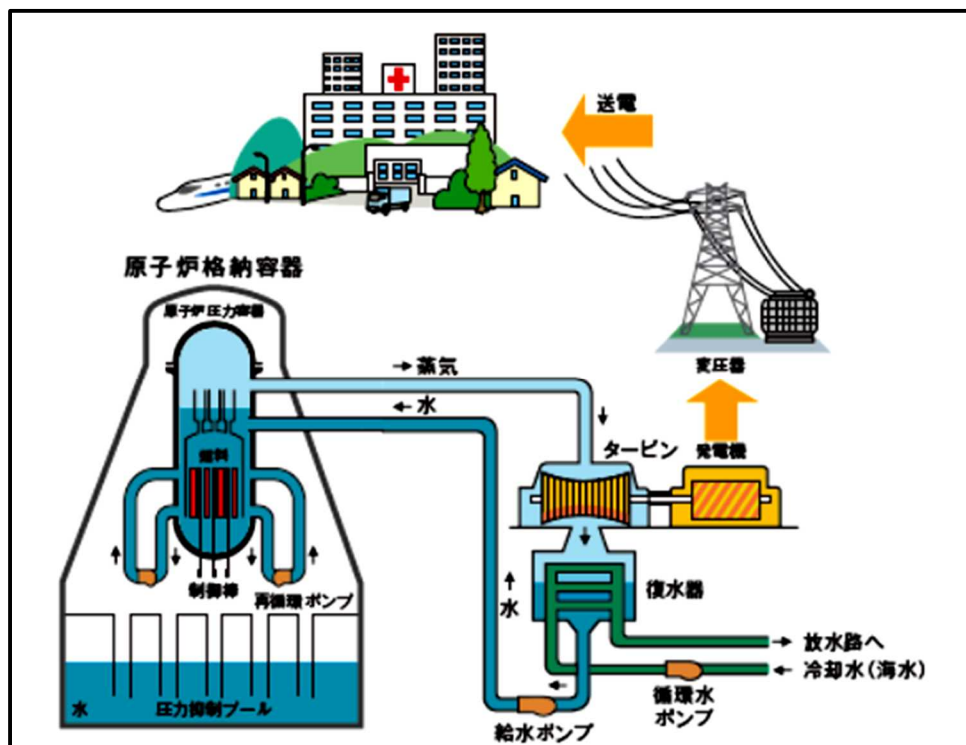


図4 沸騰水型（BWR）原子力発電のしくみ
 （出典：日本原子力文化財団, 原子力・エネルギー図面集 2015）

なお、上図のとおり、復水器において、放射性物質を含んだ原子炉冷却

材（蒸気）とその冷却に使用する冷却水（海水）とは、復水器内の伝熱管を通じて熱交換を行っていることから、これらが接触することはない。

また、BWRでは、原子炉圧力容器に、原子炉冷却材再循環系配管、再循環ポンプ等からなる原子炉冷却材再循環系設備を接続して、原子炉圧力容器内の沸騰水（水蒸気の泡（ボイド）を含む）の循環量を調整している。上記のとおり、沸騰水型原子炉においては、水が冷却材及び減速材の役割を果たしているため、減速材としての沸騰水の再循環量を調整することで炉心内の減速材の量に変化し、これにより出力を調整することができる*3。このようにBWRにおいては、制御棒とともに再循環の流量により出力を調整することができる。

原子炉圧力容器内で発生した蒸気がタービン、復水器を経て水になり、再び原子炉圧力容器に戻ってくる水の循環経路を構成する設備及び上記原子炉冷却材再循環系設備などを原子炉冷却系統設備という。

3 加圧水型原子炉（PWR）の構造と発電の仕組み

PWRに用いる核燃料は、BWRと同様に二酸化ウランを円柱状に焼き固めた燃料ペレットが使用されており、燃料棒をまとめた燃料集合体により炉心を構成している。また、制御材としては、中性子吸収材（銀-インジウム-カドミウム）が詰められている制御棒を燃料集合体内部にクラスタ状に配置して使用しており、この制御棒を出し入れすることによって炉心に存在する中性子の数を増減させ、核分裂反応を調整し、出力を制御している。

*3 ボイドにより出力が変化することをボイド効果という。再循環流量を減らし、冷却材中のボイドが多くなると冷却材の密度が低下し、中性子が減速されにくくなり、出力が低下する。

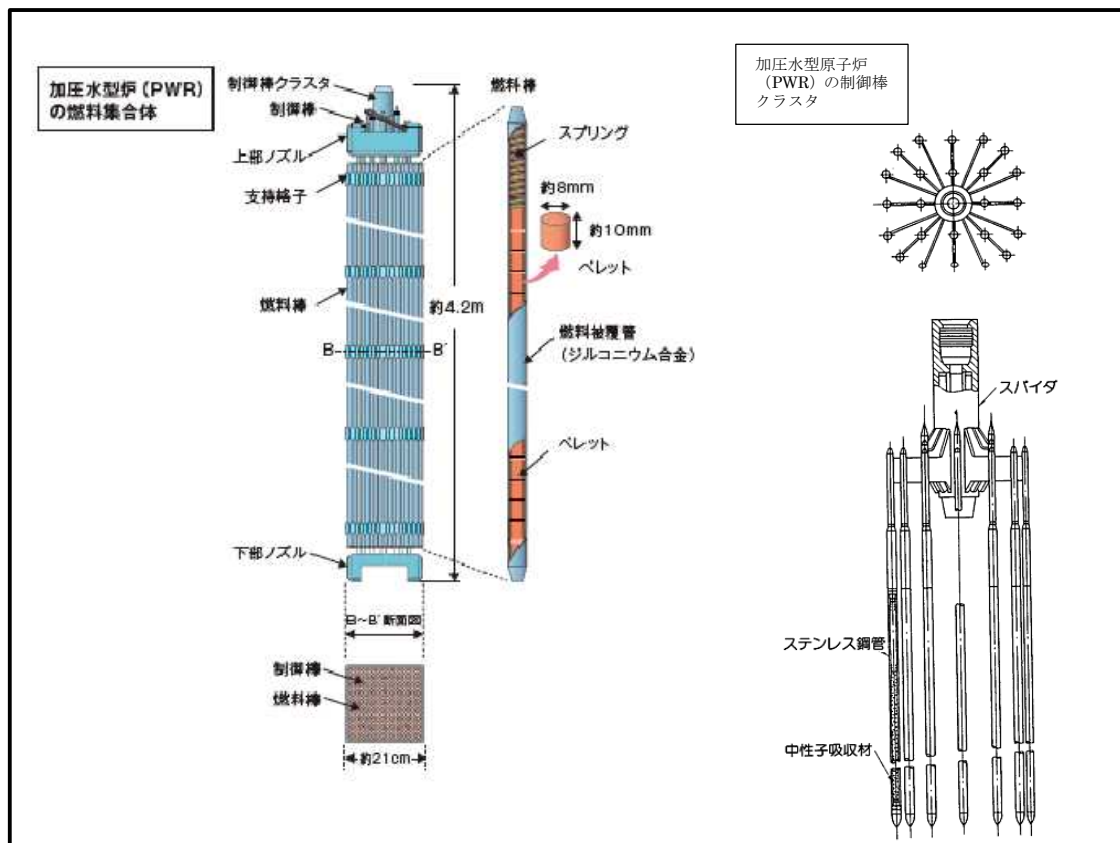


図 5 PWR の燃料集合体及び制御棒

(出典：左図 日本原子力文化財団，原子力・エネルギー図面集 2015、
右図 原子力安全研究協会(編)，軽水炉発電所のあらし(改訂第 3
版)，2008 年)

PWR では、原子炉内の圧力を加圧することで、原子炉の冷却材（一次冷却材）を沸騰させることなく高温（約 320℃：冷却材出口温度）、高圧（約 15.7 気圧）の熱水状態で維持している。この高温、高圧の熱水（一次冷却材）を熱源として蒸気発生器において別の系統の水（二次冷却材）を蒸気に変え、その蒸気は、主蒸気管を通過してタービンに送られ、発電機により発電を行う。タービンを回転させた蒸気は、復水器で冷却水（海水）により冷却されて水となり、この水（二次冷却材）は給水管を通過して蒸気発生器に戻される。

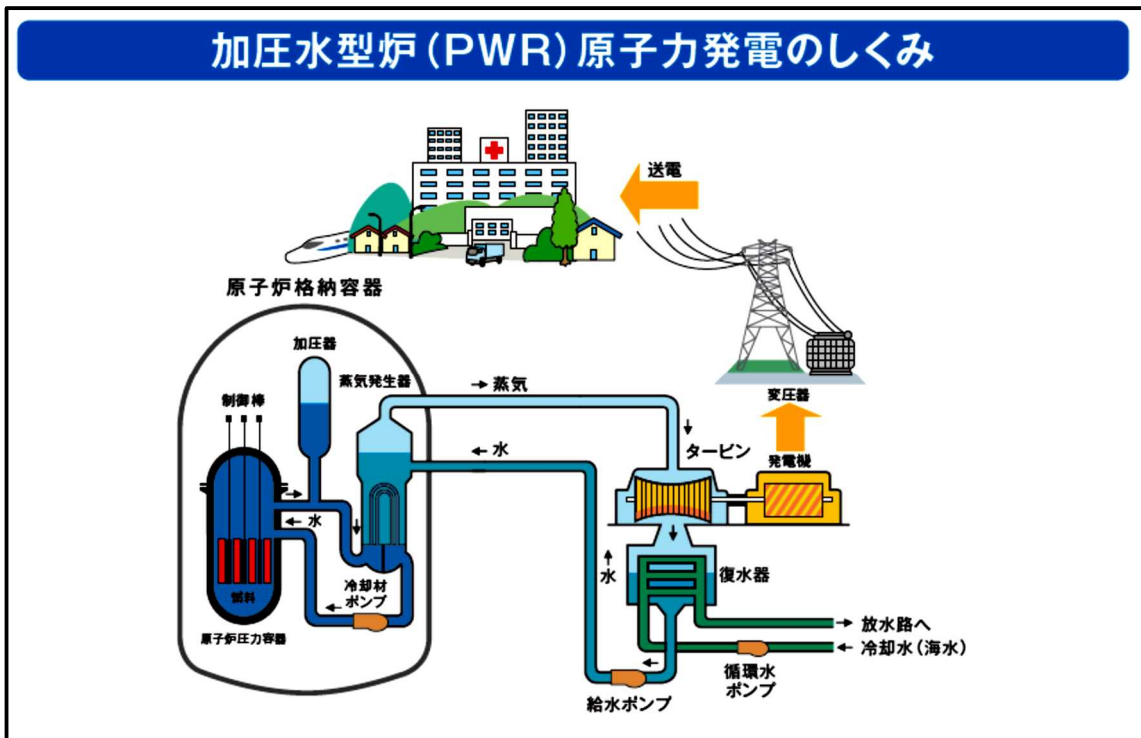


図 6 加圧水型炉 (P W R) 原子力発電のしくみ

(出典：日本原子力文化財団，原子力・エネルギー図面集 2015)

なお、上図のとおり、蒸気発生器において、放射性物質を含んだ一次冷却材とそれを冷却する二次冷却材とは、蒸気発生器の伝熱管を通して熱交換を行っていることから、これらが接触することはない。

また、PWRでは、BWRと異なり一次冷却材が沸騰していないため、沸騰水の流量調整による出力調整はしない。他方、一次冷却材に中性子を吸収するホウ酸を混ぜ、その濃度を調整することで出力を調整することができる。このようにPWRでは、制御棒とともにホウ素濃度の制御により出力を調整することができる。

§ 2 2-1 原子力発電所の仕組み

2-1-2 原子力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。

1 発電用原子炉施設の3つの基本的安全機能

原子力発電所では安全確保の観点から、異常を早期に検知し、緊急を要する異常を検知した場合には全ての制御棒を原子炉内に自動的に挿入し、原子炉を緊急停止（核分裂連鎖反応を止める）できる設計としている（「止める」）。さらに、万一、事故に発展した場合においてもその影響を緩和するため、燃料を冷却し（「冷やす」）、放射性物質の異常な放出を防止できる設計としている（「閉じ込める」）。

まず、原子炉を「止める」ための設備として、例えば、制御棒及びこれを急速に挿入するスクラム機能があり、緊急を要する異常時において、制御棒を急速に挿入することで、原子炉を安全に緊急停止させる設計としている。BWRは、制御棒を炉心下部から挿入する構造であるため、スクラムは、水圧により制御棒を急速に炉心に挿入することで達成する。一方、PWRは、制御棒を炉心上部から挿入する構造であり、通常時は制御棒駆動装置内の電磁石に電流を流し、制御棒を炉心上部の適切な位置に保持しており、スクラムは、制御棒駆動装置内の電磁石への電流を切断し、制御棒が自重で炉心に落下することで達成する。

さらに原子炉を緊急停止した場合においても、原子炉内の燃料には運転中に生成、蓄積された核分裂生成物等が存在するため、崩壊熱^{*1}が発生

*1 核分裂の結果生じた核分裂生成物は、アルファ線、ベータ線又はガンマ線等の放射線を出しながら別の原子核に変化していく（放射性崩壊）が、その際に放出させるエネルギーが周辺の物質に吸収されて、最終的に熱になったもの。崩壊熱は、時間とともに減少し、例えば、ウラン燃料の場合、原子力発電所が発電をしている定格出力時に発生する熱と比べると、崩壊熱は原子炉の停止直後に約7%、24時間後に1%未満になる。

している。そのため、原子炉を緊急停止した後も、崩壊熱の除去を続ける必要がある。

そこで事故時に炉心を「冷やす」ために、例えば、非常用炉心冷却設備により、炉心を冷却できる設計としている。また、非常用炉心冷却設備により除去した熱を最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク）へ輸送する系統（例えば、原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備等）により、原子炉圧力容器内において発生した残留熱^{*2}を除去する設計としている。

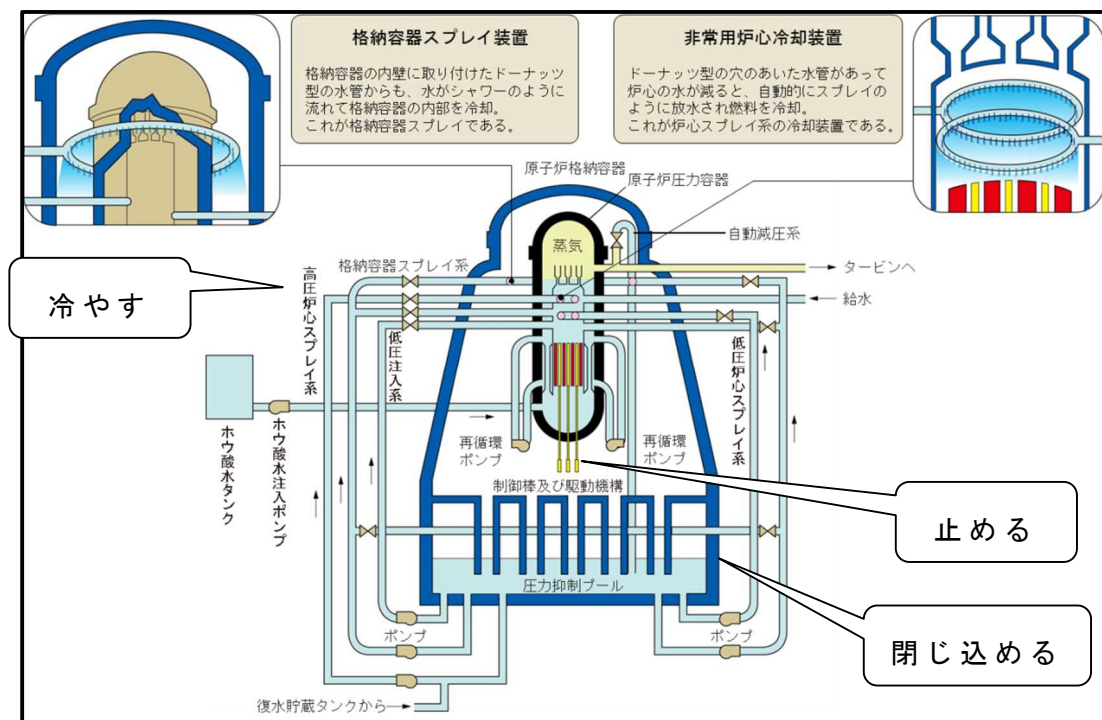


図 1 BWR の非常用炉心冷却装置等の例

(出典：日本原子力文化財団、原子力・エネルギー図面集 2015)

*2 原子炉圧力容器内において発生した残留熱には、燃料内に生成・蓄積した核分裂生成物の崩壊熱及び機器等から発生する熱に加えて通常運転中に炉心、原子炉冷却材系等の構成材並びに原子炉冷却材及び二次冷却材（PWR の場合）に蓄積された熱を含む。

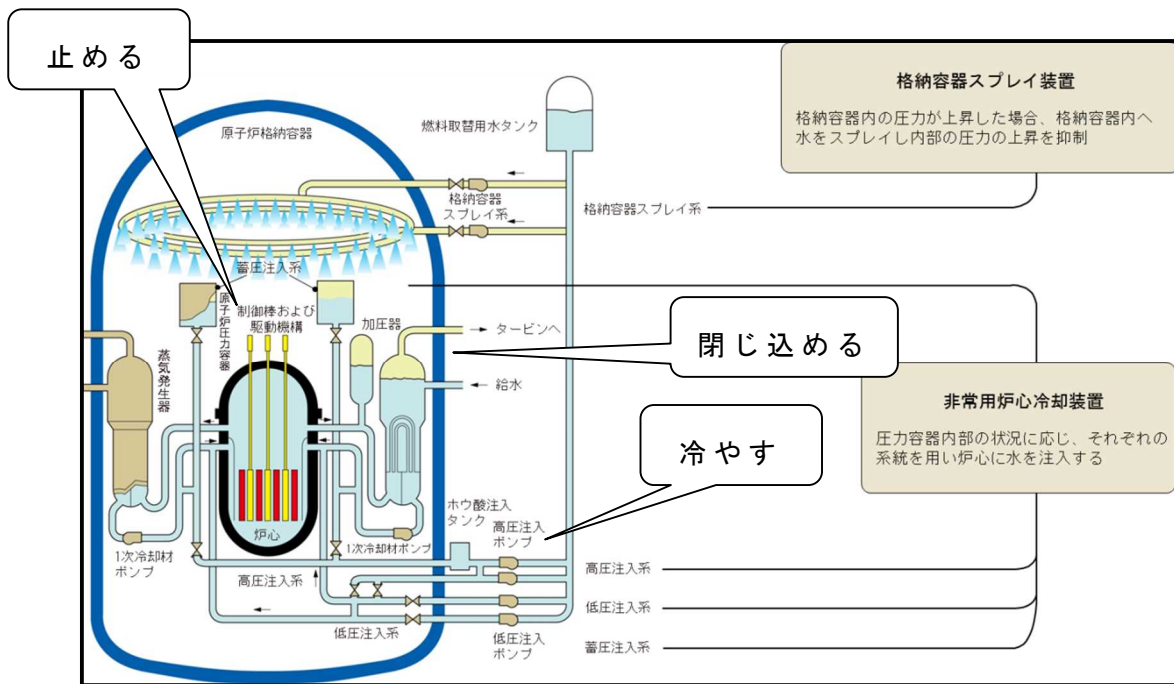


図2 PWRの非常用炉心冷却装置等の例

(出典：日本原子力文化財団、原子力・エネルギー図面集 2015)

最後に、放射性物質の異常な放出を防止する「閉じ込める」ための設備として、原子炉格納容器等がある。原子炉格納容器は、閉じ込める機能を維持するため、想定される最大の圧力、最高の温度及び適切な地震力に十分に耐えることができ、かつ適切に作動する格納容器隔離弁の作動と併せて放射性物質の漏えいを抑制する設計としている。これらに加え、例えばPWRのアニュラス^{*3}浄化設備のように、原子炉格納容器の貫通部等から漏えいする空気を浄化し、外部へ放出される放射性物質の量を低減する設備もある。

以上の「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」ための機能は、発電用原子炉施設の安全性を確保するために重要な基本的安全機能である。また、

*3 原子炉格納容器と原子炉建屋の間にある気密性の高い空間のこと。アニュラス部は、事故時に内部を負圧に保つことで、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質を閉じ込める機能を有する。

これらの安全機能について、重要度が特に高い安全機能を有するものは、多重性又は多様性を確保し及び独立性を確保する設計としている。

§ 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係る意見聴取会」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	<u>原子力規制委員会発足</u>
	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） 地震等基準検討チーム会合開催（～平成 25 年 6 月）
平成 25 年	11 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
	2 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
	4 月	原子力規制委員会、設置許可基準規則制定
	6 月	

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、地震随件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(LUHS^{*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れ出し、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。

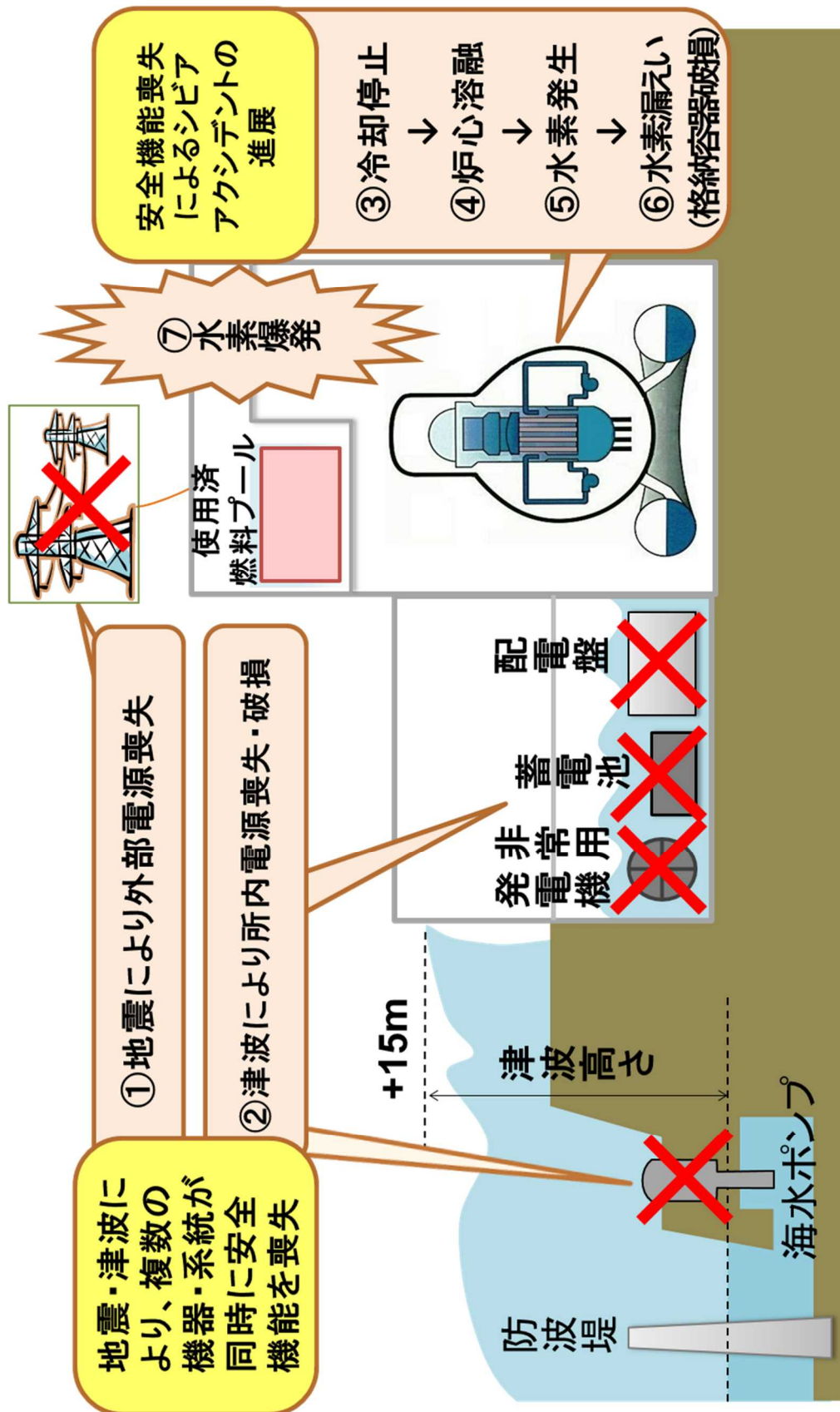


図1 東京電力福島第一原子力発電所事故の進展の概要

(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（LUHS）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係る意見聴取会」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。

もともと、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ることとした、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・津波に関わ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）が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件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件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は、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當である。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、解明された事故の発生・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ったときに、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った。

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った場合*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、原子炉施設の使用の停止、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

原子力規制委員会は、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っ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ないが（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もあり得る。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ないものである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、講ずべき措置の内容、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、新知見を採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 2-3 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。

1 IAEA安全基準との関係

国際原子力機関（以下「IAEA」という。）は、国際原子力機関憲章に基づき設立された国際機関（同憲章1条）であり、我が国も加盟国である。そして、IAEAは、同憲章3条A6項に基づき、「安全上の基準（括弧内省略）を設定し、又は採用すること」として、IAEA安全基準を作成している。具体的には、IAEA安全基準は、安全原則（Safety Fundamentals）、安全要件（Safety Requirements）及び安全指針（Safety Guides）から構成される（基本安全原則（SF-1）の1.5）。

安全原則は、基本的な安全の目的と、防護と安全の原則を示し、安全要件のための基礎を提示するものである。

安全要件は、安全原則の目的及び原則の下に定められ、現在と将来において人と環境の防護を確保するために満たされなければならない要件を制定するものである。そして、安全要件は、全般的な安全要件と個別安全要件からなり、全般的な安全要件は一連の施設や活動に関する個別安全要件で補完される。安全原則と安全要件についてはIAEA理事会の承認が必要である。

安全指針は、安全要件を遵守する方法についての奨励された手段又はこれと等価な代替的手段や手引きを提示している。（GSR Part 1 ixからxページ）。安全指針の制定の権限はIAEA事務局長に委任されている。



図1 IAEA安全基準シリーズの構成

IAEA安全基準は、IAEA安全憲章に基づき、IAEA自身の活動及びIAEAによって支援された活動に係る加盟国を拘束するものとされている。他方、IAEA安全基準は加盟国を法的に拘束するものではなく、加盟各国が、それぞれの判断により国の規制に取り入れるものである。

IAEA安全基準の多く、特に原子力発電所の計画又は設計における安全面を扱うものは、主として新しい施設と活動への適用を意図している。IAEA安全基準の中の要件は、初期の基準で建設された既存の施設では完全には満たされないことがある。IAEA安全基準が既存の施設に適用されるか否かも個々の加盟国の決定事項であるとされている。

以上の事項は、全てのIAEA安全基準の前文において記載されている（例えば、GSR Part 1 (Rev. 1) 前文には、「基準は、施設と活動に関し

て各国の規制における参考として、加盟国で使用されることができる。」等の記載がある)。

我が国の規制内容は I A E A 安全基準と概ね良好に整合するものである。そもそも、I A E A 安全基準はその全てを加盟各国の規制内容に採用するよう義務付けるものではなく、加盟各国の判断により、取り入れるものである。したがって、I A E A 安全基準の全てをそのままには採用せず、専門的技術的知見に基づいて、取り入れるべき要件を判断した上で定めても、そのことが科学技術水準に照らして不合理となるものではない。

§ 2 2-4 深層防護の考え方

2-4-1 国際原子力機関（IAEA）が採用している深層防護の考え方とはどのような考え方か。

1 深層防護とは

深層防護とは、一般に、安全に対する脅威から人を守ることを目的として、ある目標を持った幾つかの障壁（防護レベル）を用意して、各々の障壁が独立して有効に機能することを求めるものである。

原子力発電所は、炉心に大量の放射性物質を内蔵しており、人と環境に対して大きなリスク源が存在し、かつ、どのようなリスクが顕在化するかの不確かさも大きいという点で、不確かさに対処しつつリスクの顕在化を着実に防ぐため、従来から深層防護の考え方を適用することが有効とされており、IAEAにおいても採用されてきた。

例えば、IAEAの最上位の安全基準である「基本安全原則」（SF-1）においては、原子力発電所において事故を防止し、かつ、発生時の事故の影響を緩和する主要な手段は、深層防護の考え方を適用することであるとされている。この深層防護は、複数の連続かつ独立したレベルの防護の組合せによって主に実現されるとし、ひとつの防護レベル又は障壁が万一機能しなくても、次の防護レベル又は障壁が機能するとされている。そして、各防護レベルが独立して有効に機能することが、深層防護の不可欠な要素であるとされている（基本安全原則3.31.）。

2 原子力発電所における5層の深層防護

IAEAの安全基準の一つである「原子力発電所の安全：設計」（SSR-2

／1 (Rev. 1)^{*1)}では、深層防護の考え方を設計に適用し、5つの異なる防護レベルにより構築している。

具体的には、第1の防護レベルは、通常運転状態からの逸脱と安全上重要な機器等の故障を防止することを目的として、品質管理及び適切で実証された工学的手法に従って、発電所が健全でかつ保守的に立地、設計、建設、保守及び運転されることを要求するものである。

第2の防護レベルは、発電所で運転期間中に予期される事象^{*2)}(設置許可基準規則では「運転時の異常な過渡変化」と定義している。)が事故状態に拡大することを防止するために、通常運転状態からの逸脱を検知し、管理することを目的として、設計で特定の系統と仕組みを備えること、それらの有効性を安全解析により確認すること、さらに運転期間中に予期される事象を発生させる起因事象を防止するか、さもなければその影響を最小に留め、発電所を安全な状態に戻す運転手順の確立を要求するものである。

第3の防護レベルは、運転期間中に予期される事象又は想定起因事象が拡大して前段のレベルで制御できず、また、設計基準事故に進展した場合において、固有の安全性及び工学的な安全の仕組み又はその一方並びに手順により、事故を超える状態に拡大することを防止するとともに発電所を安全な状態に戻すことができることを要求するものである。

第4の防護レベルは、第3の防護レベルでの対策が失敗した場合を想定し、事故の拡大を防止し、重大事故の影響を緩和することを要求するものである。重大事故等に対する安全上の目的は、時間的にも適用範囲においても限られた防護措

*1 IAEAが2016年に作成した「Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1(Rev.1) (邦訳：原子力発電所の安全：設計)」である。

*2 設計上考慮することが適切な、原子炉施設の運転寿命までの間に、少なくとも一度は発生することが予想される、通常の運転状態から逸脱した操作手順が発生する事象。この事象は、安全上重要な機器に重大な損傷を引き起こしたり、事故に至るおそれがないものをいう。例えば、出力運転中の制御棒の異常な引き抜きや、外部電源の喪失などが考えられる。

なお、設置許可基準規則では「運転時の異常な過渡変化」と定義している。

置のみで対処可能とするとともに、敷地外の汚染を回避又は最小化することである。また、早期の放射性物質の放出又は大量の放射性物質の放出を引き起こす事故シーケンスの発生の可能性を十分に低くすることによって実質的に排除できることを要求するものである。

第5の防護レベルは、重大事故に起因して発生しうる放射性物質の放出による影響を緩和することを目的として、十分な装備を備えた緊急時対応施設の整備と、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が必要であるというものである。

3 設置許可基準規則は、深層防護の考え方を踏まえて策定されたものであること

設置許可基準規則は、深層防護の考え方を踏まえ、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）を明確に区別している。これを IAEA の安全基準との関係でおおむね整理すれば、同規則第2章には「設計基準対象施設」として第1から第3の防護レベルに相当する事項を、同規則第3章には「重大事故等対処施設」として主に第4の防護レベルに相当する事項をそれぞれ規定している。

§ 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、原子力基本法の本質にのっとり、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の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、I A E A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

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（OIL：Operational Intervention Level）、緊急時活動レベル（EAL：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り P A Z 及び U P Z 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き、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、 I A E A 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、 I A E A 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 I A E A 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ことを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 I A E A 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、 I A E A 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照すべき専門的・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。

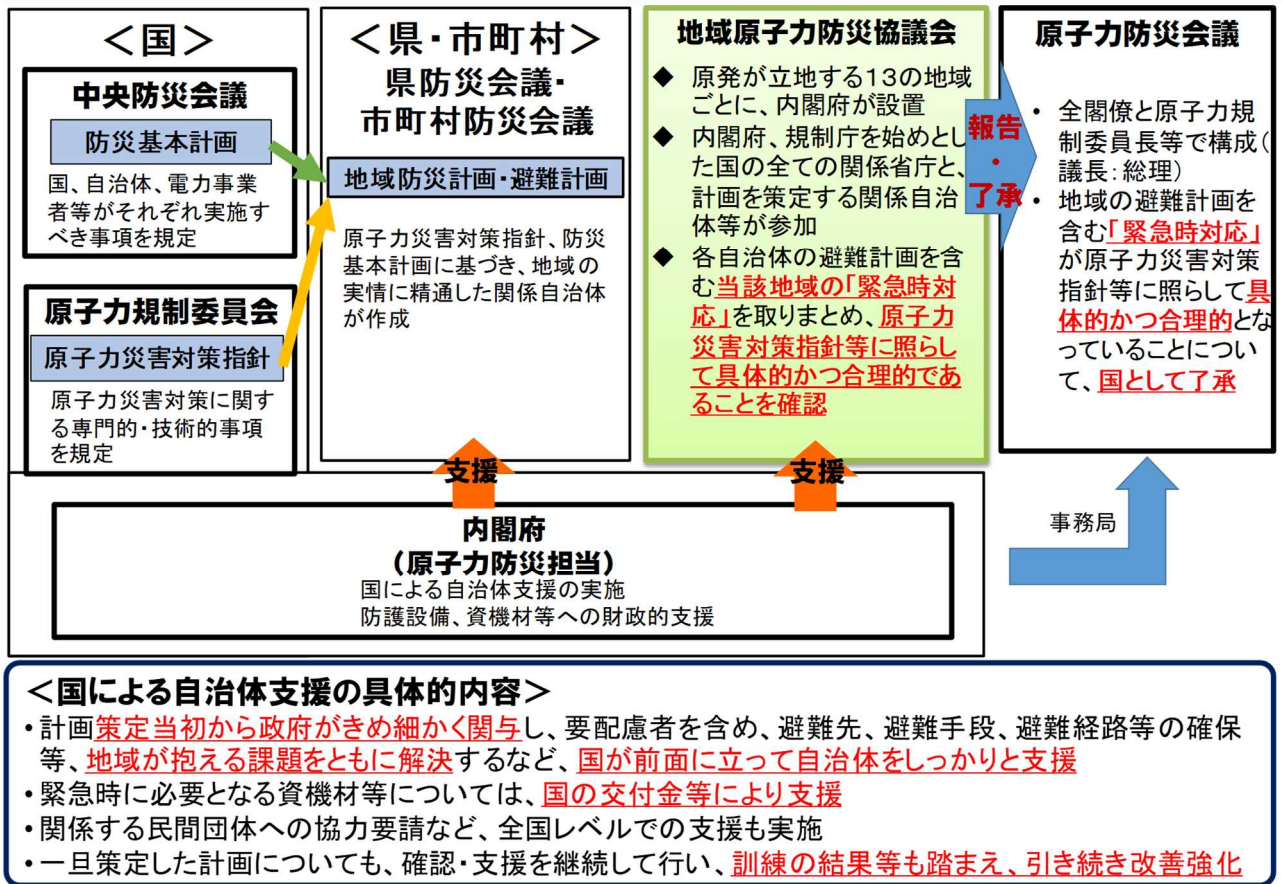
(3) 計画のさらなる改善・強化に向けた支援

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。

地域防災計画・避難計画の策定



<国による自治体支援の具体的内容>

- 計画**策定当初から政府がきめ細かく関与**し、要配慮者を含め、避難先、避難手段、避難経路等の確保等、**地域が抱える課題をともに解決**するなど、**国が前面に立って自治体をしっかりと支援**
- 緊急時に必要となる資機材等については、**国の交付金等により支援**
- 関係する民間団体への協力要請など、全国レベルでの支援も実施
- 一旦策定した計画についても、確認・支援を継続して行い、**訓練の結果等も踏まえ、引き続き改善強化**

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に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しての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、規制の何処に不適當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み、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 P S A^{*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 P S A^{*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 P S Aや、格納容器の閉じ込め機能の健全性、即ちレベル2 P S A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1PSA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3PSA^{*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ることとなる。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単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「PS」（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「MS」（Mitigation system）という。）。

さらに、重要度の分類については、PS及びMSのそれぞれのSSC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、PSのクラス1（以下「PS-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、PS-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、P S - 3 は、「異常状態の起因事象となるものであって、P S - 1 及び P S - 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 S S C 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、P S - 2 の S S C 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にする等の S S C 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 S S C 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。

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)

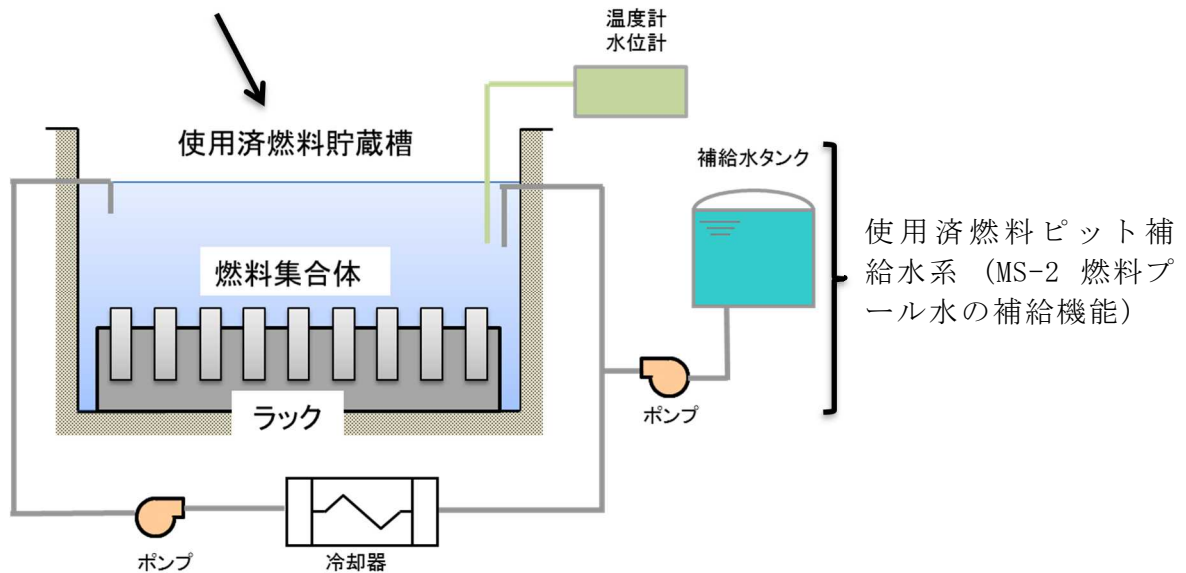


図2 使用済燃料貯蔵槽等における重要度分類の例

各クラスに属するSSC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つて、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)
	M S - 1	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ィ系等)
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)		
クラス 2	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) 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)
			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)
	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		
M S - 2	1) P S - 2 の構築物、系統及び機器	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にする構築物、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)	
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	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)	
	PS-3	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) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能 (例：燃料被覆管等)	
			2) 原子炉冷却材の浄化機能 (例：原子炉冷却材浄化系等)	
		MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、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)
MS-3	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) 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（IAEA）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（IAEA）においては、IAEAの安全基準の一つである「原子力発電所の安全：設計」（SSR-2/1（Rev.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SSCは特定されなければならないと、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ったときの影響
- 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SSC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No. SSG-30）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SSC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、我が国の重要度分類指針の「MS（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。

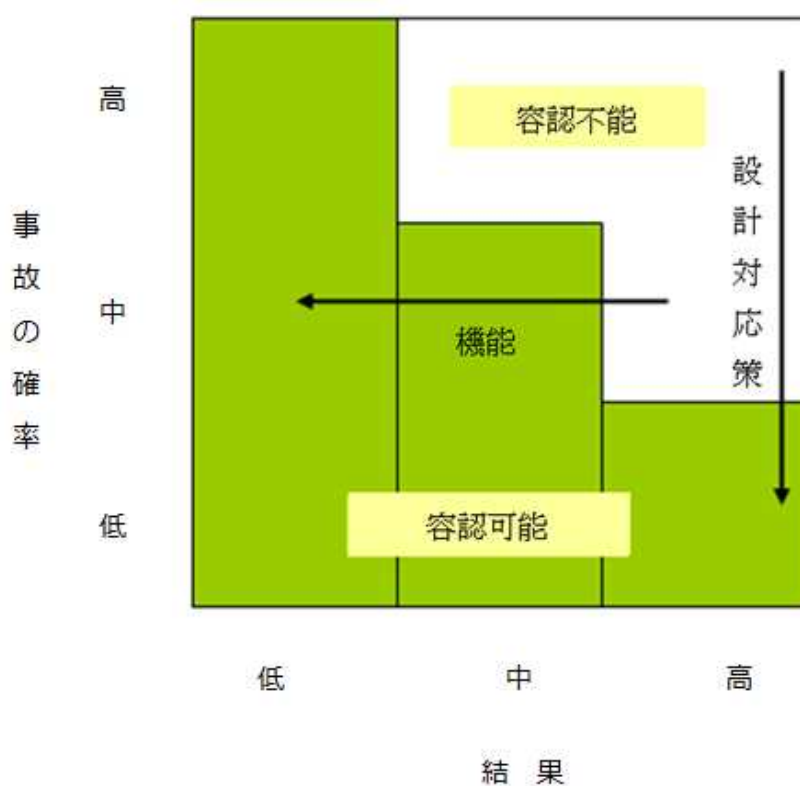


図1 確率と結果の基本原則(SSG-30より引用)

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係る我が国と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こととしている。

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压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、S S E（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）

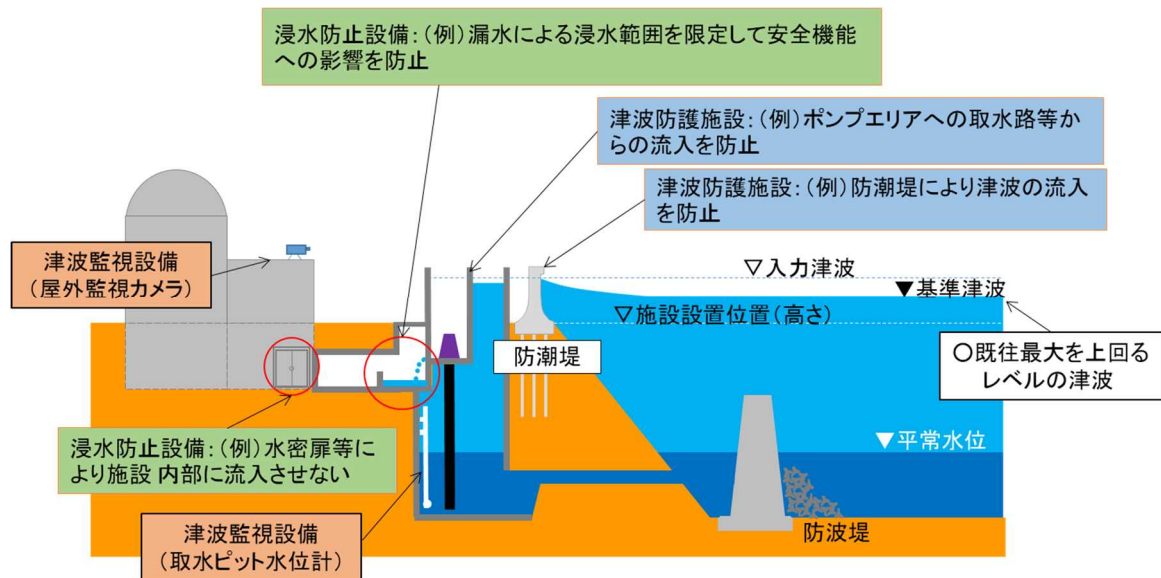


図1 津波対策施設・設備のイメージ

○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。

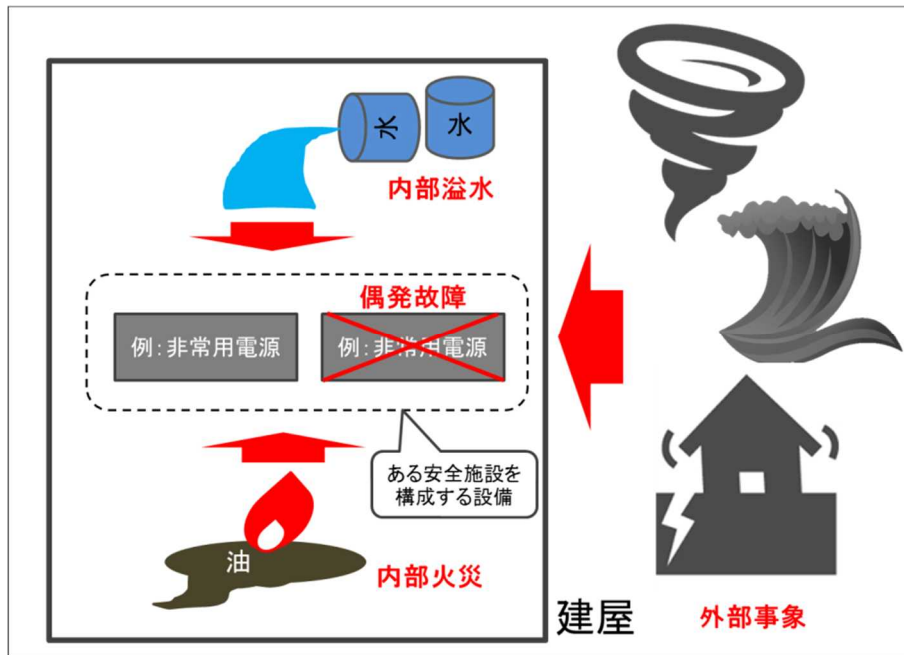


図1 安全施設を構成する設備を故障させる原因（例）

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、それら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「単一故障の仮定」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単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に、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（単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単一故障が発生し、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に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 : D e s i g n B a s i s E v e n t）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、現実が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単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、「単一故障の仮定」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うと、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うと、「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ない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 「単一故障の仮定」の考え方とはどのようなものか。

1 「単一故障の仮定」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単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に、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）。

単一故障とは、単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）。「単一故障の仮定」の考え方は、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。

ここでいう単一故障は、動的機器の単一故障及び静的機器の単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。

単一故障は短期間では動的機器の単一故障のみを想定すれば足り、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単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単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らである。

動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単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、その単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、その単一故障を仮定しなくてもよい。また、単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、単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、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の単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が単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。

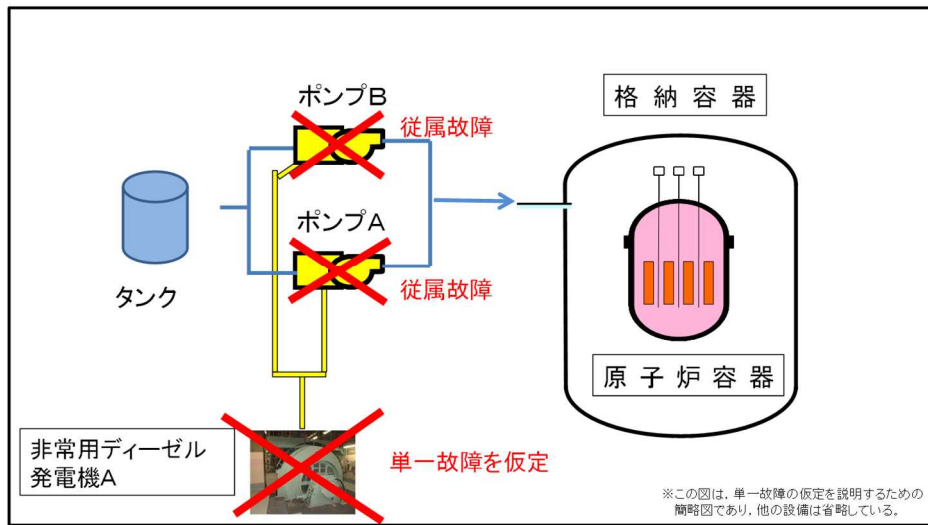


図1 単一故障の結果、安全機能が喪失する例

(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が単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。

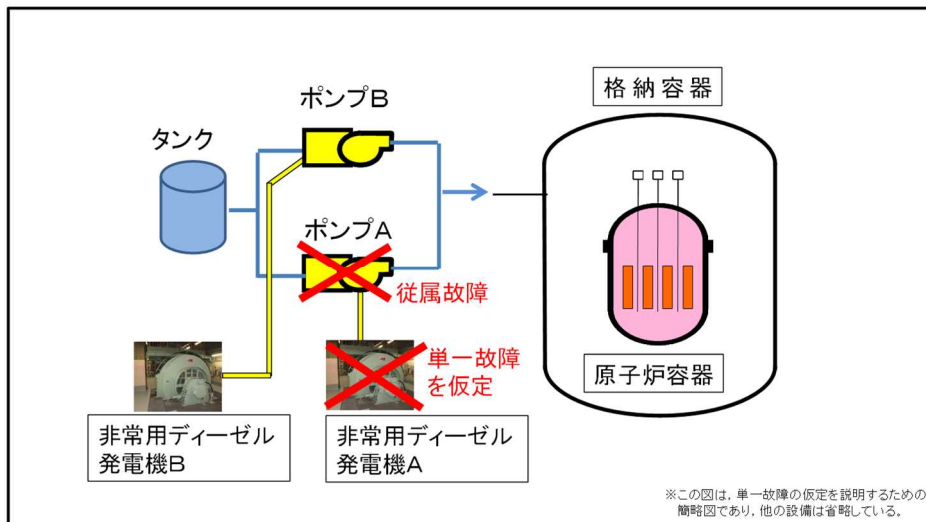


図2 単一故障しても、安全機能が維持される例

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 3-2 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。

1 設計基準対象施設の定義とその基本設計の妥当性確認

設計基準対象施設とは、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い(設置許可基準規則2条2項7号)、本資料「§ 2 2-4 2-4-1」に述べたとおり、設置許可基準規則第2章では、設計基準対象施設について、第1から第3の防護レベルまでに相当する事項を求めている。

また、本資料「§ 2 2-8 2-8-2」に述べたとおり、設置許可基準規則13条で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に、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「安全評価審査指針」という。)等に基づいて、設計基準対象施設に対し、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に関する解析及び評価を求めている。

運転時の異常な過渡変化とは、通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単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(以下単に「炉心」という。)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)としている。

ここで原子炉冷却材圧力バウンダリとは、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い、例えばBWRの場合には概略、図1のような範囲が相当する。

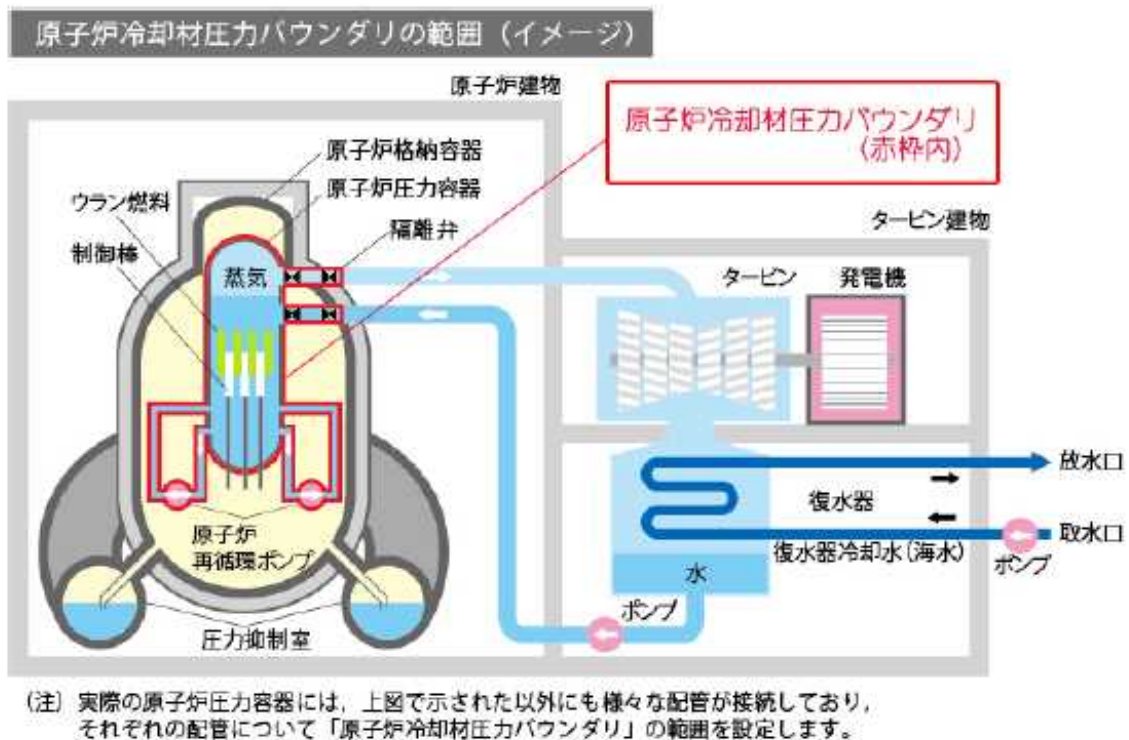


図1 原子炉冷却材圧力バウンダリの例（BWR）

（出典：中国電力ホームページ資料一部加筆）

設計基準事故とは、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つて、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多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）。

2 要求事項の概要

（1）通常運転時

通常運転においては異常の発生防止が重要であり、これは設計だけでなく、製造、工事、検査、運転、保守等と併せて達成されるものであるが、設計段階では例えば、設置許可基準規則10条において、設計基準対象施設に対し誤操作を防止するための

措置を講じることを要求しているほか、同規則12条では設計基準対象施設のうち、安全機能を有する施設（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している。同規則の解釈12条で引用している「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」では、安全機能を有する構築物、系統及び機器は一般の産業施設と同等以上の信頼性の確保を要求しており、このうち重要度が特に高い安全機能を有するものについては合理的に達成し得る最高度の信頼性の確保を要求している。

（２）運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時

異常状態が発生した場合にはその異常状態を早期に検知しこれを修復し、あるいは異常の波及拡大を防止するよう対策を講じる必要がある。設置許可基準規則の解釈13条で求めている解析及び評価における事象の選定の考え方及び参考とすべき具体的な評価事象例として安全評価審査指針で以下に示す事項等が規定されている。

ア 運転時の異常な過渡変化

原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から代表的な事象を選定する。例えば以下のような評価事象がある。

1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

- a 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き（原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象）
- b 制御棒の落下及び不整合（原子炉の運転中に、制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒の配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する事象）

2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

- a 蒸気負荷の異常な増加（原子炉の出力運転中に2次冷却系のタービンバイパス弁等の誤開放により、主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象）
- b 原子炉冷却材流量の部分喪失（原子炉の出力運転中に原子炉冷却材を駆動するポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象）

3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

- a 負荷の喪失（原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し、原子炉圧力が上昇する事象）
- b 原子炉冷却材系の異常な減圧（原子炉の出力運転中に、1次冷却系の圧力制御系（加圧器逃し弁等）の誤開により原子炉圧力が低下する事象）

イ 設計基準事故

原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主として「異常影響緩和系」に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から代表的な事象を選定する。例えば以下のような評価事象がある。

1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

- a 原子炉冷却材喪失（原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、原子炉冷却材が系外に流失し、炉心の冷却能力が低下する事象）
- b 主蒸気管破断（原子炉の高温停止時に、2次冷却系の破断等により、1次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象）

2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

- a 制御棒飛び出し（原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系等の破損等により、挿入されていた制御棒が飛び出し急激な反応度添加と出力分布変化を生ずる事象）

3) 環境への放射性物質の異常な放出

- a 蒸気発生器伝熱管破損（原子炉の出力運転中に、蒸気発生器^{*1}の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象）

4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

- a 原子炉冷却材喪失（原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等の損傷により、原子炉冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象）

なお、安全評価審査指針では、設計によっては、指針で規定しているこれらの事象に留まらず、評価の目的に照らして適切な事象を追加して評価する必要があるとしている。

(3) 運転時の異常な過渡変化に対する要求

運転時の異常な過渡変化の評価を行う目的は、前述のような事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることの確認である。その満たすべき具体的な要件は、以下のように設置許可基準規則13条で規定されている。

イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移^{*2}が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値

*1 蒸気発生器とは、1次冷却系を2次冷却系から隔離し、かつ、1次冷却系から2次冷却系に熱を伝える役割を果たす熱交換器。原子炉内で発生した熱を吸収して高温となった1次冷却材により、伝熱管を介して2次冷却系の給水を暖め、タービンへ供給する蒸気を発生させる機能をもつ。

*2 核沸騰から膜沸騰への沸騰モード（沸騰形態）の遷移のこと。

なお、核沸騰とは沸騰の形態の一つであり、発泡点を核として気泡が発生する沸騰のことをいう。ま

をいう。)が許容限界値以上であること。

ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。

ハ 燃料材のエンタルピー*3が燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力*4の1.1倍以下となること。

(4) 設計基準事故に対する要求

設計基準事故の評価を行う目的は、前述のような事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることの確認である。その満たすべき具体的な要件は、以下のように設置許可基準規則13条で規定されている。

イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。

ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍以下となること。

た、膜沸騰とは、核沸騰が発生している状況で、出力上昇もしくは冷却不足となった場合、燃料被覆管の温度が上昇し、非常に多数の気泡が発生した結果、気泡が合体して伝熱面を覆う蒸気膜が形成され、伝熱面と液体が直接接触れあわない状態の沸騰となることをいう。この場合、熱伝達は核沸騰と比べ低下するため燃料被覆管が損傷する可能性がある。

*3 燃料材のエンタルピーとは、燃料の発熱量である。例えば、制御棒が大きく引き抜かれ反応度が与えられると燃料温度が上昇し、エンタルピーも増加し、燃料被覆管が破損する可能性がある。さらに異常に大きい反応度が投入された場合、出力の上昇に伴い急激に燃料温度が上昇し、ペレットの溶融等を招くような熱発生があると、燃料被覆管が破損して中から高温のペレットが冷却水中に飛散する可能性が生じる。このような状態が生じると溶融したペレットと冷却水との相互作用によって圧力波等の機械的エネルギーが発生し、これが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリに作用して、損傷を与える可能性が生じる。

*4 対象とする機器又は炉心支持構造物がその主たる機能を果たすべき運転状態において受ける最高の圧力以上の圧力であって、設計上定めるものをいう。(設置許可基準規則2条2項38号)

- ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度*5以下となること。
- ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

*5 対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物はその主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度以上の温度であつて、設計上定めるものをいう。（設置許可基準規則2条2項39号）

§ 3 3-2 設計基準対象施設

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 3 6 条）は何か。

設置許可基準規則は、第 2 章において、設計基準対象施設への要求を規定しており（図 2）、ここでは、設計基準対象施設に関する要求事項について概要を示す。

1 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 9 条）

設置許可基準規則は、設計基準対象施設に対して、一般的に要求すべき事項として、自然的条件（地震、津波等）、社会的条件（人の不法な侵入等）、内部火災及び内部溢水において安全機能が損なわれるおそれがない又は損なわないことを要求している（同規則 3 条から 9 条）。

これらの要求事項について具体的に述べると、まず、同規則 3 条においては、耐震重要施設は、変位が生じるおそれがない地盤に設けること等を要求している。また、同規則 4 条においては、耐震重要施設は、基準地震動による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないこと等を要求している。そして、同規則 5 条は、設計基準対象施設について基準津波により、安全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 6 条は、安全施設（設計基準対象施設のうち、安全機能を有するもの）について、想定される自然現象（地震及び津波を除く。例えば、竜巻、火山の影響など）及び外部人為事象（故意によるものを除く。例えばダムの崩壊など。）により、安全機能が損なわれないことを要求している。同規則 7 条は、人の不法な侵入等を防止することを要求している。さらに、同規則 8 条は、施設に発生した火災により安全機能が損なわれないことを要求している。同規則 9 条は、安全施設は発電用原子炉施設内で溢水（例えば消火系統等の作動など）が発生した場合においても

安全機能が損なわれないことを要求している。

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 10 条から 36 条）

設置許可基準規則は、設計基準対象施設等について、共通する一般的要求事項を定める（同規則 10 条から 13 条）とともに、個別の設備に対する要求事項を定めている（同規則 14 条から 36 条）。

（1）一般的要求事項（設置許可基準規則 10 条から 13 条）

設置許可基準規則 10 条から 13 条は、設計基準対象施設等の基本設計ないし基本的設計方針に係る一般的要求事項として、誤操作の防止（同規則 10 条）、安全避難通路、避難用の照明等（同規則 11 条）、安全施設（同規則 12 条）、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止（同規則 13 条）を要求している。

（2）個別的な要求事項（設置許可基準規則 14 条から 36 条）

発電用原子炉施設の基本的な安全機能は、「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設計基準事故時に安全機能を有する系統について、これらの基本的な安全機能が維持されることを求めている。

また、安全機能を有する系統のうち、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単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に、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保することを求めている。

ア 原子炉に係る設備（設置許可基準規則 15 条、17 条、19 条から 22 条、2

4条、25条及び32条)

まず、「止める」機能についていうと、例えば、炉心は通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならないこと（同規則15条）、一次冷却材喪失その他の設計基準事故時において、反応度制御系統（原子炉停止系統を含み、安全施設に係るものに限る。）のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に維持できること（同規則25条）等、原子炉を安全に停止するとともに、これを未臨界に維持できるための設備を求めている。（設備の説明については、「§2 2-1」を参照）

次に、「冷やす」機能についていうと、一次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材の温度が燃料材の熔融又は燃料体の著しい損傷を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる非常用炉心冷却設備（同規則19条）、発電用原子炉を停止した場合において原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（同規則21条）、原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を除去することができるよう最終ヒートシンク^{*1}へ熱を輸送することができる設備（同規則22条）等、原子炉を冷却するための設備を求めている。

さらに、「閉じ込める」機能についていうと、原子炉格納容器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した場合において漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、想定される最大の圧力、最高の温度及び適切な地震力に十分に耐えることができ、かつ、適切

*1 最終的な熱の逃がし場を意味しており、海、河、池、湖又は大気をいう。

に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないこと（同規則 3 2 条）等、放射性物質を閉じ込めるための設備を求めている。

加えて、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を検知し、これらの事象が発生した場合において、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能を有する設備を自動的に作動させるために安全保護回路を設けることを求めている（同規則 2 4 条）。

イ 燃料体等の取扱・貯蔵に係る設備（設置許可基準規則 1 6 条）

まず、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）については、燃料体等を取り扱う能力を有するものとする、燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする、崩壊熱^{*2}により燃料体等が溶融しないものとする、適切な遮蔽能力を有すること、取扱中における燃料体等の落下を防止できることを求めている。

次に、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。）については、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとする、燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有すること、燃料体等が臨界に達するおそれがないことを求めている（使用済燃料貯蔵施設の例示については、「§ 2 2-7 2-7-1 図 2」参照。）。

キャスク^{*3}以外の貯蔵施設（使用済燃料プール等）の場合は、上記に加え、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有すること、貯蔵された使用済

*2 核分裂の結果生じた核分裂生成物は、アルファ線、ベータ線又はガンマ線等の放射線を出しながら別の原子核に変化していく（放射性崩壊）が、その際に放出されるエネルギーが周辺の物質に吸収されて、最終的に熱になったもの。

*3 使用済燃料を工場等内に貯蔵するための容器のこと。

燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有すること、使用済燃料貯蔵槽から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れ出した場合において水の漏れを検知することができること、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないことを求めている。加えて、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに放射線量の異常を検知し、原子炉制御室に通報する設備等を求めている。

キャスクについては上記の燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。）への要求に加え、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有すること、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができること、使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができることを求めている。

ウ 放射性廃棄物の処理・貯蔵に係る設備（設置許可基準規則 27 条及び 28 条）

放射性廃棄物の処理施設については、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有することを求めている。また、液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性物質を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏れいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏れいすることを防止できることを求めている。固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性廃棄物が散逸し難いことを求めている。

放射性廃棄物の貯蔵施設については、放射性廃棄物が漏れいし難いものとすること、固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらないことを求めている。

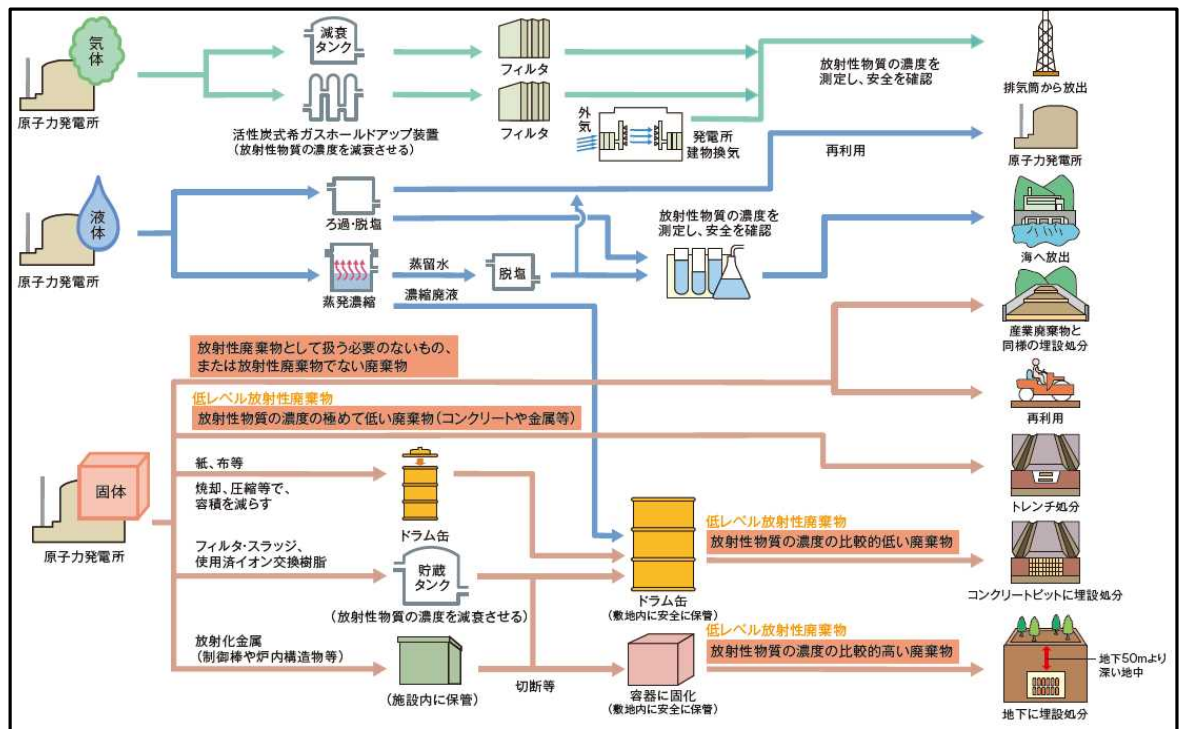


図1 原子炉施設の廃棄物処理方法

(出典：日本原子力文化財団，原子力・エネルギー図面集 2015)

エ その他の個別の設備（設置許可基準規則18条及び36条）

蒸気タービンについては、当該蒸気タービンが損壊し、又は故障した場合においても、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものであること等を求めている。

また、補助ボイラー^{*4}については、設計基準事故に至るまでの間に想定される使用条件に応じて必要な蒸気を供給する能力があること等を求めている。

*4 原子炉の蒸気系とは独立した補助蒸気設備で利用する蒸気を発生させるためのボイラーのこと。液体廃棄物処理系の廃液濃縮器等の機器の加熱や建屋の暖房用の空調設備等に用いる。通常は主蒸気等を使用するが、プラント停止時などこれらが使用できない場合に補助ボイラーを用いる。

オ 共通の設備（設置許可基準規則 14 条、23 条、26 条、29 条から 31 条及び 33 条から 35 条）

保安電源設備については、少なくとも二回線はそれぞれ互いに独立であること等の電線路への要求とともに、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設*⁵及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために非常用電源設備等が十分な容量を有すること等を求めている（同規則 33 条）。さらに、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間に発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る）を求めている（同規則 14 条）。

さらに、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、計測制御系統施設（同規則 23 条）、原子炉制御室等（同規則 26 条）、監視設備（同規則 31 条）、緊急時対策所（同規則 34 条）及び通信連絡設備（同規則 35 条）を求めている。

放射線からの防護については、工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護（同規則 29 条）、放射線からの放射線業務従事者の防護（同規則 30 条）を求めている。

*5 発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常による発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷又は炉心の著しい損傷により多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制し、又は防止するための機能を有する設計基準対象施設をいう。

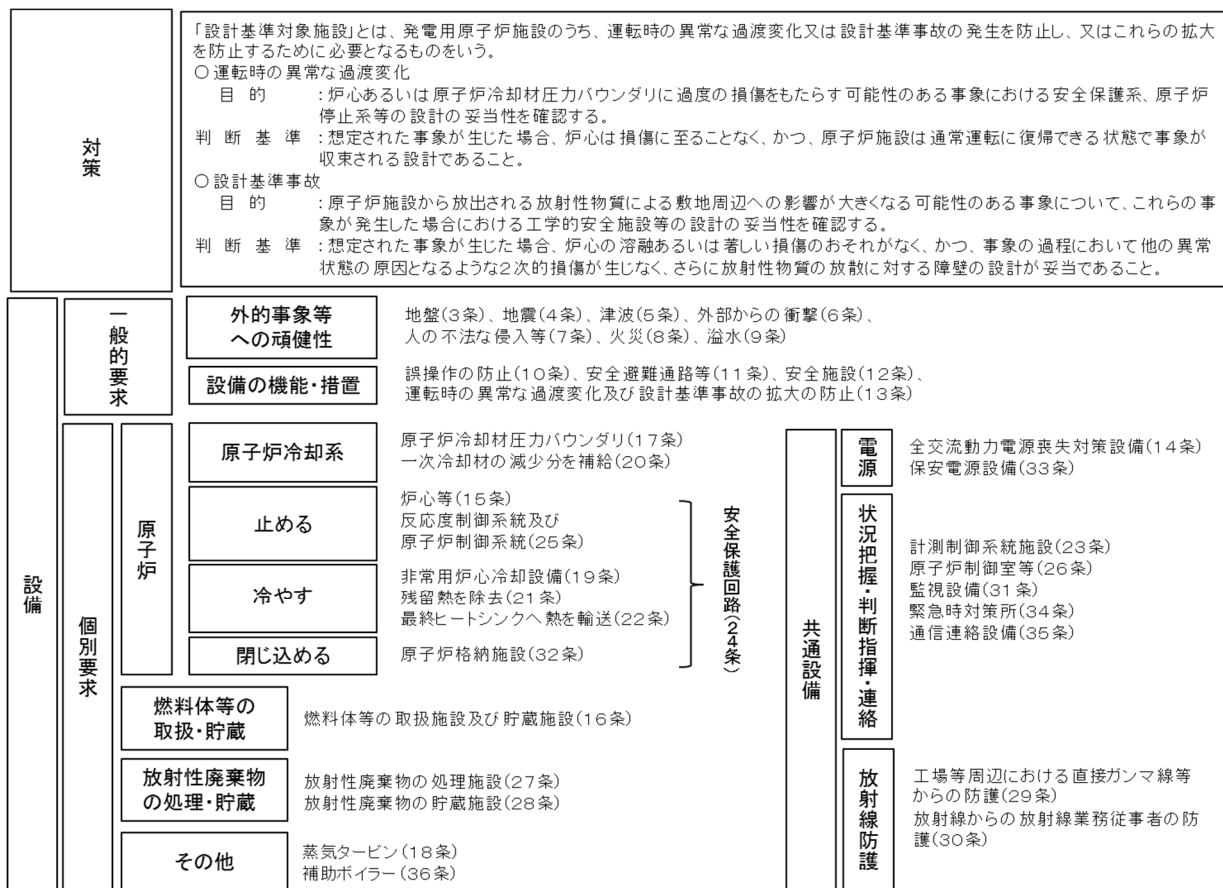


図2 設計基準対象施設の安全設計要求

§ 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こととした。

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 I A E A 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 I A E A による総合規制評価サービス（I R R S）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めることはできない。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めることは、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ることができるよう、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（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る。

(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求事項を定めた上（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 4 2 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 4 3 条から 6 2 条）

設置許可基準規則は、重大事故等対処設備について、共通する一般的要求事項を定める（同規則 4 3 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 4 4 条から 6 2 条）。

（1）一般的要求事項（設置許可基準規則 4 3 条）

設置許可基準規則 4 3 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）個別的な要求事項（設置許可基準規則 4 4 条から 6 2 条）

発電用原子炉施設の基本的な安全機能は、「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 1 2 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 4 3 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つては、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 4 3 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 4 4 条から 4 9 条 1 項）

まず、「止める」機能についていうと、核反応を止める制御棒等（設置許可基準規則 2 5 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 1 2 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 4 4 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 1 9 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 4 5 条は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態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 4 6 条は、原子炉冷却圧力バウンダリが高圧の状態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 4 7 条は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態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 4 5 条から 4 7 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 3 2 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 1 2 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 4 9 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 4 8 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 4 6 条、4 7 条及び 4 9 条 2 項から 5 3 条）

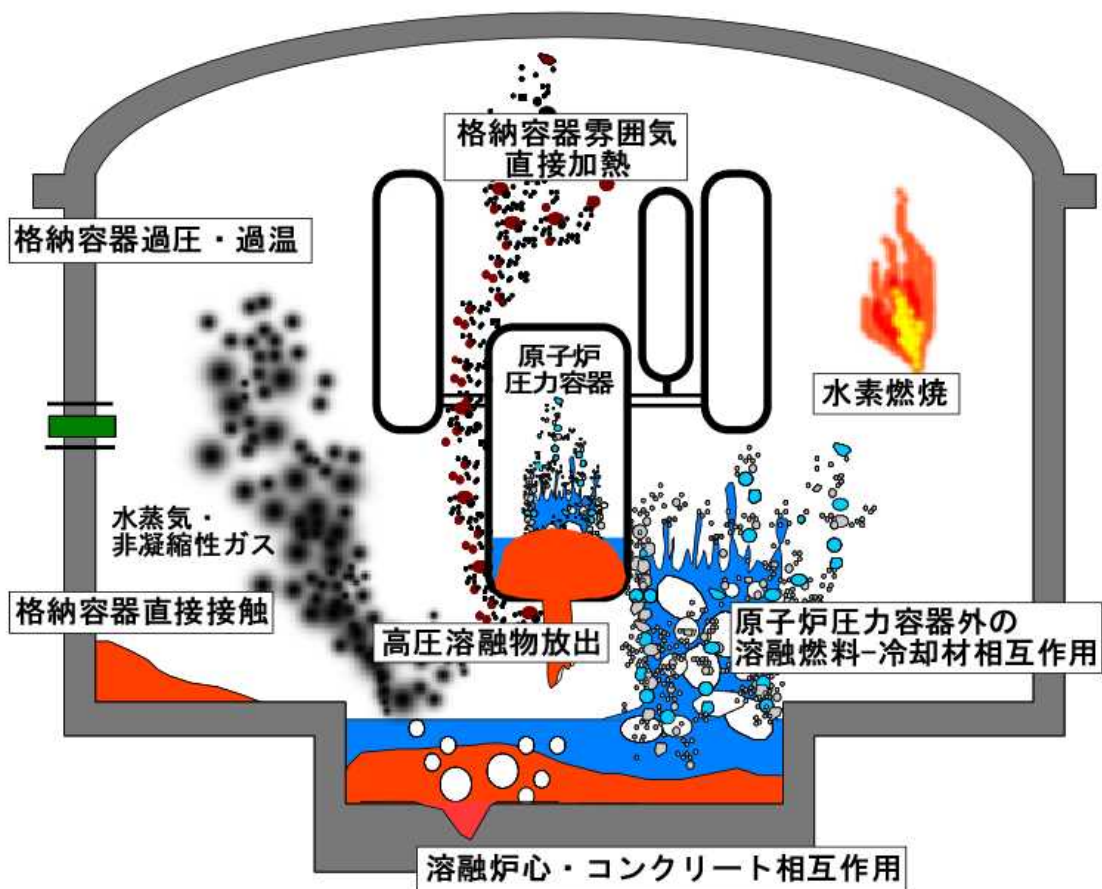


図 1 格納容器破損に至る現象

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 3 4 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は溶融炉心が放出されることにより、格納容器雰囲気は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熔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、スプレー設備として可搬型スプレー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 5 5 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 5 6 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 5 7 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 5 8 条）、原子炉制御室（同規則 5 9 条）、監視測定設備（同規則 6 0 条）、緊急時対策所（同規則 6 1 条）及び通信連絡を行うために必要な設備（同規則 6 2 条）を求めている。

対策(プログラム)	重大事故等の拡大の防止等(37条) 目的: 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 重大事故が発生した場合、格納容器破損防止、放射性物質の異常な水準の放出防止 想定: 網羅的・体系的 対策: 炉心損傷防止対策 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 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	
	設備	<p>外部事象等への頑健性</p> <p>地震(38条)、地震(39条)、津波(40条) 火災(41条)、大型航空機衝突(42条)</p> <p>設備の機能・措置</p> <p>一般(43条1項)、常設設備(43条2項)、可搬型設備(43条3項)</p> <p>止める</p> <p>未臨界への移行(44条)</p> <p>冷やす</p> <p>原子炉が高圧時の冷却(45条) 原子炉の減圧(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)</p> <p>閉じ込める・冷やす</p> <p>格納容器内の冷却(49条1項)</p> <p>DCH防止</p> <p>原子炉の減圧(46条)</p> <p>過圧過温破損防止</p> <p>格納容器内の冷却(49条2項) 格納容器からの除熱(50条)</p> <p>MCCI防止</p> <p>溶融炉心の落下遅延・防止(47条) 格納容器下部の溶融炉心の冷却(51条)</p> <p>水素爆轟防止</p> <p>水素濃度の制御(52条)</p> <p>原子炉建屋での格納</p> <p>重大事故防止</p> <p>水素爆発による損傷防止(53条)</p> <p>重大事故緩和</p> <p>冷却、遮蔽、臨界防止(54条1項)</p> <p>損傷の進行緩和、臨界防止(54条2項)</p> <p>拡散抑制</p> <p>大気及び海洋への拡散抑制(55条)</p> <p>大規模損壊対応</p> <p>手順、体制、資機材(技術的能力基準2.1)</p>
設備	共通設備	資源
		状況把握・判断指揮・連絡
		<p>水源(56条)</p> <p>電源(57条)</p> <p>計装設備(58条)</p> <p>原子炉制御室(59条)</p> <p>監視測定設備(60条)</p> <p>緊急時対策所(61条)</p> <p>通信連絡設備(62条)</p>

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イベントツリーという。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）。

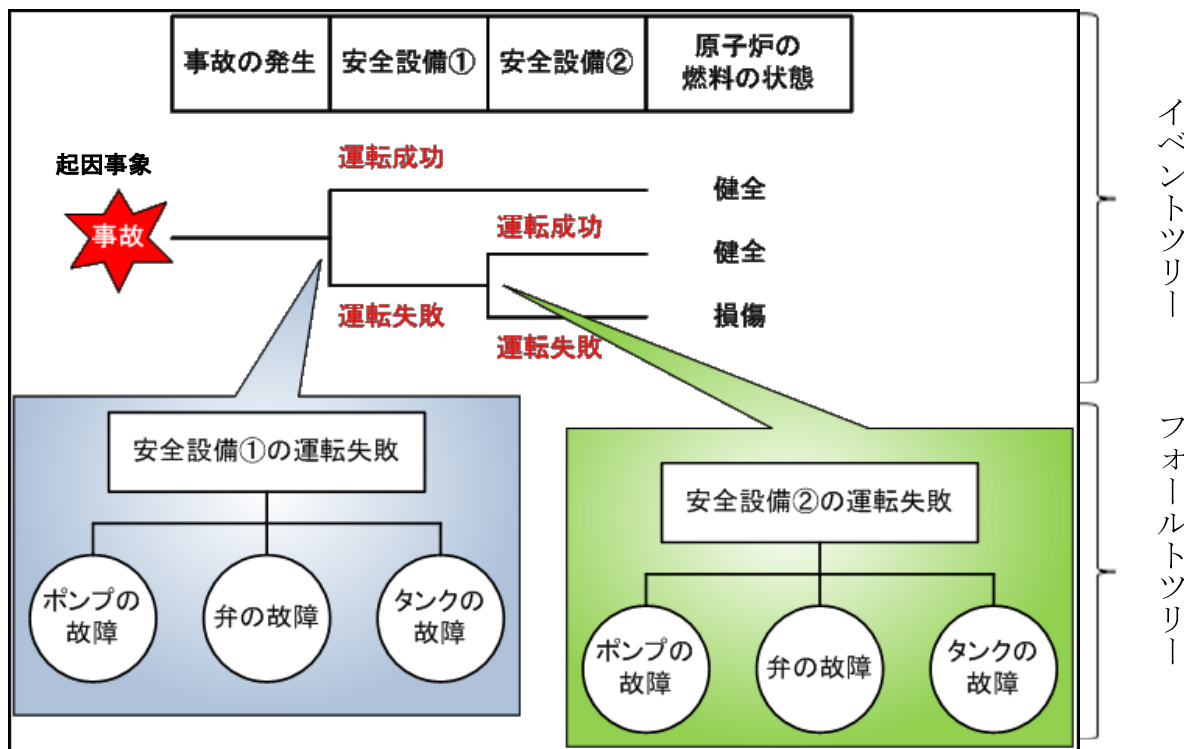
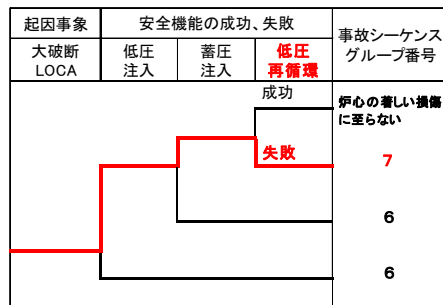


図1 イベントツリー及びフォールトツリーによる
炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出例

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）。

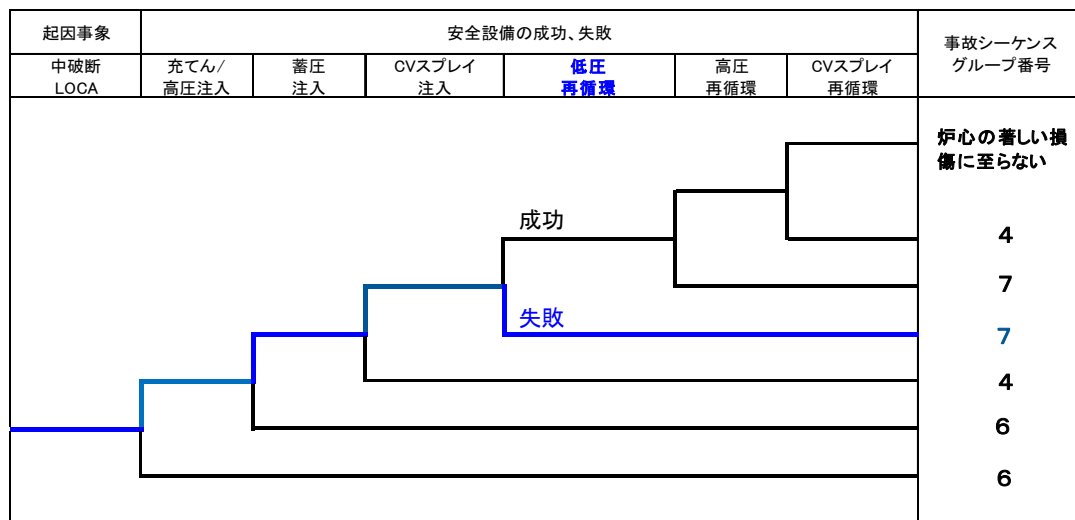
大破断LOCAを起因事象とするイベントツリー



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。

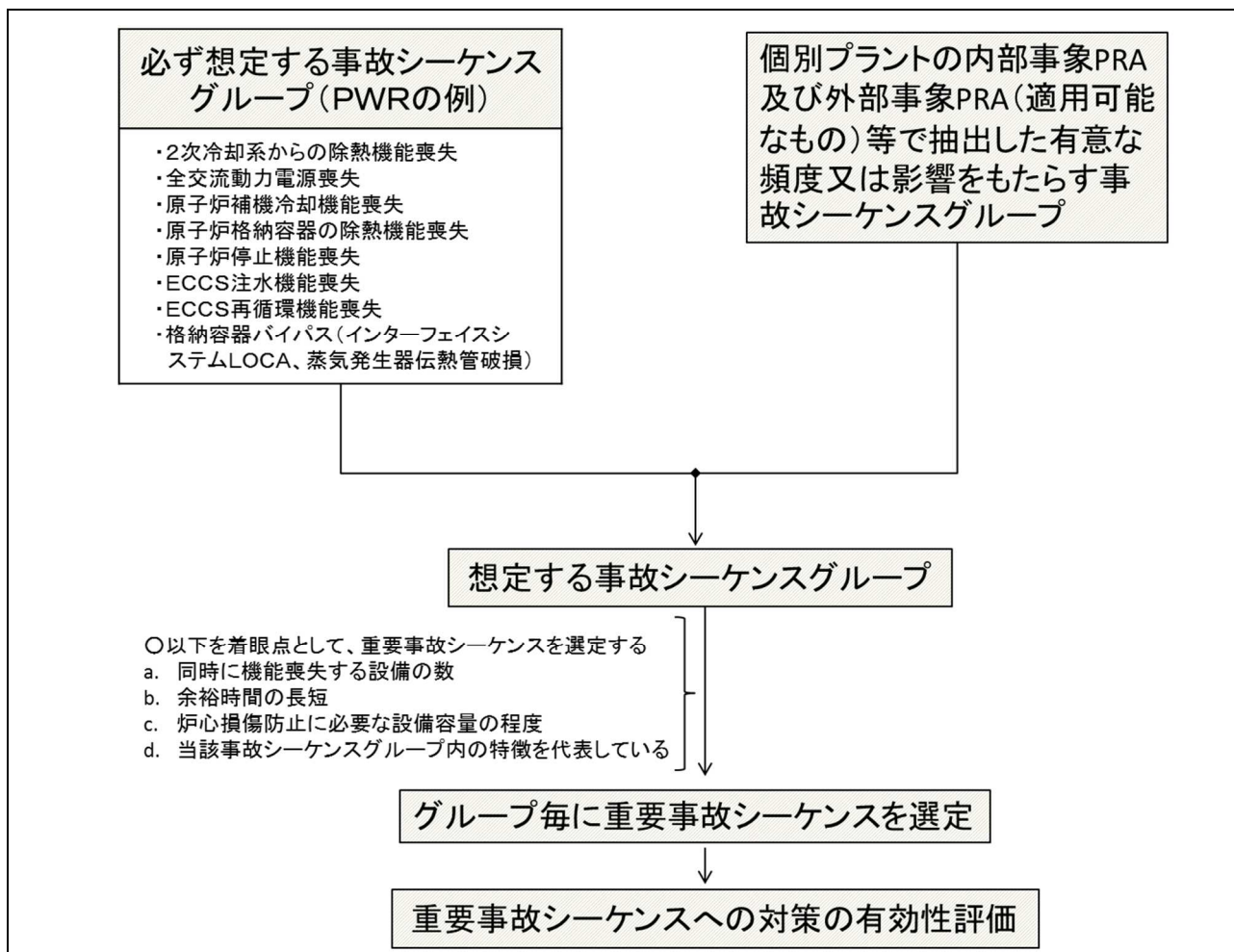


図3 炉心損傷防止対策の有効性評価の流れ

(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℃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）。

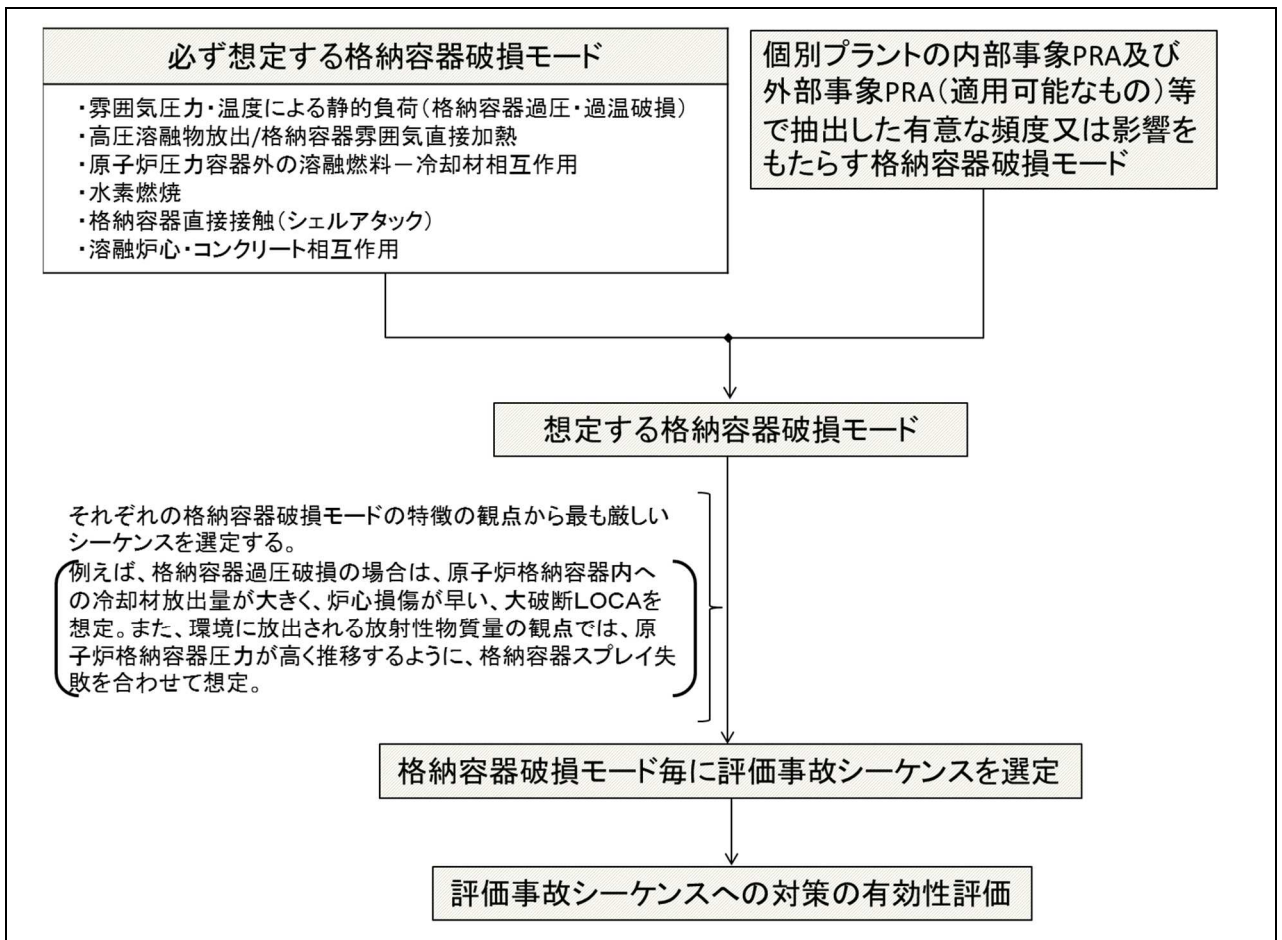


図4 格納容器破損防止対策の有効性評価の流れ

(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畳を検討する必要があるか。

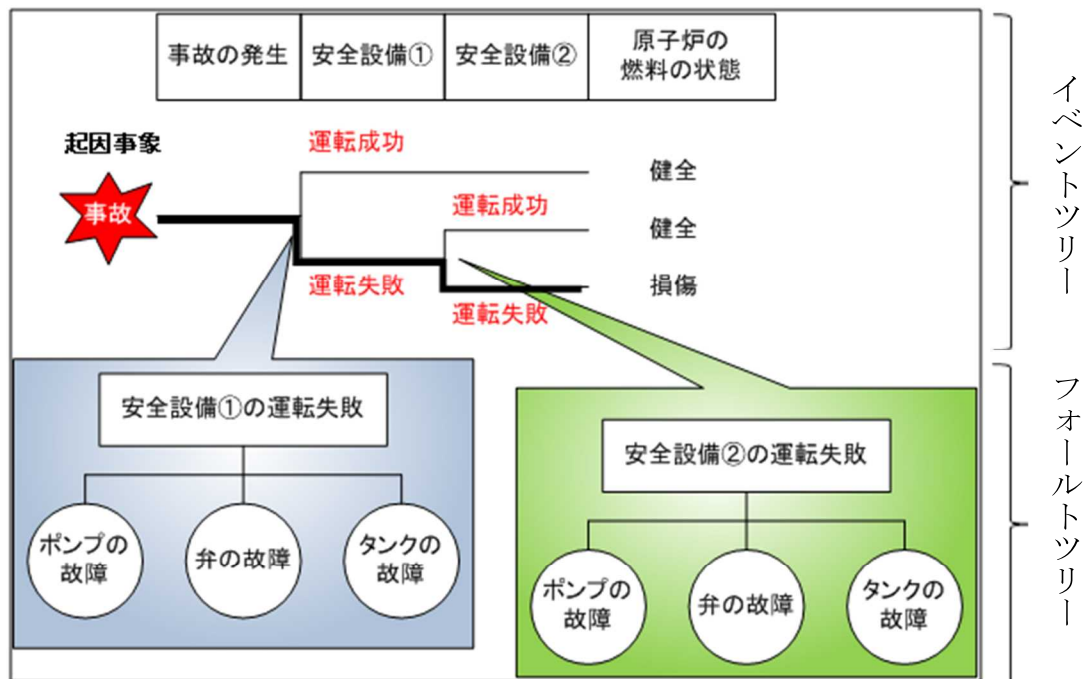
例えば、全交流動力電源喪失と高圧・低圧注水機能喪失が同時に発生することは考慮しないのか。

(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（P R A）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。

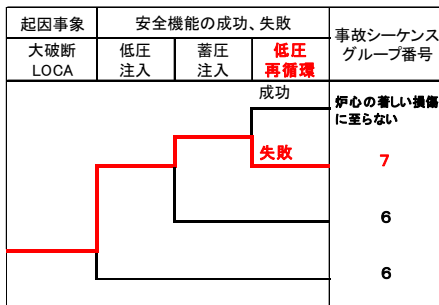
この「想定する事故シーケンスグループ」は、多数存在する事故シーケンスを、起因事象、安全機能（注水設備等）及びサポート機能（電源等）の作動状態、対策の共通点に着目して類型化したものであり、グループごとに、炉心の著しい損傷の防止対策を定めることとなる。



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

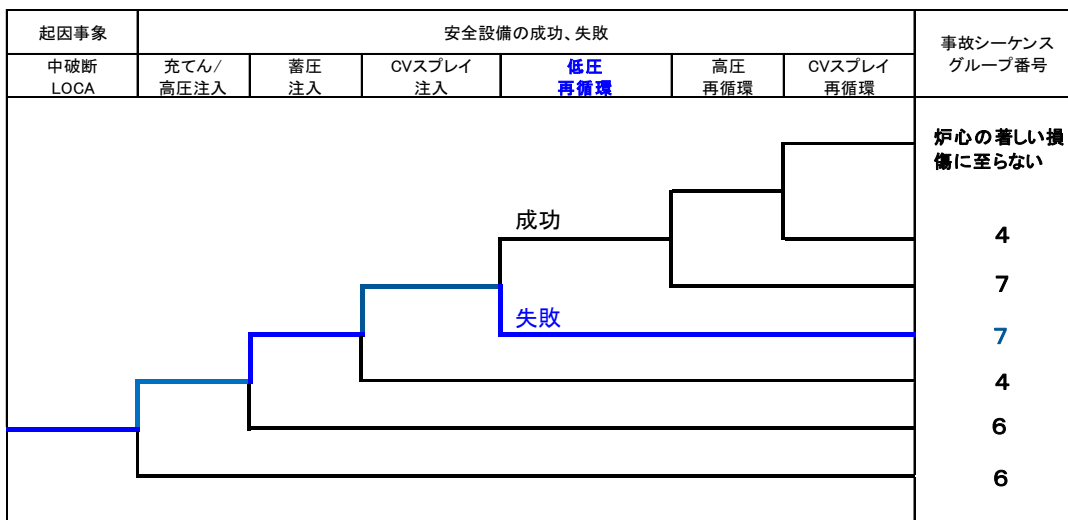
大破断LOCAを起因事象とするイベントツリー



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畳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」が重畳する場合は、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、そのような重畳までを「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ことから、仮に重畳したとしても、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っ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となる。

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をいう（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ものであること（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）。

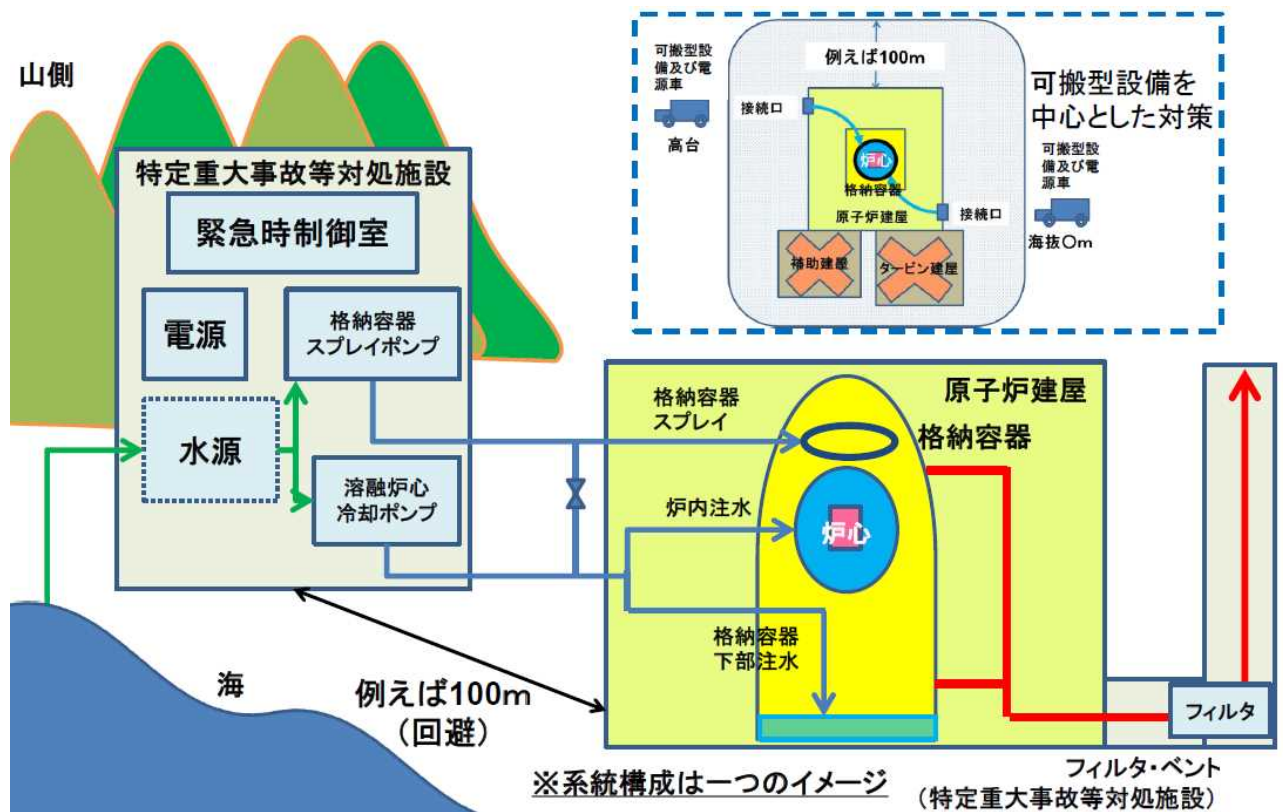


図1 特定重大事故等対処施設の概要

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 5 5 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 5 5 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 5 5 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 2 4 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 2 1 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 5 5 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 5 5 条の主な検討内容

原子炉施設等基準検討チームは、平成 2 4 年 1 0 月 2 5 日から平成 2 5 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 2 3 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、前記オの考え方を踏まえ、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は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。

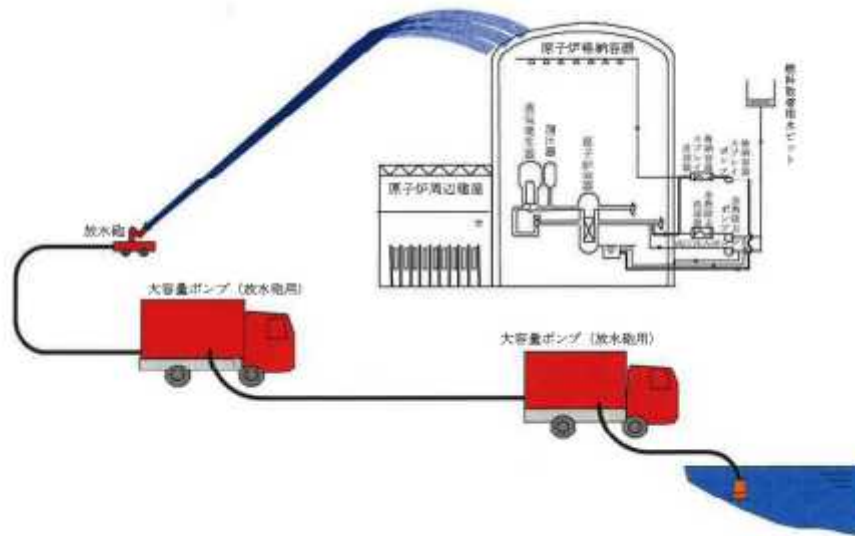


図1 放水設備の例（PWRの場合）

（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効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面は、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4 m）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、現実には発生した個別具体の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。

§ 3 3-4 大規模損壊対策

3-4-1 大規模損壊における対策は、どのようなものか。

1 大規模損壊の定義等

大規模損壊とは、「大規模な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による発電用原子炉施設の大規模な損壊（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則86条）」のことをいう。

ここにいう「大規模な自然災害」とは、設置許可基準規則で設計上想定する自然現象を大幅に超える大規模な自然災害であり、「故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム」は設置許可基準規則42条の「故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム」と同義である。

大型航空機の衝突などによる大規模な損壊は、原子炉施設の一定の範囲が著しく損壊すると考えられ、特定の事故シーケンスを想定した対策を講じるのではなく、損壊を前提に、放射性物質の放出を低減することなどが全くできなくなることを避けることが重要である。大規模損壊という極限的な状態をあらかじめ想定し、施設や設備を柔軟に用いることができるよう手順等を準備するとともに（後記2）、工場等外への放射性物質の放出を低減するために有効な設備が一切機能しないことにならないよう要求すること（後記3）が合理的である。

2 手順等に対する要求事項

事故防止対策においては、原子炉施設について、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の発生時における対策が要求されている。

また、重大事故等対策においては、原子炉施設について、炉心の著しい損傷の防止対策や格納容器の破損の防止対策及び工場等外への放射性物質の異常な水準

の放出の防止対策を要求している。さらに、設計上の想定を大幅に上回る外部事象により大規模損壊が発生した場合の対策として放射線による影響緩和のための対策も要求している。

そして、例えば技術的能力基準 2. 1 においては、大規模損壊対策について上記の重大事故等対策を柔軟に活用することとしており、大規模損壊時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策や放射性物質の放出を低減するための対策等に関する手順書が適切に整備されていること、又は整備される方針が適切に示されていることに加えて、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されていること、又は整備される方針が適切に示されていることが要求される。すなわち、いわゆるソフト面において、大規模損壊に対応する手順、体制及び資機材等の整備が求められる。

3 設備に対する要求事項

設置許可基準規則は、そもそも設計基準として、事故の誘因を排除する目的で想定すべき自然現象を含む外部事象による損傷の防止を要求することに加え、事故防止対策に係る設備、更に深層防護の観点から、重大事故等対策に係る設備を要求している。

事故防止対策、重大事故等対策で要求されている設備が同時に機能喪失することを防止し、大規模損壊時には、機能喪失していない設備を柔軟に活用することが重要であり、設備面においては設計基準事故対処設備、常設重大事故等対処設備及び可搬型重大事故等対処設備が共に機能しなくなることを避けることが合理的である。そこで、設置許可基準規則は、重大事故等対処設備として要求する設備のうち、可搬型重大事故等対処設備については、要求事項（同規則 4 3 条 1 項、3 項）の一つとして、「地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で、常設重大事故等対処設備と異な

る保管場所に保管すること」を要求している（同規則43条3項5号）。これにより、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮することとされ、例えば、原子炉建屋との離隔をとり、同時に影響を受けないことを求めている（同規則43条の解釈の7項）。すなわち、可搬型重大事故等対処設備は、分散配置が求められるなどしており、大規模損壊を招く、想定を大幅に超える自然現象や故意による大型航空機の衝突があったとしても、同時に故障することがないような措置が求められている。

なお、大規模損壊についてより具体的に述べると、炉心注水活動や航空機燃料火災の消火活動（設置許可基準規則55条の解釈の第1項b））といった対処のほか、想定を大幅に超える自然災害により、道路等のアクセスルートが損壊した場合には、分散配置されている重機でアクセスルートの復旧を行うこと（設置許可基準規則43条3項6号、技術的能力基準1.0）、航空機の衝突により原子炉建屋の片側に大規模損壊が発生し、その周辺にある設備や炉心注水のための接続口等が損壊した場合に備え、分散配置されている給水ポンプや電源車などの可搬型設備を、損壊している部分の反対側の、健全な接続口等から接続できるようにすること（設置許可基準規則43条3項3号）などが想定される。

4 結論

以上の要求を踏まえ、大規模損壊時においては、残存した設備を用いて、大規模損壊が発生した場合への対応のための手順や体制等に基づき、炉心の著しい損傷や格納容器の破損等を緩和するための対策や放射性物質の放出を低減するための対策を講じることが求められる。

§ 4 4-1 電源確保対策

4-1-1 発電用原子炉施設において、電源はどのような役割を果たし、それに対してどのような規制を行っているのか。

1 発電用原子炉施設に必要とされる電源について

発電用原子炉施設内で必要とされる電源は、交流電源と直流電源がある。また、通常運転時に利用される常用電源と、事故等の発生時に必要とされる非常用電源に区分される。

炉心を冷却するために水を供給する大型ポンプ等の機器を動作させるためには、交流動力電源からの電力供給が必要である。通常運転時は、常用交流動力電源として、原子炉からの蒸気で駆動する発電機からの所内電力供給や敷地外の発電所等から電線路（送電線のこと）を通過して供給される外部電源系^{*1}が利用される。事故等の発生時には、非常用交流動力電源として非常用ディーゼル発電機を待機させ、外部電源系が喪失した場合には、非常用ディーゼル発電機から電力を供給する。

また、各機器の制御や原子炉の各種パラメータを監視する計測制御用の機器等を動作させるためには、直流の電力が主に必要となる。通常は外部電源系等から供給される交流電流を直流に整流して供給される。事故等の発生時には、外部電源系が喪失し、非常用ディーゼル発電機の機能も喪失した場合の非常用直流電源として、蓄電池等が必要とされる。

2 東京電力福島第一原子力発電所事故における教訓について

*1 なお、原子力発電所外の電線路、変電所等は、発電用原子炉施設の設備ではない。

(1) 東北地方太平洋沖地震後に東京電力福島第一原子力発電所が炉心損傷に至るまでの経緯

東京電力福島第一原子力発電所は、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震により敷地内の送電鉄塔が倒壊する等して所外からの給電が途絶する状態となった。運転中であった1から3号機では、速やかに原子炉が停止するとともに、所内の非常用電源と冷却設備が作動し、「冷やす・止める・閉じ込める」機能は正常に働いた。

しかし、その後に到来した巨大な津波により、海側に設置されていた海水ポンプは全てその機能を喪失した。さらに、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は、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、建屋の浸水によりほとんどが同時に水没、被水してその機能を喪失した。

ほとんどの電源及び配電の機能を喪失した1から3号機の原子炉で生き残った冷却機能は、交流動力電源に依らなくても駆動できる設備であり、1号機では非常用復水器、2号機では原子炉隔離時冷却系、3号機では原子炉隔離時冷却系と高圧注水系のみであった。1号機の非常用復水器では、操作に必要な直流電源の喪失により隔離弁の開操作等が十分に機能せず、早期に原子炉の水位が維持できない状況になった。2及び3号機においては、原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動して水位が維持されていたが、その間に適切に減圧し、低圧の代替注水に移行することができなかった。それらの結果、1から3号機はいずれも、水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至った。

(2) 東京電力福島第一原子力発電所事故から得られた教訓

ア 東京電力福島第一原子力発電所では、前記(1)で述べたとおり、津波により所内の電気設備が水没、被水したことにより機能喪失したため、外部電源系が機能していたとしても受電を継続することは難しかったと考えられ

- る。しかし、外部電源の喪失が、その後の事故の進展防止を阻害する要因の一つであり、地震後に外部電源を含む交流電源を利用することができた東北電力株式会社女川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は、冷温停止に移行する等の緊急時対応を実施できたことを踏まえると、外部電源について複数の回線からの給電を確保するなどにより、1つのルートを失っても当該発電所が外部電源喪失にならないよう外部電源系の一層の信頼性を高めることが重要である（設置許可基準規則33条4項から6項）。
- イ 非常用交流電源設備については、津波により非常用ディーゼル発電機等の冷却系の一部である海水ポンプが機能喪失したため、非常用ディーゼル発電機自体が水没、被水していなかったとしても機能しなかった。
- また、各種の安全設備に電力を供給する配電盤等の電気設備は、津波による被水等により機能を喪失しており、その代替機能を短時間で用意することができず復旧に時間を要した。
- 燃料供給、起動、制御に必要な直流電源、配電盤等の電気設備のいずれかが機能喪失しても使用できなくなるおそれがあるため、津波等による共通要因故障を防止する対策を強化することが重要である（設置許可基準規則3条から9条）。さらに、従来より非常用電源設備等に対して多重性又は多様性及び独立性を要求していたが、更なる交流電源設備、所内電気設備の独立性等を強化することが重要である（設置許可基準規則57条1項）。
- ウ 加えて、非常用電源設備用の十分な燃料を確保することが重要である（設置許可基準規則33条7項）。
- エ さらに、福島第一原子力発電所事故では、交流電源を長期にわたって復旧させることができず、これに備えるべき非常用直流電源の蓄電容量が十分に確保できなかったために冷却機能等を長時間維持することができなかったことを踏まえると、交流電源が使用できない状況下では直流電源を維持することが必要不可欠である（設置許可基準規則57条1項）。

3 福島第1原子力発電所事故の教訓を踏まえた発電用原子炉施設の電源に係る規制の考え方について

2の教訓を踏まえ、新規規制基準における設置許可基準規則では、発電用原子炉施設の電源に係る主な規制は以下のとおりとなっている。

(1) 設計基準対象施設に係る規制

ア 設計基準対象施設の共通要因故障を防止すること（設置許可基準規則3条から9条）

非常用電源設備を含む設計基準対象施設は、津波等による共通要因故障によりその安全機能を喪失することがないように設計することを要求している。

具体的には、設計基準対象施設を十分に支持できる地盤に設けること（設置許可基準規則3条）、地震による損傷の防止（同4条）、津波による損傷の防止（同5条）、想定される自然現象による外部からの衝撃による損傷の防止（同6条）、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（同7条）、火災による損傷の防止（同8条）、溢水による損傷の防止等（同9条）を要求している。

本要求は、前記2（2）イの教訓を踏まえ、規制を強化している。

イ 発電用原子炉施設には、非常用電源設備を設けること（設置許可基準規則33条2項）。

非常用電源設備には、事故等の発生時には、炉心冷却のためのポンプ等へ電力の供給を行う交流動力電源の非常用ディーゼル発電機や、計測制御用の機器等へ電力の供給を行う蓄電池等がある。

なお、外部電源系による電力供給は、遠く離れた発電所等から電線路等を經由して供給されるものであるが、長大な電線路全てについて高い信頼性を確保することは不可能であり、また、電力系統の状況によりその信頼性が影

響を受けるため、原子力発電所側からは管理できない。さらには発電所外の電線路等は発電用原子炉施設の設備ではないことから、事故等の発生時は、外部電源系による電力供給は期待すべきではない。

ウ 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械等の単一故障が発生した場合であっても、事故等に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有すること（設置許可基準規則 33 条 7 項）。

十分な容量とは、必要とする電力を供給できる発電容量があること及び外部電源系が長期間復旧できないことに備え、発電所への燃料補給等の外部支援がなくとも、7日間連続で非常用ディーゼル発電機等を運転するのに必要な容量以上の燃料を敷地内に貯蔵できることを指している。

貯蔵する燃料を7日間分以上としたのは、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。

本要求は、前記 2（2）ウの教訓を踏まえ、規制を強化している。

エ 原子力発電所の設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系すること（設置許可基準規則 33 条 4 項）。

電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない（設置許可基準規則 33 条 5 項）。

設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の発電所にある2つ以上の発電用原子炉施設を電力系統に連携する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない（設置許可基準規則 33 条 6 項）。

事故等の発生時には、信頼性の低い外部電源系には期待しないものの、信頼性の向上を図るため、発電所内に接続する電線路を、少なくとも二回線は独立したものとし、一回線が機能を喪失したとしても、残りの回線で電力の供給ができるように要求している。

また、その電線路は、単一の送電鉄塔の倒壊等により同時に機能を喪失しないよう、少なくとも1回線は、別の送電鉄塔に架線することにより、他の回線と物理的に分離して受電できるものとする、同一の変電所に接続するものでないこととしている。

さらに、発電所内に複数号機の発電用原子炉が設置されているような場合には、三回線以上の電線路を発電所へ接続し、その各電線路から供給される電力が、各号機の発電用原子炉施設全てに接続できるように所内で接続し（タイラインという）、そのうち二回線が喪失しても複数の発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないように設計することを要求している。

本要求は、前記2（2）アの教訓を踏まえ、規制を強化している。

オ 発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、原子炉を停止し、炉心の冷却や原子炉格納容器の健全性を確保のための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池等の電源設備をもうけること（設置許可基準規則14条）。

非常用ディーゼル発電機が機能を喪失し、また外部電源系による給電もできない全交流動力電源喪失の場合、重大事故等に対処するための電源設備からの電力が供給されるまでの一定時間、電力を使用しない冷却方法（BWRでは原子炉隔離時冷却ポンプ、PWRではタービン動補助給水ポンプ。いずれも炉心等からの蒸気を駆動源とする。）で炉心を冷却できるよう、当該ポンプを制御するために必要な十分な容量の非常用直流電源を備えることを要求している。

(2) 重大事故等対処施設に係る規制基準

重大事故等対処施設に係る規制基準としては、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれないよう、可能な限り多様性を考慮する（設置許可基準規則解釈43条第4項）とともに、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損等を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けることを要求している（設置許可基準規則57条）。本要求に対する解釈は、以下の通りである。

カ 代替電源設備を設けること。

- 1) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。
- 2) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。
- 3) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。

全交流動力電源喪失に至った場合、非常用ディーゼル発電機に代わって交流動力電源として機能するための代替電源設備として、常設型の空冷式非常用ディーゼル発電機や、可搬型の電源車、バッテリー等を用意することとしている。

また、これらの代替電源設備は、非常用ディーゼル発電機等の設計基準事故対処設備と、共通の要因によって同時に機能が喪失することがないように、独立性を有し、位置的分散を図るものとするとしている。

本要求は、前記2(2)イの教訓を踏まえ、規制を強化したものである。

キ 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷の切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。その後必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり電気の供給を行うことが可能であること。

24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給

を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。

全交流動力電源、非常用直流電源設備等の機能が喪失し、また、代替電源設備も機能が喪失した場合は、蒸気を動力源とするポンプにより炉心冷却を行う設計となっている。当該ポンプを制御し、その他必要な設備を作動させるための直流電源として、24時間にわたり電気の供給が可能な、常設蓄電池式直流電源設備及び可搬型直流電源設備を用意することとしている。

本要求は、前記2(2)イの教訓を踏まえ、規制を強化している。

ク 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。

発電用原子炉が複数号機設置されている発電所においては、ある号機の非常用電源、代替電源設備等が機能喪失し、電力が供給できなくなった場合に、他号機の非常用ディーゼル発電機などから電力が融通できるよう、あらかじめケーブル等を敷設しておくこと、また、手動でケーブルを接続し、電力供給できるようにしておくこととしている。

本要求は、前記3(2)イの教訓を踏まえ、規制を強化している。

ケ 所内電気設備は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

各種の安全設備に電力を供給するための配電盤等を備えた所内電気設備について、代替所内電気設備を設けること等により、たとえば津波による水没等の共通の要因によって同時に機能が喪失することがないようにし、また、所内電気設備又は代替所内電気設備のどちらかには、人がたどり着き操作等ができるようにすることとしている。

本要求は、前記2(2)イの教訓を踏まえ、規制を強化している。

以上の通り、福島第一原子力発電所事故における教訓を踏まえた電源設備に

関する規制の強化をしているが、さらに全ての電源の機能が喪失したとしても原子炉の冷却を行うため、以下の通り要求している。

コ 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、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においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない（設置許可基準45条）。

本要求の解釈として、現場での人力による弁の操作により、原子炉隔離時冷却系（R C I C）等の起動及び十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備することとしている。

全交流動力電源及び直流電源が全て喪失した場合においても、電気を動力源としないポンプを稼働させるための弁を人力で操作し、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの間、炉心の冷却ができることを要求している。

本要求は、前記2（2）イの教訓を踏まえ、規制を強化している。

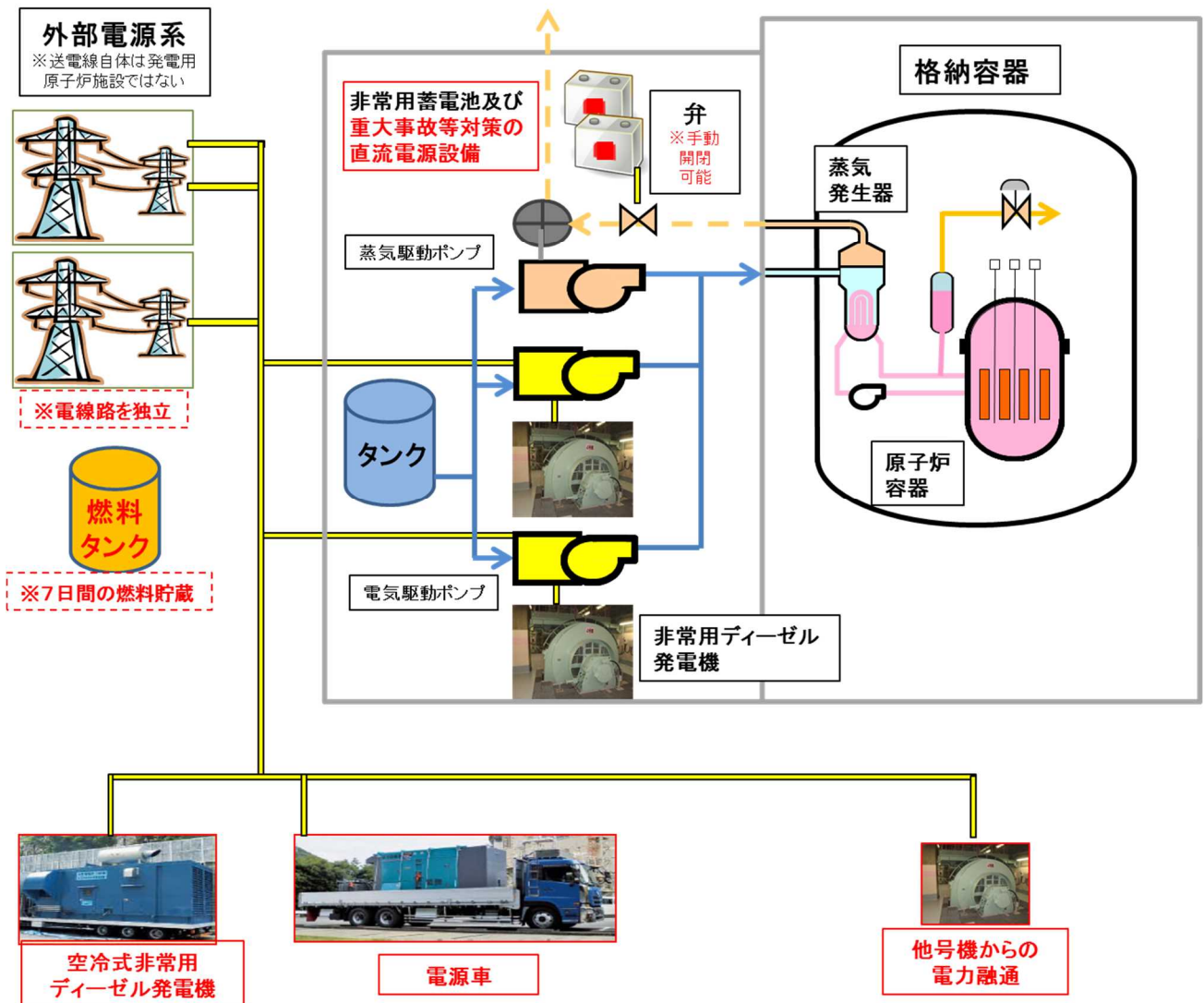


図1 設置許可基準規則における電源確保に係る設備の概要

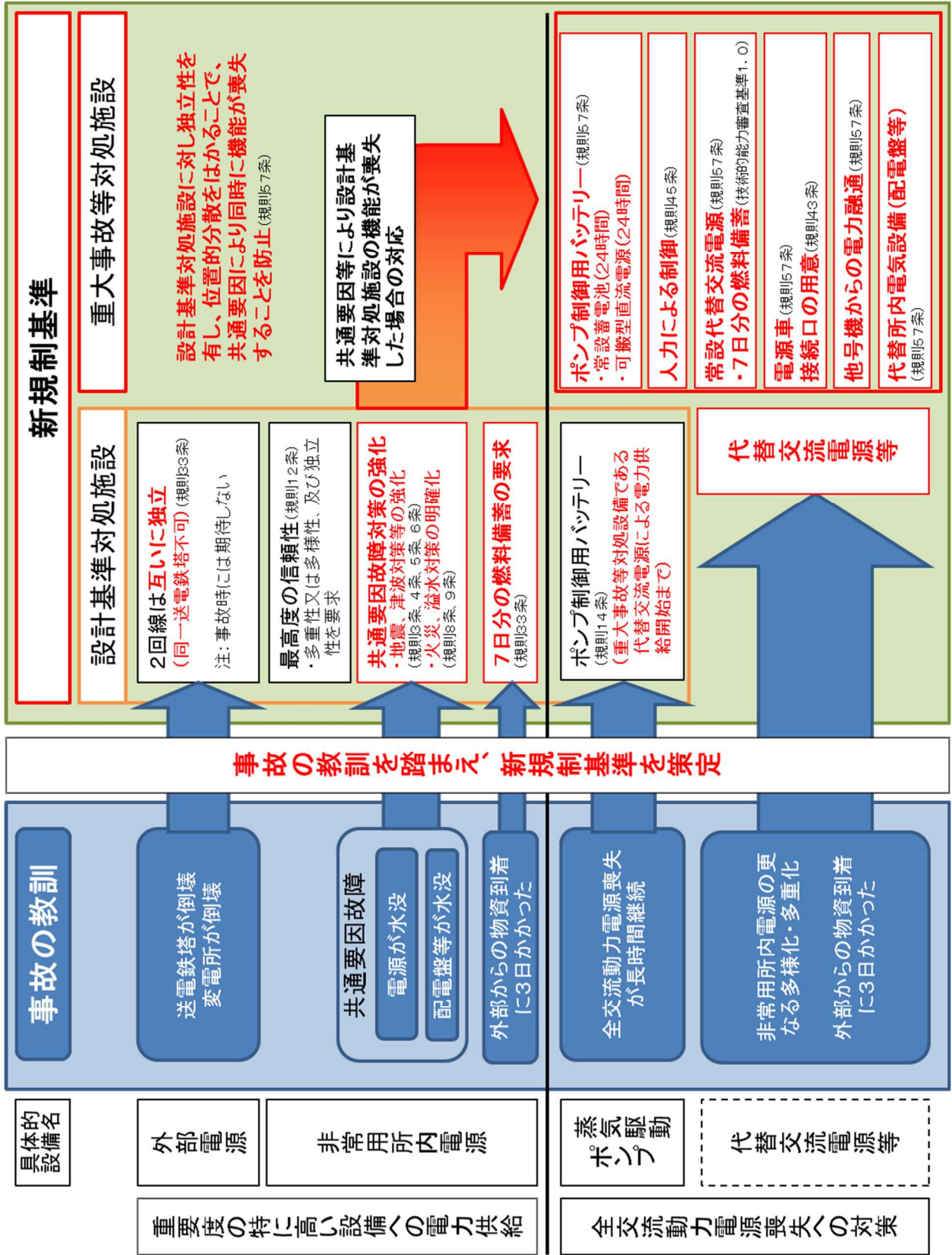


図2 事故の教訓を踏まえた電源確保対策の考え方について

§ 4 4-1 電源確保対策

4-1-2 外部電源系が重要度分類指針において、P S - 3 クラスに分類されているのは合理的か。

1 安全重要度分類の考え方について

設置許可基準規則 12 条 1 項に基づき、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されており、同条の解釈によると、安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものとは、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「重要度分類審査指針」という。）によるとされている。

重要度分類審査指針では、安全施設を、それが果たす安全機能の性質に応じて 2 種に分類している。具体的には、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」という。）と、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」という。）に分類している。P S 及び M S のそれぞれに属する構築物、系統及び機器を、その有する安全機能が喪失した場合の影響度に応じ、それぞれクラス 1、クラス 2 及びクラス 3 に分類する。なお、P S でクラス 1 である安全施設は、P S - 1、M S でクラス 2 である安全施設は、M S - 2 のように標記される。

2 外部電源系の安全重要度について

外部電源系による電力供給は、遠く離れた発電所等から電線路等を経由して供

給されるものであるが、長大な電線路や経由する変電所全てについて高い信頼性を確保することは不可能であり、また、電力系統の運用の状況によりその信頼性が影響を受けるため、原子力発電所側からは管理できない。さらには発電所外の電線路等は発電用原子炉施設の設備ではないことから、事故等の発生時は、外部電源系による電力供給には期待すべきではない。

以上により、外部電源系のうち発電所内にある開閉所等の設備は、非常用ではない電源供給機能を有する安全施設であり、重要度分類審査指針において、P S - 3（異常状態の起因事象となるものであって、P S - 1 及びP S - 2 以外の構築物、系統及び機器）に分類し、外部電源系のうち発電所外にある電線路等は、重要度分類の対象外であることは、合理的である。

なお、事故等の発生時には、非常用交流動力電源である非常用ディーゼル発電機から電力の供給を行う設計となっており、非常用ディーゼル発電機による電力供給機能は、M S - 1 に分類される。

また、外部電源の喪失を想定し、非常用電源を規制要求することは I A E A 安全基準の原子力発電所の安全要件：設計（S S R - 2 / 1（R e v 1. 0）等とも整合する、世界共通の考え方である。

§ 4 4-1 電源確保対策

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。

1 耐震重要度分類の考え方について

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耐えるべき地震力は、地震の発生によって生じ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とされており、設置許可基準規則の解釈別記2によれば、設計基準対象施設は、それぞれの耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス、Cクラスに分類される。

上記分類において、Sクラスは、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る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う。またBクラスは、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う。Cクラスは、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 外部電源系の耐震重要度について

外部電源系による電力供給は、遠く離れた発電所等から電線路等を経由して供給されるものであるが、長大な電線路や経由する変電所全てについて高い信頼性を確保することは不可能であり、また、電力系統の運用の状況によりその信頼性が影響を受け、原子力発電所側からは管理できず、さらには発電所外の電線路等は発電用原子炉施設の設備ではないことから、事故発生時は、外部電源系による電力供給は期待すべきではない。

以上により、耐震重要度分類の考え方に従えば、外部電源系のうち発電所内にある開閉所等の設備は非常用電源設備ではないため、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または公共施設と同等の安全性が要求される施設にあたり、Cクラスに分類し、外部電源系のうち発電所外にある電線路等は、耐震重要度分類の対象外であることは、合理的である。

なお、事故発生時には、非常用電源設備として、非常用ディーゼル発電機から電力の供給を行う設計となっており、非常用ディーゼル発電機はSクラスに分類されている。

§ 4 4-2 使用済燃料の貯蔵施設

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。

1 設計基準対象施設に関する要求事項の概要

(1) 使用済燃料の特徴

使用済燃料とは、原子炉内で使用した燃料であり、原子炉の運転中に消費されなかった核分裂性物質があるので、臨界に達することがないように臨界管理が必要である。また、使用済燃料には運転中に生成、蓄積された核分裂生成物等が存在するため、崩壊熱^{*1}及び放射線が発生している。ただし、この崩壊熱は、時間とともに減少する。

例えば、ウラン燃料の場合、原子力発電所が発電をしている定格出力時に発生する熱と比べると、崩壊熱は原子炉の停止直後に約7%、24時間後に1%未満になる。

*1 核分裂の結果生じた核分裂生成物は、アルファ線、ベータ線又はガンマ線等の放射線を出しながら別の原子核に変化していく（放射性崩壊）が、その際に放出されるエネルギーが周辺の物質に吸収されて、最終的に熱となったもの。

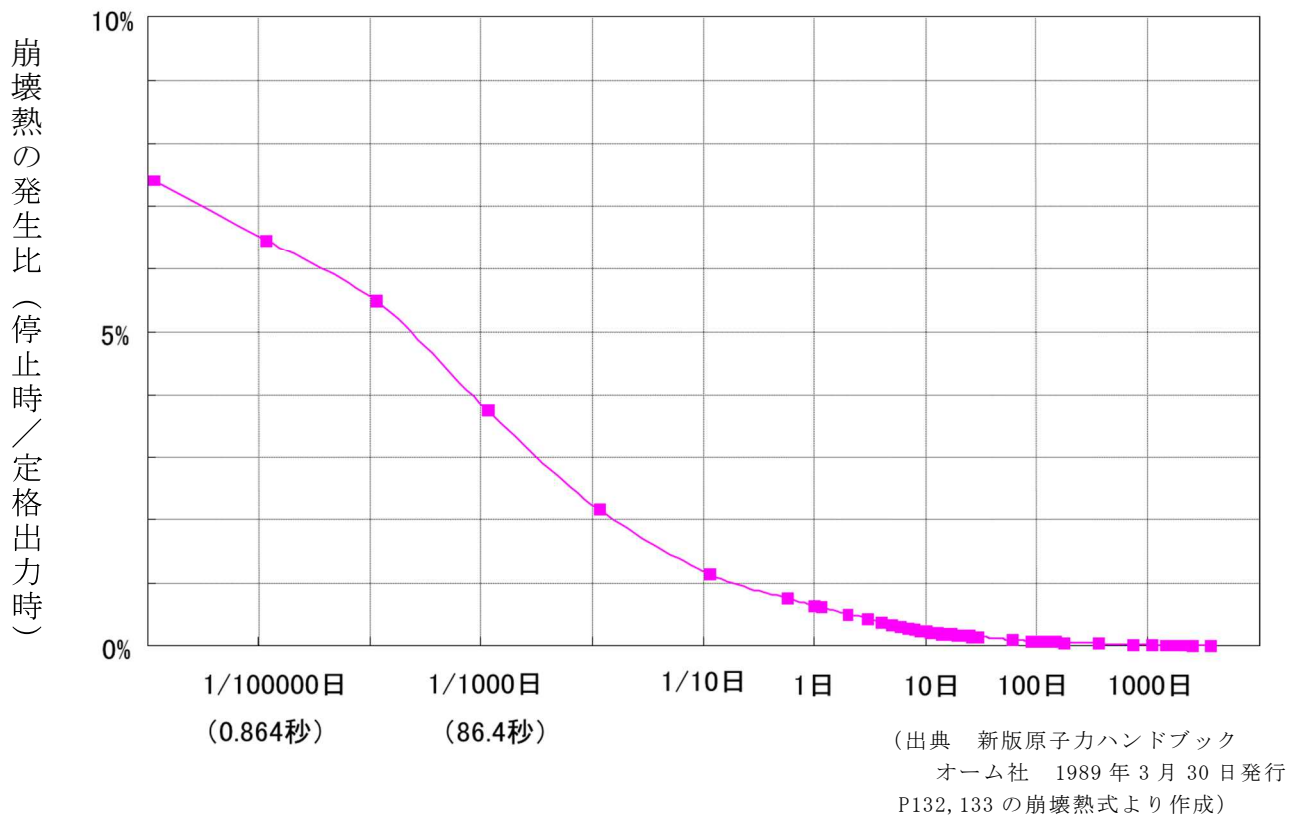


図1 ウラン燃料の崩壊熱の時間変化
 (ウラン燃料の燃焼期間は1000日として作成)

(2) 使用済燃料の特徴を踏まえた設計基準対象施設に係る要求事項

使用済燃料の貯蔵施設は、設計基準対象施設であり、安全機能を有することから安全施設に区分されており、地震による損傷の防止（同規則4条）、津波による損傷の防止（同規則5条）、外部からの衝撃による損傷の防止（同規則6条）等の設計基準対象施設、安全施設に係る事項が要求されている。

また、使用済燃料の特徴より、使用済燃料の貯蔵施設は、使用済燃料の臨界を防止する設計であること、使用済燃料からの放射線を遮蔽する設計であること、使用済燃料の損傷を防止するために崩壊熱を除去する設計であることが求められる。

設置許可基準規則 16 条 2 項では、発電用原子炉施設には、使用済燃料の貯蔵施設を設けることを求めているが、その具体的な設計に対する要求として、使用済燃料が臨界に達するおそれがないものとする（同規則 16 条 2 項 1 号ハ）、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする（同規則 16 条 2 項 2 号イ、4 項 1 号）などのほか、使用済み燃料貯蔵槽にあっては、貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする（同規則 16 条 2 項 2 号ロ）などを要求している。

なお、使用済燃料貯蔵槽については、放射性物質を閉じ込める役割を果たす燃料被覆管の健全性を維持するため、使用済燃料の貯蔵槽の水位、水温、放射線量の監視、制御を求めているが、臨界の防止、冠水状態の維持による遮蔽能力の確保及び崩壊熱の除去を行えば、放射性物質が放出されるような事態は考えられないため、原子炉格納容器のような堅固な容器による閉じ込めることまでは要求していない。

以下では、使用済燃料の貯蔵施設のうち、特に断りのない限り、使用済燃料貯蔵槽について論ずる。

（３）福島第一原子力発電所事故を踏まえた要求事項

福島第一原子力発電所事故における教訓としては、事故発生時に外部電源が利用できなくなった際に使用済燃料貯蔵槽の水位が把握できなかったことが挙げられる。

この教訓を踏まえ、外部電源が利用できない場合においても、使用済燃料貯蔵槽の温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項を監視することができるものとする（設置許可基準規則 16 条 3 項 2 号）を要求している。

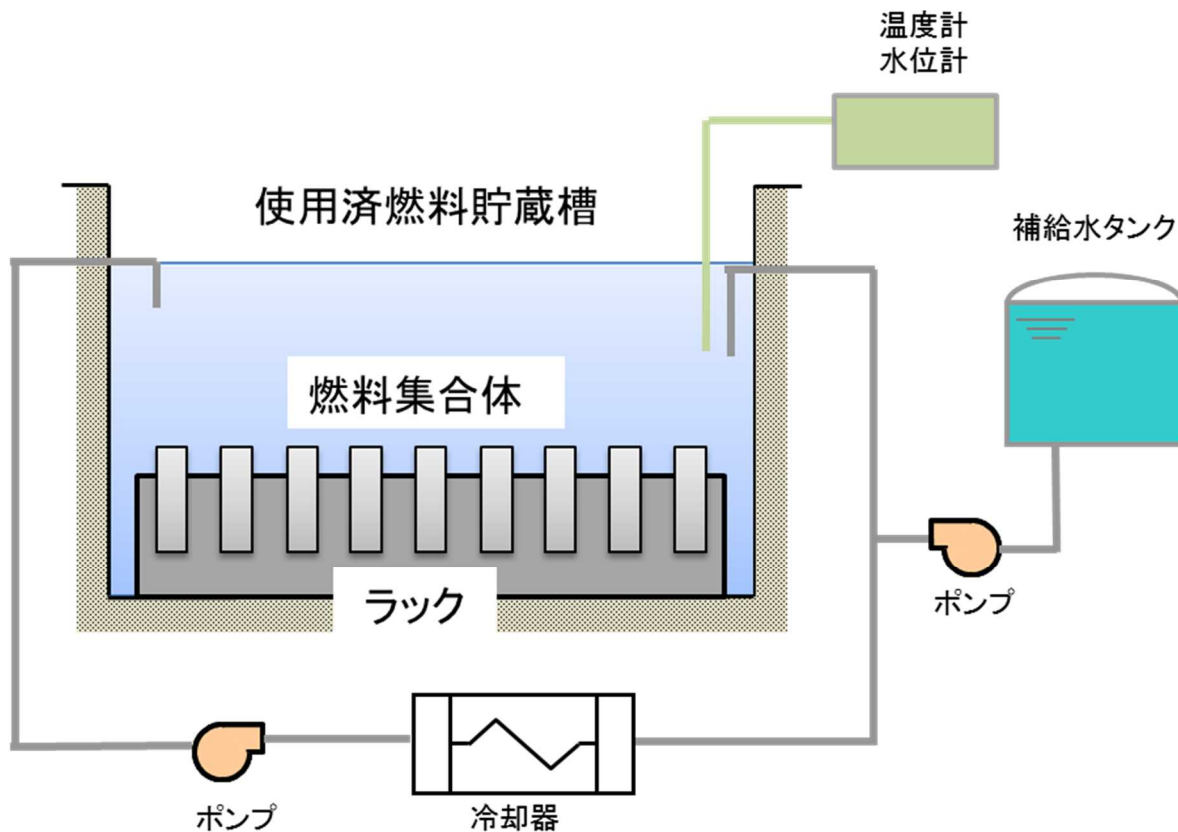


図2 使用済燃料の貯蔵施設（設計基準対象施設）の例

2 重大事故等対処施設に関する要求事項の概要

使用済燃料貯蔵槽内の水が喪失し使用済燃料が冷却できない状態になると、核燃料を覆う燃料被覆管が高温になり、破損し、放射性物質が放出されるおそれがある。ただし、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。

福島第一原子力発電所事故における教訓の一つとして、使用済燃料貯蔵槽の補給水系が損傷した場合の代替手段が用意されていなかったことがある（なお、実際には使用済燃料貯蔵槽からの水の喪失には至っていない）。

この教訓を踏まえ、設置許可基準規則では、重大事故等対処施設として、補給水系が損傷することなどにより使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しく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（設置許可基準規則 5 4 条 1 項）。

さらに、同規則 5 4 条 2 項は、使用済燃料貯蔵槽の損壊による水の喪失など、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、ポンプ車、スプレーヘッド等の可搬型スプレー設備を配備し、放水することにより貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和することを求めている。また、使用済燃料が臨界状態にならないように、水位低下、放水等により変化するいかなる水の状態においても、臨界にならない設計とすることを要求している。例えば、使用済燃料を納めるラックの形状を臨界にならないような設計とすることや、中性子を吸収することで臨界を防ぐほう素入りのラックにすること等の方策がとられている。

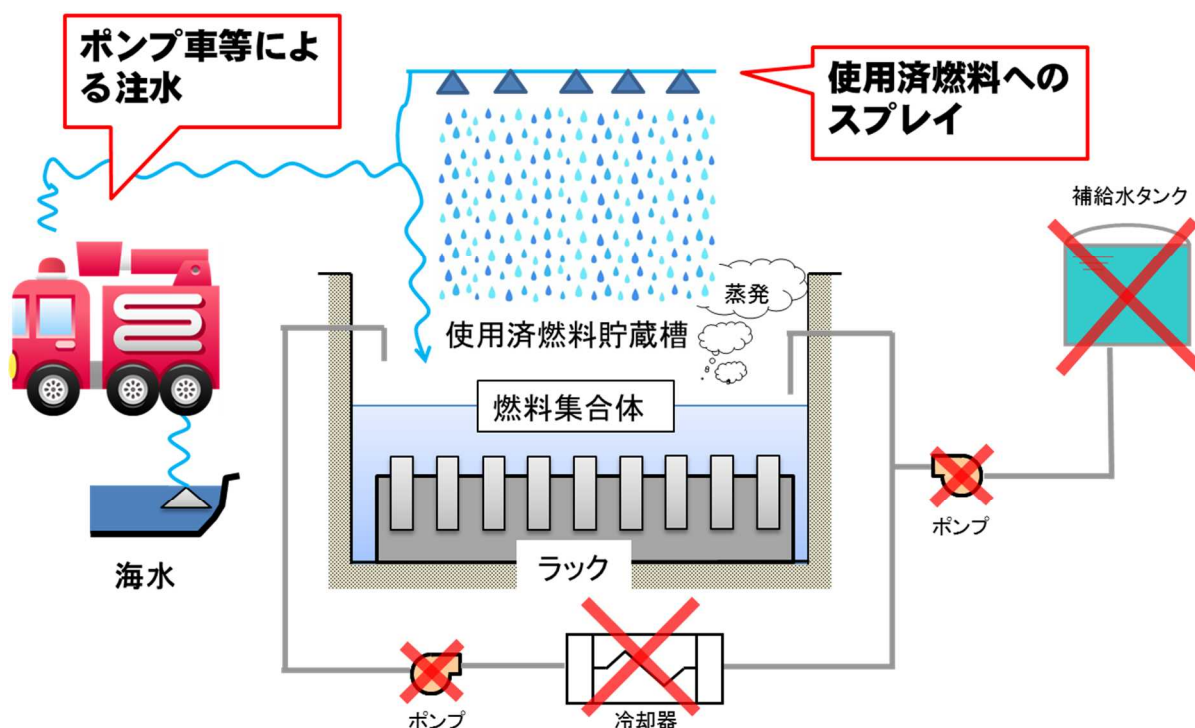


図3 使用済燃料貯蔵槽の重大事故等対処施設の例

また、重大事故に至るおそれがある事故として、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故、及びサイフォン現象*2等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故を想定する必要がある（設置許可基準規則解釈37条3-1項）。

当該想定下において使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失したことを検知するためには、使用済燃料貯蔵槽の水位及び温度を監視することが必要である。さらに、冷却機能喪失を検知した後、使用済燃料貯蔵槽への代替注水系による中央制御室からの遠隔操作のためには、使用済燃料貯蔵槽の水位及び温度の監視が必要である。

上述を踏まえ、使用済燃料貯蔵槽の水位及び温度を監視するための計装設備が

*2 圧力差により液体がその液面より高い所に入ったん導かれ、低い所に流れる現象をいう。

重大事故等対処施設として必要となる。重大事故等対処施設は、「基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故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」（設置許可基準規則 39 条）を満たす必要があることから、重大事故等対処施設に位置づけられる使用済燃料貯蔵槽の計装設備には、基準地震動による地震力に対する機能維持が要求される。

§ 4 4-2 使用済燃料の貯蔵施設

4-2-2 使用済燃料貯蔵槽に対する要求事項とは何か。

1 使用済燃料の特徴を踏まえた合理的な要求事項

使用済燃料の貯蔵槽は、保管する使用済燃料の特徴を踏まえた設計をすることが合理的である。使用済燃料貯蔵槽は、耐震重要施設であることから、基準地震動による地震力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ない。

使用済燃料貯蔵槽は鉄筋コンクリート製でできており、それ自体、堅固なものとして設計されている。

また、使用済燃料は、原子炉運転中の炉心の燃料のように高温・高圧の環境下になく、大気圧の下、崩壊熱を除去するため、常温程度以下に保たれた使用済燃料貯蔵槽内の水により冠水状態で貯蔵すればよい。

なお、崩壊熱は原子炉の停止後、時間とともに減少するものであり、使用済燃料を炉心から取り出し、使用済燃料貯蔵槽へ移動する段階では原子炉の停止から数日経過しているため、崩壊熱はかなり小さくなっている。

また、使用済燃料が冠水さえしていれば、使用済燃料の発する崩壊熱は、大量に存在する周囲の水に伝達されるため、その崩壊熱は十分除去される。

したがって、使用済燃料は放射性物質を閉じ込める役割を果たす燃料被覆管の健全性を維持するために使用済燃料の冠水状態の維持を行い、崩壊熱を除去すれば、放射性物質が放出されるような事態は考えられないため、原子炉容器、原子炉格納容器のような耐圧性を有するものとして設計することまでは必要ではない。

なお、新規制基準では、重大事故に至るおそれがある事故の想定として、使用済

燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失などにより使用済燃料貯蔵槽の水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するまでには数日かかることから、これを踏まえた対策として、代替注水設備として可搬型代替注水設備を配備することなどにより、使用済燃料の冠水状態を維持することを求めている。

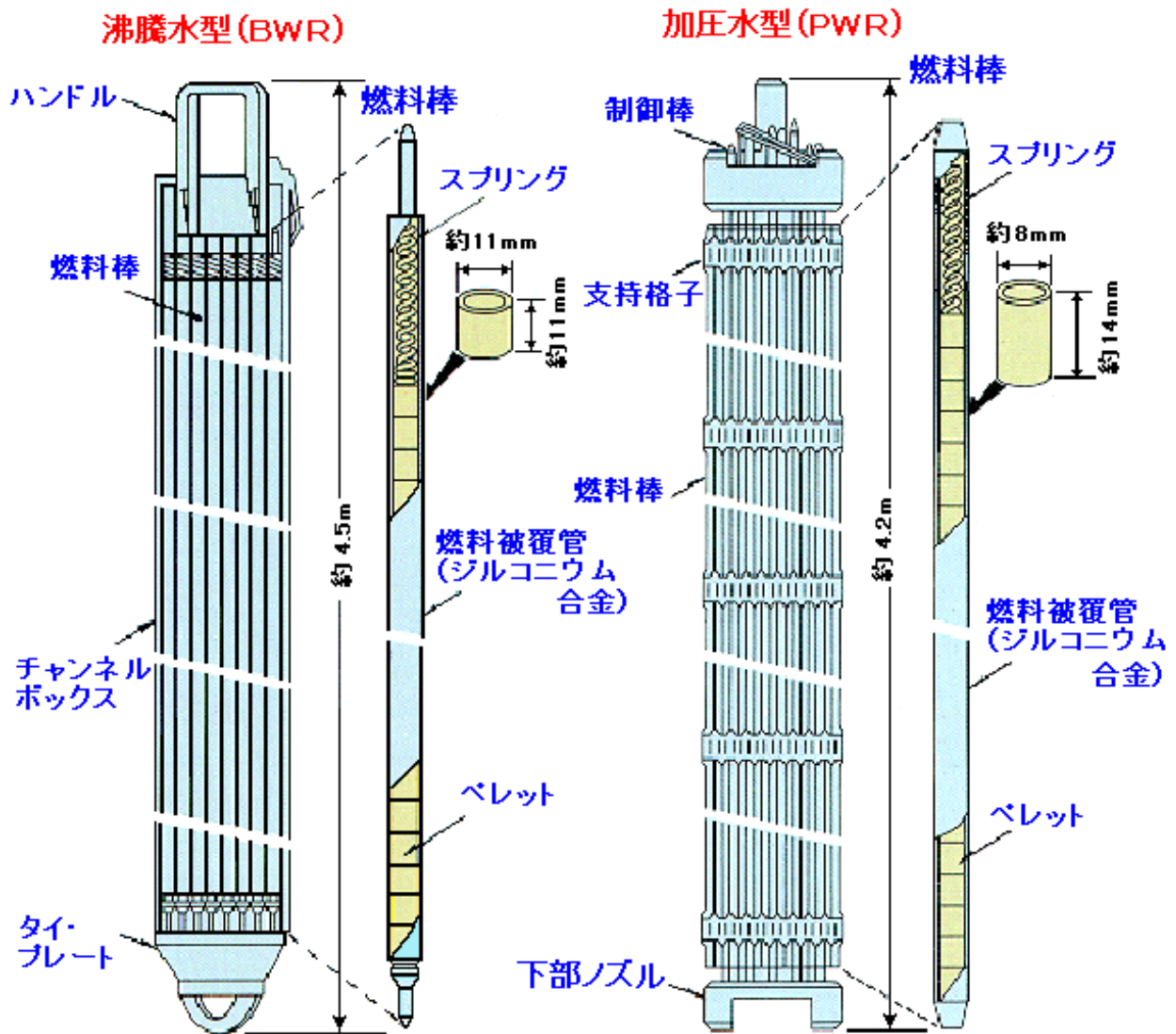


図1 燃料体の概要

§ 4 4-2 使用済燃料の貯蔵施設

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。

1 使用済燃料の貯蔵施設等に関する耐震重要度分類について（概要）

耐震重要度分類は、地震による損傷の防止について定める設置許可基準規則4条が規制する事項であり、使用済燃料の貯蔵槽等にも適用される。設置許可基準規則4条第2項に基づき、設計基準対象施設が耐えなければならない地震力は、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とされており、同条の解釈別記2によれば、設計基準対象施設は、それぞれの耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス、Cクラスに分類される。

上記分類において、Sクラスは、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る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としている。

またBクラスは、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としている。

Cクラスは、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または公共施設と同等の安全性が要求される施設としている。

2 設置許可基準規則においては、使用済燃料の貯蔵槽等についてその機能を踏まえた適切な耐震重要度分類がなされている

上記の分類に従えば、使用済燃料貯蔵槽は自ら放射性物質を内蔵している施設であり、同解釈別記2にSクラスの施設として明記されている「使用済燃料を貯蔵するための設備」として、Sクラスに分類される。また、補給水設備は、使用済燃料貯蔵槽の安全機能を維持するために必要な「使用済燃料を貯蔵するための設備」の補助設備として、同じくSクラスに分類される。

なお、使用済燃料貯蔵槽の冷却系は、その機能を喪失したとしても使用済燃料貯蔵槽に上記の補給水設備により水が補給できれば崩壊熱の除去及び放射線の遮蔽等が可能であることから、補給水設備により機能を代替できるため、その影響がSクラス施設と比べ小さい施設にあたり、別記2にBクラスの施設として明記されている「使用済燃料を冷却するための施設」として、Bクラスに分類される。

また、使用済燃料貯蔵槽の水位計及び温度計については、上記の冷却系の機能が喪失した場合にあっても、使用済燃料貯蔵槽の水温の上昇や水位の低下は数日かけて進展する。これに対して、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合には、実際に使用済燃料貯蔵槽の付近において目視によって確認することが可能であり、さらには数時間以内に補給水設備を用いて給水を行うことで水位を回復することができる。したがって、使用済燃料貯蔵槽の水位計及び温度計は、上記の使用済燃料貯蔵槽の補給水設備又は冷却系と同じくする必要はなく、Cクラスに位置付けられる*1。

このように設置許可基準規則は、使用済燃料貯蔵槽等について、その施設及び設備の機能等を適切に考慮した、合理的な耐震重要度分類をしている。

*1 使用済燃料貯蔵槽における、重大事故に至るおそれがある事故への対応については、「4-2 4-2-1」参照。

§ 4 4-2 使用済燃料の貯蔵施設

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。

1 使用済燃料の貯蔵槽等に関する安全重要度分類について（概要）

安全重要度分類は、安全施設、すなわち設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものに関して設置許可基準規則 12 条が規制する事項であり、使用済燃料の貯蔵槽等にも適用される。設置許可基準規則 12 条 1 項に基づき、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されている。同条の解釈第 1 項によると、安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものとは、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「重要度分類審査指針」という。）によるとされている。

重要度分類審査指針では、安全施設を、それが果たす安全機能の性質に応じて 2 種に分類している。具体的には、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「PS」という。）と、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「MS」という。）に分類している。

そして、PS 及び MS のそれぞれに属する構築物、系統及び機器を、その有する安全機能の重要度に応じ、それぞれ重要なものから、クラス 1、クラス 2 及びクラス 3 に分類する。なお、PS でクラス 1 である安全施設は、PS-1、MS でクラス 2 である安全施設は、MS-2 のように標記される。

2 設置許可基準規則においては、使用済燃料の貯蔵槽等についてその機能を踏まえた適切な安全重要度分類がされている

使用済燃料貯蔵槽は、設置許可基準規則 12 条 1 項の解釈で引用する重要度分類審査指針において、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安全施設であり、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放出のおそれのある構築物、系統及び機器として P S - 2 に分類されている。また、補給水設備は、燃料プール水の補給機能を有する安全施設であり、P S - 2 の構築物、系統及び機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にする構築物、系統及び機器として M S - 2 に分類されている。

使用済燃料は、原子炉運転中の炉心の燃料のように高温・高圧の環境下にある必要はなく、大気圧の下、崩壊熱を除去するため、常温程度以下に保たれた使用済燃料貯蔵槽内の水により冠水状態で貯蔵するものである。その崩壊熱は原子炉の停止後、時間とともに減少するものであり、使用済燃料を炉心から取り出し、使用済燃料の貯蔵施設へ移動する段階では原子炉の停止から数日経過しているため、崩壊熱はかなり小さくなっており、冠水さえしていれば崩壊熱は十分除去される。また、使用済燃料貯蔵槽が故障又は損傷しても、直ちに臨界状態になることや、水がなくなり放射線が遮蔽できなくなることはない。

かかる特徴を踏まえれば、使用済燃料貯蔵槽は P S - 2 に分類され、また、補給水設備は、M S - 2 に分類されていることは合理的である。

§ 5 5-1 自然現象による損傷の防止

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。

1 自然現象に対する発電用原子炉施設の防護における合理的な要求の考え方について

自然現象が発電用原子炉施設に与える影響は、その施設の立地条件によって、その大きさが異なる。例えば、発電用原子炉施設を設置する敷地高さが低ければ、敷地への津波の遡上のおそれがあり、津波の遡上を防ぐための対策が必要になるが、一方、発電用原子炉施設を設置する敷地高さが高ければ、同程度の津波高さでも津波の遡上はなく、相応の設計で十分となる。これは津波だけに限らず、地震や火山等の他の自然現象についても、同じことがいえる。

よって、自然現象に対する発電用原子炉施設の防護については、発電用原子炉施設を設置する位置における各種の自然現象が当該発電用原子炉施設に与える影響を、科学技術的知見に基づく合理的な手法で評価した上で、設計を行うことが必要となる。

設置許可基準規則においては、設計基準対象施設、重大事故等対処施設に分けて、地震、津波、その他の自然現象等が与える影響の評価及びその対策を要求している。

2 設計基準対象施設に係る自然現象による損傷の防止

設置許可基準規則第2章では、設計基準対象施設に対して、自然現象による損傷を防止することを求めている。

具体的には、同規則3条は、設計基準対象施設は、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た地震力等が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けること、耐震重要施設^{*1}は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならないこと、耐震重要施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならないことを要求している。

また、同規則4条は、設計基準対象施設は、地震力^{*2}に十分に耐えることができるものでなければならないこと、耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）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ないこと、耐震重要施設は、上記のような地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して、安全機能が損なわれるおそれがないものであること等を要求している。

同規則5条は、設計基準対象施設は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）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ないことを要求している。

（なお、地震及び津波による損傷の防止に関する規制の内容については、本資料「§5 5-3（地震）」及び「§5 5-4（津波）」において述べる。）

同規則6条1項は、安全施設^{*3}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こと等を要求している。同規則の解釈6条では、「想定される自然現象」とは、敷地の

*1 設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるそ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が特に大きいもの（設置許可基準規則3条1項）。

*2 上記地震力は、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される（設置許可基準規則4条2項）。

*3 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するもの（設置許可基準規則2条2項8号）。

自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象（例えば、くらげの大量発生により海水の取水が制限されることなど）又は森林火災等から適用されるものをいう、としている。「想定される自然現象」は、その発電用原子炉施設の立地により異なるため、原子炉設置者は、本件解釈に記載されている自然現象以外にも想定すべき自然現象があれば、その設計の際に考慮する必要がある。

3 重大事故等対処施設に係る自然現象による損傷の防止

設置許可基準規則第3章では、重大事故等対処施設に対して、自然現象による損傷を防止することを求めている。

具体的には、

- ① 同規則38条は、常設耐震重要重大事故防止設備^{*4}や、常設重大事故緩和設備^{*5}が設置される重大事故等対処施設は、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。
- ② 同規則39条は、常設耐震重要重大事故防止設備や、常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故（常設耐震重要重大事故防止設備の場合）や、重大事故（常設重大事故緩和設備の場合）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。
- ③ 同規則40条は、重大事故等対処施設は、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ことを要求している。

以上のように、重大事故等対処施設に求められる耐震性及び耐津波性は、基準

*4 重大事故防止設備のうち常設のものであって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの（設置許可基準規則38条1項1号）。

*5 重大事故緩和設備のうち常設のもの（設置許可基準規則38条1項3号）。

地震動及び基準津波に対するものであり、設計基準対象施設に求められる耐震性・耐津波性と同等である。このため、重大事故等対策にあたっては、想定を超える規模の自然事象を対象とするのではなく、当該敷地に大きな影響を与えることが合理的に想定される地震動（基準地震動）や津波（基準津波）に対して、重大事故等対処施設が必要な機能が損なわれるおそれがないように、との観点から対策を講ずることとなる。

これは、例えば、格納容器破損防止機能を有する重大事故等対処施設について、設計基準を超える地震もしくは津波に耐えるよう設計したとしても、当該地震もしくは津波によって原子炉格納容器（設計基準対象施設）が破損することが考えられるため、当該重大事故等対処施設に対して設計基準を超える地震もしくは津波に耐えるよう要求することには合理性がないという考え方によるものである。

なお、原子力施設は基準地震動及び基準津波に関して一定の余裕を有しており（後記 5-3-10 及び 5-4-5）、仮に設計基準を超える地震もしくは津波であっても、即座に機能を失うことはない。

さらに、重大事故等対策は可搬型設備も組み合わせて行うものであるところ（3-3-6）、可搬型設備は、加振試験等により十分な耐震性を有することが確認されていること、また高台等の津波が遡上し難い場所に保管することから、この可搬型設備を常設設備と組み合わせることにより、常設重大事故等対処設備が使用不可能な場合であっても、可搬型設備により重大事故等への柔軟な対処が可能となることから、重大事故等対策に係る施設・設備全体として、地震及び津波に対して高い信頼性が確保される。

また、重大事故等対処施設に対する地震、津波以外の自然現象による損傷の防止については、同規則 6 条のように、独立した条文で要求されているわけではないが、この点については、同規則 4 3 条に基づいて、実質的に要求されている。

具体的には、

④ 同規則 4 3 条は、重大事故等対処設備についての要求を規定しており、同

規則 4 3 条 1 項 1 号は、重大事故等対処設備について、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであることを要求している。実際の審査においては、「荷重その他の使用条件」を検討する際に、台風や竜巻、積雪などの自然現象による荷重も考慮している。

さらに、重大事故等対処設備は、重大事故防止設備^{*6}と重大事故緩和設備^{*7}に分類される。同規則 4 3 条 2 項 3 号は、常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであることを要求している。同条の解釈では、「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう、としている。この要求における「共通要因」は、地震、津波、台風、竜巻、積雪等の自然現象も含んでいる。具体的には、水冷式の非常用ディーゼル発電機（設計基準事故対処設備）とは別に、空冷式の非常用ディーゼル発電機（常設重大事故防止設備）を設置することなどの対策がある。

この同規則 4 3 条 2 項 3 号は、重大事故防止設備の機能は、炉心への注水機能や各設備への電源供給など設計基準事故対処設備の機能と同様の機能を持つため、共通要因により設計基準事故対処設備と同時にその機能が失われないようにする必要があるため要求するものである。

一方、重大事故緩和設備にはこのような規定はない。これは、重大事故緩和設備は、例えば、重大事故により発生した格納容器内の水素の濃度を低減する機能（静的触媒式水素再結合装置）等、重大事故が発生した後に必要になる機能であ

*6 重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備（設置許可基準規則 2 条 2 項 1 5 号）。

*7 重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備（設置許可基準規則 2 条 2 項 1 6 号）。

り、そのような機能を有する設計基準事故対処設備がないためである。

同規則43条3項5号は、重大事故等対処設備のうち可搬型のものについて、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管することを要求している。

また、同規則43条3項7号は、重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであることを要求している。同規則43条2項3号と同様の理由により、可搬型の重大事故緩和設備については、このような規定はない。

4 大規模な自然災害による発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した際の対応について

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設は、自然現象による損傷を防止できるよう十分考慮した上で設計することを求めている。

しかし、その設計にあたり、想定する自然現象を超える大規模な自然災害が発生し、発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合についても、炉心の著しい損傷や格納容器の破損等の影響を緩和するための対策等を要求している。

(なお、大規模損壊対策については、本資料「§3 3-4」において述べる。)

§ 5 5-2 地盤

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。

1 はじめに

原子炉施設の耐震設計において、原子炉建屋等の重要な建物・構築物の基礎地盤及びその周辺斜面の安定性評価は、重要な検討項目の一つである。

原子炉施設は、地震による損傷を防止する設計がなされている（「5-3」にて後述）が、建物・構築物の基礎地盤が、地震時にその建物・構築物を支持できない場合、すべり破壊^{*1}が生じた場合、あるいは周辺斜面が崩壊^{*2}した場合、原子炉施設自体がいかに強固な耐震設計がなされていたとしても原子炉施設の安全機能に重大な影響を及ぼす可能性がある。

このため設置許可基準規則では、3条及び4条4項において、後記2のとおり耐震重要施設の基礎地盤及び周辺斜面に係る規制上の要求を規定している。

なお、耐震重要施設（Sクラス）以外のB、Cクラス（耐震重要度分類は「§ 2 2-7-3」を参照）については、後記2（1）支持のうち支持力に係る事項について、各クラスに応じた地震力に対応した支持性能のある地盤に設置するよう、「設計基準対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力・・・が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない」（設置許可基準規則3条1項）ことを要求している。この

*1 原子炉施設の基礎地盤に地震力が作用することにより、そこに存在する、断層や節理（割れ目）のように周囲の岩盤と比較して強度が低い力学的な不連続面に、ずれが生じること。

*2 原子炉施設に近接する山腹斜面が崩壊すること。崩壊に伴って生じた土砂が移動してきて、施設に影響を与える可能性がある。

「設計基準対象施設を十分に支持することができる」とは、「自重及び運転時の荷重等に加え、耐震重要度分類・・・の各クラスに応じて算定する地震力・・・が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する設計であること」（設置許可基準規則の解釈別記1の1）をいい、これは設置許可基準規則4条に基づく耐震設計で用いる地震力が作用した場合において設置地盤の支持性能を確保させる要求となっている。

また、重大事故等対処施設についても、設計基準対象施設と同様の規制上の要求として「重大事故防止設備のうち常設のもの・・・であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの・・・が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）」は、「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」（設置許可基準規則38条1項1号）に設けなければならないなどと規定している（同規則38条、39条2項、同規則の解釈38条1項、39条1項）。

2 設置許可基準規則における耐震重要施設の地盤に係る規制上の要求事項

（1）支持

地震時の基礎地盤に係る影響としては、まず建物・構築物の支持への影響がある。地盤が脆弱であった場合、地震時には基礎地盤そのものに「すべり」が生じるおそれがある。また、建物・構築物との関係では、基礎地盤には建物・構築物の重さを支える十分な「支持力」が必要であるほか、建物・構築物の基礎底面*3に過度に大きな「傾斜」が生じると、建物・構築物に内包される機器・配管系の安全機能への影響がありうる。

このような地震時における建物・構築物の支持への影響に関して、十分に支持

*3 建物・構築物の基礎と地盤が接する面。

することができる地盤に建物・構築物を設置するよう、設置許可基準規則 3 条 1 項では、「設計基準対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（・・・耐震重要施設・・・にあつては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。）が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。」と規定している。

この「設計基準対象施設を十分に支持することができる」とは、「自重及び運転時の荷重等に加え、・・・耐震重要施設・・・にあつては、・・・基準地震動による地震力・・・が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する設計である」とともに、耐震重要施設については、「基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することが含まれる」（設置許可基準規則の解釈別記 1 の 1）。

すなわち設置許可基準規則 4 条に基づく耐震設計で用いる基準地震動による地震力が作用した場合において設置地盤の支持性能を確保させる要求となっており、この基準への適合に当たっては基準地震動を用いて「すべり」等の評価がなされ、「基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド」（以下「地盤ガイド」という）により評価の妥当性を確認することとなる。

なお、「（基礎底面の）傾斜」については、基準地震動に基づく動的解析の結果、施設の傾斜が目安として $1/2000$ 以下であることにより確認することとしている（地盤ガイド 4. 1 (1) 3）。目安としている趣旨は、設置許可基準規則に基づく評価は、基本設計段階^{*4}における評価であり、機器等の安全機能が重大な影響を受けないことについては、「機器、設備等の仕様を踏まえて詳細設計段階^{*5}において詳細な評価を行う」（地盤ガイド 4. 1 (1) 3）ためである。

*4 設置（変更）許可の段階。

*5 工事計画認可の段階。

(2) 変形

設置許可基準規則 3 条 2 項に規定する「変形」とは、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の「傾斜」及び「撓み」並びに地震発生に伴う建物・構築物間の「不等沈下*6」、「液状化」及び「揺すり込み沈下*7」等の周辺地盤の変状をいう。地震時には、少なからず地盤の変形が生じうるものであり、例えば、地震により建物・構築物の支持地盤に過度に大きな「傾斜」が生じると、上記(1)で述べた基礎底面の傾斜と同様に、建物・構築物に内包される機器・配管系の安全機能への影響があり得る。

このため、設置許可基準規則 3 条 2 項においては、「耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。」と規定している。この基準への適合に当たっては、地盤にどのような変形がどの程度生じるかを評価する必要があり、上記(1)と同様に基準地震動を用いて「(支持地盤の)傾斜」等を評価がなされ、地盤ガイドを用いて評価の妥当性を確認することとなる。

なお、設置許可基準規則では、5-3 で後述するとおり防潮堤等の津波防護施設についても、耐震重要施設に位置付けている。これにより防潮堤が津波襲来前に地震による液状化等によって津波防護機能を損なうおそれがないよう、地震と津波という関連性の深い自然現象を考慮した規制上の要求をしている。

(3) 変位

(1) 及び (2) のほか、耐震重要施設の設置地盤に係る規制上の要求として「変位」がある。

*6 同一の基礎や構造物において発生する相対差のある沈下をいう。

*7 地震の揺れにより地盤を構成する土砂の堆積が圧縮すること等により、地盤や建物の基礎が沈下することをいう。

設置許可基準規則 3 条 3 項に規定する「変位」とは、将来活動する可能性のある断層等が活動することにより、地盤に与えるずれをいう。耐震重要施設の基礎地盤が、建物・構築物を十分に支持することができ、地震時の変形も無視しうる程度であったとしても、建物・構築物の基礎となる地盤に露出する断層等が動いた場合、そこに段差が生じるなどして、建物・構築物や内部の機器等が損傷するおそれがある（図 1）。

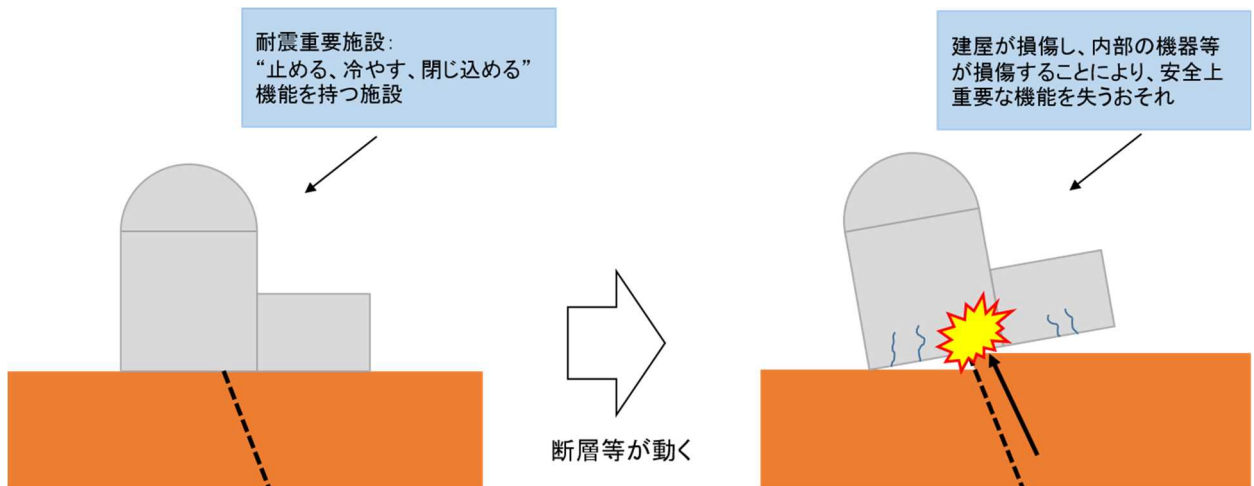


図 1 断層活動による地盤のずれ

（出典：「実用発電用原子炉に係る新規制基準について－概要－」（原子力規制委員会）を基に作成）

このため、設置許可基準規則 3 条 3 項において、「耐震重要施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。」と規定している。

ここで同項に規定する「変位が生ずるおそれがない地盤」とは、耐震重要施設が「将来活動する可能性のある断層等」の露頭^{*8}がある地盤に設置された場合、その断層等の活動によって安全機能に重大な影響を与えるおそれがあるため、当該施設を「将来活動する可能性のある断層等」の露頭が無いことを確認した地盤に耐震重要施設を設置することを規制上の要求としているものである（設置許可基

*8 「将来活動する可能性のある断層等」の露頭とは、将来活動する可能性のある断層等が表土に覆われずに直接露出している場所のこと。開削工事の結果、建物・構築物等の設置を予定していた地盤に現れたものも含む。

準規則の解釈別記1の3)。

なお、設置許可基準規則3条3項において、「変位」については、「変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない」として地盤が変位することを認めていない一方で、同規則3条2項において、「変形」については「変形した場合においても安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない」として、地盤の一定の変形を認めている。ただし、あらゆる「変形」の下で建物・構築物の設計による対応が許容されるわけではなく、「変形」の程度（例えば、周辺地盤が基準地震動により液状化し基礎の支持性能に影響を及ぼすなど）によって、設置地盤を変更するか地盤改良が要求されることとなる。

これに対し、「変位」については、建物・構築物の安全性評価の前提となる断層が将来活動した際における地盤の変位量等を正確に把握する必要があるが、設置許可基準規則の制定時において、変位量や変位が生じた際に建物・構築物の基礎に作用する力の大きさを予測することは困難と考えられたため、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならないとされたものである。

(4) 周辺斜面の安定性

上記(1)～(3)は、建物・構築物をどのような地盤に設置するかという観点からの規制上の要求であるが、地震時の耐震重要施設への影響は、設置地盤によるものだけではない。原子炉建屋等の耐震重要施設の付近に斜面があり、その斜面が地震によって崩壊した場合、原子炉建屋や屋外のSクラス設備（例えば、軽油貯蔵タンクや排気筒）を損傷させるおそれがある。

このため、設置許可基準規則4条4項は、「耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊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ない。」と規定し、耐震重要施設が斜面の崩壊に対して安全機能を損なわないことを確認することを規制上の要求としている。

具体的には、耐震重要施設の周辺にある斜面について、基準地震動による地震

力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、崩壊のおそれがある部分を除去するかコンクリート擁壁などの土木工作物を設置し斜面が崩壊しないような措置を講ずることにより、耐震重要施設に影響を及ぼすことがないようにする必要がある（設置許可基準規則の解釈別記2の8）。

§ 5 5-2 地盤

5-2-2 「将来活動する可能性のある断層等」とは何か。

1 はじめに

設置許可基準規則 3 条 3 項は、「耐震重要施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。」と定めているところ、同項に規定する「変位」とは、「将来活動する可能性のある断層等」が活動することにより、地盤に与えるずれをいう（設置許可基準規則の解釈別記 1 の 3）。

そして、「将来活動する可能性のある断層等」とは、後期更新世以降（約 1 2 ～ 1 3 万年前以降）の活動が否定できない断層等をいい、「震源として考慮する活断層」のほか、「地震活動に伴って永久変位が生じる断層」に加え、「支持地盤まで変位及び変形が及ぶ地すべり面」が含まれる（設置許可基準規則の解釈別記 1 の 3）。

2 「将来活動する可能性のある断層等」の認定

「将来活動する可能性のある断層等」は、過去の断層活動の履歴に基づいて、これに該当するかどうかを判断する。日本列島では、移動を続けるプレート（年間移動速度数センチメートル）の影響を受けて、長年にわたって蓄積したひずみが解消される際に、地下で断層が動いて地震が発生するため、最近の地質時代に活動した断層は、近い将来も活動することが推定されるからである。また、プレート運動とは直接の関係がない断層運動、例えば重力による断層運動についても、過去に活動の履歴がある以上、同等の条件がそろえば将来も活動する可能性があると考えられる。

そして、「将来活動する可能性のある断層等」とは、具体的には、上記のとおり

り後期更新世以降（約12～13万年前以降）の活動が否定できない断層等をいう（設置許可基準規則の解釈別記1の3）。

（1）「将来活動する可能性のある断層等」の年代

いわゆる活断層の定義としては、昭和53年に設計用地震力の取り方など耐震設計上の基本的な考え方について取りまとめられた「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下「耐震設計審査指針」という。）において、活動度を基に評価し5万年（5万年前以降に活動したもの、又は再来期間（活断層の活動間隔）が5万年未満のもの）を活断層評価の目安としていたものを、平成18年の耐震設計審査指針の改訂時に、後期更新世以降という地質年代で評価するよう改訂されている（後記「5-3-1」の1（2）③）。

「後期更新世以降（約12～13万年前以降）」という地質年代で評価することとした趣旨は、12～13万年前には気候が温暖で、海面が現在よりも高い（もしくは同程度の）状態が続き、その間に海岸には平らな地形ができ、その地形に地震によるずれや変形があるかどうかを調べることにより、容易に活断層かどうかの判断ができると考えられたためであり、設置許可基準規則策定時点でもこうした考え方が科学的にも妥当であるため踏襲したものである。

もっとも、評価対象となる断層の近傍において、必ずしも、約12～13万年前の地形面又は地層が存在していない場合もあり得る。これは、約12～13万年前に地層が堆積したが後に水流等により侵食された、あるいは、そもそも約12～13万年前には地層が堆積するような環境（例えば海底など）ではなかった等、様々な要因による。このように「後期更新世（約12～13万年前）の地形面又は地層が欠如するなど、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降（約40万年前以降）まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価」（設置許可基準規則の解釈別記1の3）し、より古い地質年代まで遡って評価することと

なる。すなわち、後期更新世（約 12～13 万年前）の地形面又は地層が欠如する場合には、それよりも前の時代である中期更新世（約 78 万年前以降、12～13 万年前まで）のうち最終間氷期より前の間氷期と対応する約 40 万年前以降の地層を用いて断層の活動時期を評価し、後期更新世以降（約 12～13 万年前以降）の活動を評価することができる。

なお、断層の活動時期を評価する指標としては、後期更新世の地層を「上載層」とし、断層が当該「上載層」を変位・変形させていなければ、当該断層が約 12～13 万年前以降に活動していないと評価できる。ただし、侵食等により評価指標として「上載層」を用いることができない場合もある。このような場合には、断層面と鉱物脈の交差関係が評価指標として有効となる場合があり、例えば、断層と約 12～13 万年前より前に形成された鉱物脈との関係から、後期更新世以降（約 12～13 万年前以降）の活動性を評価することができる。

（２）後期更新世以降（約 12～13 万年前以降）の“活動が否定できない”の意味

設置許可基準規則の解釈別記 1 の 3 では、「将来活動する可能性のある断層等」を、後期更新世以降（約 12～13 万年前以降）の“活動が否定できない”ものとするが、その“活動が否定できない”とした趣旨は、平成 18 年の耐震設計審査指針改定時の検討において、“活動が認められる”とした場合、調査によっても最新活動時期等のデータが得られなかった場合に活断層としては考慮対象外となってしまうという懸念があったためである。

また、同指針の運用・解釈を明確にすることを目的として策定された、「発電用原子炉施設の耐震安全性に関する安全審査の手引き」（以下、「手引き」という）では、耐震設計上考慮する活断層の認定に関して、調査手法として変動地形学的調査、地表地質調査及び地球物理学的調査を挙げた上で、「いずれかの調査手法によって、耐震設計上考慮する活断層が存在する可能性が推定さ

れる場合は、他の手法の調査結果も考慮し、安全側の判断を行うこと。」（同9ページ）と記載されており、あくまで十分な調査が行われることを前提とした上で、いずれかの調査結果から、断層が後期更新世以降（約12～13万年前以降）に活動した可能性が推定される場合には、安全側の判断として、「活動が否定できない」と評価されることになる。

設置許可基準規則もこの考え方を引き継いで策定しており、その趣旨を踏まえれば「将来活動する可能性のある断層等」と評価されるのは、各種調査の結果、後期更新世以降の「活動が否定できない」場合であり、様々な調査を尽くした上で活動の可能性が推定できないような場合にまで機械的に「将来活動する可能性のある断層等」と評価されるものではない。また、ある一つの調査手法からは活動性を示唆するとも解釈し得る場合には、変動地形学的調査、地表地質調査、地球物理学的調査等の複数の調査を組み合わせる中で、総合的に判断することとなる。

§ 5 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。

1 地震対策の規制の経緯

(1) 昭和53年耐震設計審査指針策定時

北米プレート、ユーラシアプレート、フィリピン海プレート及び太平洋プレートの境界に位置する世界有数の地震国である我が国において、原子力施設の耐震安全性を確保することは極めて重要な課題である。そのため、海外から原子力発電技術を導入するに当たり、耐震性に関する検討が行われ、我が国独自の高度な耐震設計法が構築されてきた。原子力発電所の耐震設計の基本方針として、「施設の重要度に応じて設計する」、「原子炉建屋は剛構造とする」、「原子炉建屋などの重要な施設は建築基準法で定める地震力の3倍とする」という考え方が導入され、昭和53年に設計用地震力の取り方など耐震設計上の基本的な考え方について取りまとめられた「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下「耐震設計審査指針」という。）が地震対策の審査基準とされてきた。

(2) その後の耐震設計審査指針の改訂履歴

まず、昭和56年7月、建築基準法の改正（昭和55年）を受け、その当時における新たな知見として建築基準法に取り入れられた静的地震力^{*1}の算定法等について見直しがされた。

*1 時間とともに変化する地震力（動的な力）を、時間的に変化しない力（静的な力）に置き換えて耐震設計を行う際に用いる地震力をいう。

その後、平成7年兵庫県南部地震の検証を通じて、断層の活動様式、地震動特性、構造物の耐震性等に係る知見が得られたことを踏まえ、原子力施設の耐震安全性に対する信頼性を一層向上させるため、平成18年9月に耐震設計審査指針が改訂（以下「改訂耐震設計審査指針」という。）された。

主な改訂点として、

- ① それまで耐震設計審査指針において基本方針とされていた「原子炉建屋は剛構造とする」という考え方について、免震構造等に関する設計技術の進歩及び原子力施設における適用実績を踏まえ、剛構造以外の設計であっても同程度以上の耐震安全性の確保が可能であることから剛構造に限定しないこと、
- ② 詳細な調査を適切に実施することを前提とした「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動^{*2}」を策定することを規定した上で、敷地近傍の地震に対する備えに万全を期すとの観点から、「震源を特定せず策定する地震動^{*3}」を別途策定することを規定したことに伴い、「直下地震M6.5」という地震規模による設定を廃止したこと、
- ③ 耐震設計審査指針において「活断層」を、第四紀全体（約180万年前（平成21年より約258万年前に変更）～現在）で活動が認められるものと定義した上で、第四紀の中でも地殻変動の様式や速度が異なることや地表地震断層や活断層のトレンチ調査の結果から得られる再来期間（活断層の活動間隔）を考慮して「耐震設計上考慮する活断層」として5万年前以降に活動したもの、又は再来期間が5万年未満のものを活断層評価の目

*2 敷地に大きな影響を与えると予想される地震を複数選定し、それぞれの地震ごとに「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」を実施して、耐震設計の基準として用いる地震動を策定することをいう。

*3 震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に敷地の地盤物性を加味して地震動を設定することをいう。

安としていた。平成7年兵庫県南部地震以降に行われてきたトレンチ調査の結果から確認される再来期間は最長3万年であったが、再来期間が5万年を超える可能性を考慮するとともに、それまでの審査実績を踏まえ、「耐震設計上考慮する活断層」は、第四紀の後期更新世以降（12～13万年前以降）の活動が否定できないものとしたこと等が挙げられる。

（3）平成23年東北地方太平洋沖地震後の変遷

平成23年3月に発生した東北地方太平洋沖地震及びそれに付随して発生した津波に関する検証を通じて得られた、プレート間地震及び海洋プレート内地震の震源域の連動に係る考え方のほか、改訂耐震設計審査指針に基づく既設原子炉施設の耐震安全性評価（耐震バックチェック^{*4}）において得られた経験、平成19年新潟県中越沖地震から得られた教訓等を踏まえて設置許可基準規則4条及び同規則の解釈別記2が制定された。

2 地震対策に係る設置許可基準規則の内容

発電用原子炉施設が、地震に対する安全性を確保し得るものであるためには、事故防止対策として、設計基準対象施設^{*5}が算定される地震力に対して施設全体

*4 平成18年9月19日に耐震設計審査指針が改訂された際、稼働中又は建設中の原子力施設の当該指針に基づく耐震安全性の再評価を実施した。

*5 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）。

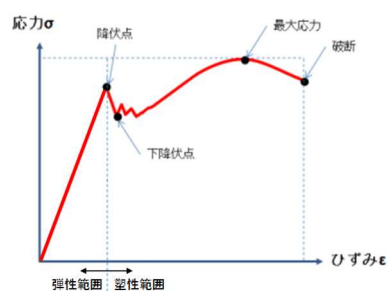
としておおむね弾性範囲*6に留まるように設計し、耐震重要施設*7が基準地震動*8による地震力に対して安全機能を損なうおそれがないように設計することに加え、万一の重大事故等対策として、基準地震動による地震力に対して重大事故等対処施設*9が重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないように設計することが必要である。

このような観点から、設置許可基準規則は、設計基準対象施設等の地震に対する安全性に係る規定（設置許可基準規則4条）及び重大事故等対処施設等の地震に対する安全性に係る規定（設置許可基準規則39条）を設けている。

そして、発電用原子炉施設のうち設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地震に対する安全性に係る設置許可基準規則適合性審査では、主に、

- ①耐震設計に用いられる基準地震動の策定の妥当性
- ②耐震設計方針の妥当性

*6 物体に力（応力）を加えると変形する（歪みが生じる）が、力を除くと元の状態に戻る力の範囲をいう。なお、弾性範囲の限界（降伏点）を超えると、物体は変形したままで元の状態に戻らなくなる範囲を塑性範囲という（参考図参照）。



参考図 弾性範囲と塑性範囲

*7 設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるそ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が特に大きいものをいう（設置許可基準規則3条）。後述する耐震重要度分類の最上位クラスであるSクラスと同義。

*8 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）。

*9 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故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）。

の2点を確認することとされている。

(1) 設置許可基準規則における事故防止対策

前述のとおり、発電用原子炉施設のうち設計基準対象施設は、施設の耐震重要度に応じて算定される地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲に設計され、耐震重要施設が基準地震動による地震力に対して安全機能を損なうおそれがないように設計されなければならない。

そこで、設置許可基準規則4条1項は、発電用原子炉施設の事故防止対策のうち地震に関する基本設計ないし基本的設計方針について、「設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。」、同条2項は、「前項の地震力は、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。」、同条3項は、「耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）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ない。」、同条4項は、「耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊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ない。」と定めている。

同条は、発電用原子炉施設の供用中に発電用原子炉施設に大きな影響を与えるおそれがあると考えられる地震動を適切に策定し、この地震動を前提とした耐震設計を行うことにより、主に耐震重要施設の安全機能の喪失を防止し、地震を起因として周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくの危険を与えないようにするとの基本的考え方に基づくものである。

ア 耐震設計に用いられる基準地震動の策定の妥当性

設置許可基準規則4条3項は、「耐震重要施設は、その供用中に当該耐震

重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）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ない。」と規定する。

基準地震動は、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される（設置許可基準規則の解釈別記2の5）。基準地震動の策定方針に係る基本的な考え方は、以下に述べるとおり、「震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」を敷地における解放基盤表面^{*10}において水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定するという、改訂耐震設計審査指針における基準地震動の策定方針（改訂耐震設計審査指針5）と同一である。

そして、基準地震動は、（ア）「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び（イ）「震源を特定せず策定する地震動」について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として、以下の方針に基づいて、それぞれ策定される（設置許可基準規則の解釈別記2の5一）。

（ア）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」とは、敷地ごとに当該施設敷地周辺の地質状況、活断層の状況、プレート境界との関係等を考慮した当該敷地固有の特性に基づく地震動である。

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」については、検討用地震^{*11}を複数選定する。そして、選定した検討用地震ごとに、不確かさを

*10 基準地震動を策定するために、基盤面上の表層及び構造物が無いものとして仮想的に設定する自由表面であって、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な拡がりを持って想定される基盤の表面をいう。ここで言う「基盤」とは、おおむねせん断波速度 $V_s = 700 \text{ m/s}$ 以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないものとする（設置許可基準規則の解釈別記2の5一）。

*11 内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震をいう（設置許可基準規則の解釈別記2の5二）。

考慮して、「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」の双方を実施し、震源から解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して基準地震動を策定する旨定めている（設置許可基準規則の解釈別記2の5二）。（「応答スペクトルに基づく地震動評価」については、本資料「§5 5-3 5-3-4」、「断層モデルを用いた手法による地震動評価」については、「§5 5-3 5-3-5」を参照）

また、検討用地震の選定については、「内陸地殻内地震^{*12}」、「プレート間地震^{*13}」及び「海洋プレート内地震^{*14}」について、敷地周辺の活断層の性質や過去の地震の発生状況を精査するほか、敷地周辺の中・小・微小地震の分布、応力場^{*15}、地震発生様式（プレートの形状、運動、相互作用を含む。）に関する既往の研究成果等を総合的に検討し、複数選定することとされている（設置許可基準規則の解釈別記2の5二①）。

さらに、基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさについては、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータ^{*16}について分析した上で、必要に応じて偶然的不確かさと、認識論的不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて不確かさを考慮す

*12 陸のプレートの上部地殻地震発生層に生じる地震をいい、海岸のやや沖合で起こるものを含む（設置許可基準規則の解釈別記2の5二）。

*13 相接する2つのプレートの境界面で発生する地震をいう（設置許可基準規則の解釈別記2の5二）。

*14 沈み込む（沈み込んだ）海洋プレート内部で発生する地震をいい、海溝軸付近又はそのやや沖合で発生する「沈み込む海洋プレート内の地震」又は海溝軸付近から陸側で発生する「沈み込んだ海洋プレート内の地震（スラブ内地震）」の2種類に分けられる（設置許可基準規則の解釈別記2の5二）。

*15 地層にどのような力が加わっているかを示すもので、水平方向を基準にして押されていれば圧縮応力場、引っ張られていれば引張応力場という。応力場の変化は、プレートの運動に関係しており、日本のような沈み込み帯では、海洋プレートの沈み込みの方向と角度が応力場を変化させると考えられている。

*16 断層の長さ、幅、傾斜角、応力降下量等の断層の性状を数値で示すものをいう。活断層評価結果に基づいてこれらのパラメータを設定し、不確かさを考慮した際に相対的に解に与える影響の大きいものを「支配的なパラメータ」という。

ることが求められる（設置許可基準規則の解釈別記2の5二⑤）。

（イ）震源を特定せず策定する地震動

「震源を特定せず策定する地震動」については、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトル^{*17}を設定して策定することが求められる（設置許可基準規則の解釈別記2の5三）。

なお、「震源を特定せず策定する地震動」は、敷地周辺の状況等を十分考慮した詳細な活断層等の調査を実施してもなお、敷地近傍において発生する可能性のある内陸地殻内の地震の全てを事前に評価し得るとは言い切れないことから、敷地近傍における詳細な調査の結果にかかわらず、考慮すべき地震動と位置づけられている。

イ 耐震設計方針の妥当性

設置許可基準規則4条1項及び2項は、設計基準対象施設が、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する地震力に十分耐え得るよう設計すること、すなわち、設計基準対象施設を耐震設計上の重要度に応じてSクラス、Bクラス及びCクラスの3クラスに分類し、より上位のクラスには、より大きい地震力を設定し、それぞれのクラスごとに設定される地震力に十分耐え得るように設計することを求めている（設置許可基準規則の解釈別記2の2ないし4）。

この分類を耐震重要度分類といい、その具体的な内容は次のとおりである。

Sクラスに分類される施設とは、「地震により発生するおそれがある事象

*17 評価地点における地震動の周期毎の最大応答を算出し、周期と最大応答値をグラフ化したもの。応答値としては、加速度、速度、変位があるが、強震動予測においては加速度の応答スペクトルを指すことが多い。

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」である（設置許可基準規則の解釈別記2の2一）。

Bクラスに分類される施設とは、「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」である（設置許可基準規則の解釈別記2の2二）。

Cクラスに分類される施設とは、「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」である（設置許可基準規則の解釈別記2の2三）。

そして、設計基準対象施設は、耐震重要度分類のクラス別に、後記（ア）ないし（ウ）に示す耐震設計に関する方針を満足することが求められる。

（ア）基本的な方針

a Sクラスに分類される設計基準対象施設

Sクラスに分類される設計基準対象施設のうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備以外のものについては、算定される地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲に留まるように設計されるものであるとともに、基準地震動による地震力に対して安全機能を損なうおそれがないものであるかどうかを確認することとされている。

具体的には、弾性設計用地震動^{*18}による地震力又はSクラスに適用する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とどまる範囲で耐えることなどが求められる（設置許可基準規則4条1項、同規則の解釈別記2の3一）。また、基準地震動による地震力に対して安全機能を保持できるものであることが求められる（設置許可基準規則4条3項、同規則の解釈別記2の6一及び7）。なお、「おおむね弾性状態」とは、局部的に弾性限界を超えたとしても施設全体としては、弾性範囲に留まることをいう。

また、Sクラスに分類される設計基準対象施設のうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、基準地震動による地震力に対して、それぞれ津波防護機能、浸水防止機能又は津波監視機能が保持できるものであることが求められる（設置許可基準規則4条3項、同規則の解釈別記2の6二）。

b Bクラスに分類される設計基準対象施設

Bクラスに分類される設計基準対象施設は、Bクラスに適用する静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐え、また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行うことが求められる（設置許可基準規則4条1項、同規則の解釈別記2の3二）。

c Cクラスに分類される設計基準対象施設

Cクラスに分類される設計基準対象施設は、Cクラスに適用する静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えることが求められる（設置許可基準規則4条1項、同規則の解釈別記2の

*18 施設が地震力に対して耐えるために、ある地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲に留まるよう設計する際に用いる地震動をいう。（弾性範囲については、脚注6の参考図参照）

3 三)。

d 施設相互の関係

前記 a の耐震重要施設は、下位の分類に属する施設の破損によって波及的に安全機能を損なうことのないことなどが求められる（設置許可基準規則 4 条 3 項、同規則の解釈別記 2 の 6）。

(イ) 地震力の算定法

施設の耐震設計に用いる地震力の算定は、主に後記 a ないし c の方法によることを求めている。

基準地震動は、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しなければならないとしている。この基準地震動による地震力に対して耐震安全上重要な施設の安全機能が保持されることが、耐震安全上の要求事項として基本となる考え方である。

また、基準地震動に対する施設の安全機能保持をより高い精度で確認するため、別途、弾性設計用地震動を設定し、この弾性設計用地震動による地震力に対し施設全体としておおむね弾性範囲に留まっていることを確認することとしている。構造物の弾性設計では、地震入力と構造物の応答は比例関係にあり、算定される応答値の精度も比較的高い。一般的に構造物の弾性限界と終局強度の間には大きな差があり、弾性設計された構造物は、弾性設計で考慮した地震動を超える地震動に対しても余裕をもった設計となり、これにより基準地震動による弾塑性解析結果の信頼性を担保し、安全機能の保持を高い精度で確認できる。

さらに、一般建築物で広く用いられている静的地震力による設計手法がある。この手法は、原子力施設の設計においても古くから用いられ設計実績も豊富であり、一般建築物の構造基準である建築基準法との対比

も分かりやすいことから、基準地震動や弾性設計用地震動による動的な解析と併せてSクラス施設の耐震設計の信頼性を高める役割を担っている。原子力施設では、耐震重要度に応じて、上位のクラスにはより大きい静的地震力を設定しており、静的地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲に留まるように設計している。

a 基準地震動による地震力

基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定することなどが求められる（設置許可基準規則4条3項、同規則の解釈別記2の7）。

b 弾性設計用地震動による地震力

弾性設計用地震動は、基準地震動に対する施設の安全機能の保持をより高い精度で確認するためのものとして、基準地震動との応答スペクトルの比率の値が、目安として0.5を下回らないような値で、工学的判断に基づいて設定すること等が求められる（設置許可基準規則4条2項、同規則の解釈別記2の4一）。

c 静的地震力

静的地震力は、建物・構築物の振動特性、地盤の種類、施設の耐震設計上の重要度等を踏まえて設定すること等が求められる。具体的には、一般産業施設と同等の安全性が要求されるCクラス施設には一般産業施設と同じ水平地震力^{*19}を、より上位のBクラス及びSクラスには、それぞれ1.5倍、3倍の地震力を設定することが求められる。（設置許可基準規則4条2項、同規則の解釈別記2の4

*19 水平方向の揺れによって施設に作用する力（水平方向の加速度を重力加速度で除したものに施設の重量を掛け合わせたもの）をいう。

二)。

(ウ) 荷重の組合せと許容限界

耐震設計方針の妥当性の評価に当たって考慮すべき荷重の組合せと許容限界についての基本的な考え方は、後記 a ないし e に示す内容のとおりである。地震は、他の外部事象と異なり、建物だけでなく内部の機器・配管系にも地震による荷重が作用する。一方、それぞれの施設には、プラントの状態によって地震以外の荷重も生じている。そのため、地震により施設に作用する荷重のみならず、プラント状態による荷重も考慮する必要がある。

- a Sクラスの建物・構築物（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）

基準地震動との組合せと許容限界については、浸水防止設備が設置された建物・構築物以外のものは、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力^{*20}時の変形）^{*21}について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していることが求められる（設置許可基準規則 4 条 3 項、同規則の解釈別記 2 の 6 一）。

弾性設計用地震動等との組合せと許容限界については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による

*20 構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態とし、この状態に至る限界の最大荷重負荷を意味する。（改訂耐震設計審査指針 解説 IV. (2)）。

*21 変形能力とは、終局状態（脚注 20 を参照）に至る限界まで変形できる能力のことをいう。

許容応力度^{*22}を許容限界とする（設置許可基準規則 4 条 1 項、同規則の解釈別記 2 の 3 一）。

b 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備

津波防護施設については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設が構造全体として変形能力について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される津波防護機能及び浸水防止機能を保持することが求められる。また、これらの荷重組合せに関しては、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮することが求められる（設置許可基準規則 4 条 3 項、同規則の解釈別記 2 の 6 二）。

浸水防止設備及び津波監視設備については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、浸水防止機能及び津波監視機能を保持することが求められる。また、これらの荷重組合せに関しては、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮することが求められる（設置許可基準規則 4 条 3 項、同規則の解釈別記 2 の 6 二）。

c Bクラス及びCクラスの建物・構築物

Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする（設置許可基準規則 4 条 1 項、同規則の解釈別記 2 の 3 二及び三）。

*22 建物・構築物を構成する構造部材の材料について、荷重の作用する状態ごとに設定されている発生応力の制限値のことをいう。

d Sクラスの機器・配管系

基準地震動との組合せと許容限界については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時^{*23}及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持することが求められる。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみ^{*24}が生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界^{*25}に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないことが求められる。また、動的機器^{*26}等については、基準地震動を受けても、その施設に要求される機能を保持することが求められる（設置許可基準規則4条3項、同規則の解釈別記2の6一）。

弾性設計用地震動等との組合せと許容限界については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、施設全体としておおむね弾性状態にとどまることが求められる（設置許可基準規則4条1項、同規則の解釈別記2の3一）。

e Bクラス及びCクラスの機器・配管系

Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組み合わせ、その

*23 通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単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）。

*24 降伏点（脚注6を参照）を超える範囲におけるひずみのこと。

*25 鋼構造物の破壊モード（現象）は、塑性ひずみによる延性破壊であり、材料等の変形が微小なレベルに留まり延性破壊に至らない限界をいう。

*26 ポンプ、弁、モーター等の作動要素を含む機器をいう。

結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまることが求められる（設置許可基準規則 4 条 1 項、同規則の解釈別記 2 の 3 二及び三）。

（２）設置許可基準規則における重大事故等対策

重大事故等対処施設は、当該施設の区分に応じて、後記アないしエの地震力に対し、十分に耐えることができること又は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を満たすものでなければならない（設置許可基準規則 3 9 条 1 項各号）。

ア 常設耐震重要重大事故防止設備^{*27}が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設^{*28}を除く。）

常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故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が求められる（設置許可基準規則 3 9 条 1 項 1 号）。

イ 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、常設重大事故防止設備が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等なものに十分に耐えることができる

*27 重大事故防止設備のうち常設のものであって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するものをいう（設置許可基準規則 3 8 条 1 項 1 号）。

*28 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 1 2 号）。

ものであることが求められる（設置許可基準規則 39 条 1 項 2 号、同規則の解釈同号部分）。

ウ 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動による地震力に対して重大事故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る（設置許可基準規則 39 条 1 項 3 号）。

エ 特定重大事故等対処施設

特定重大事故等対処施設は、設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類の S クラスに適用される地震力と同等なものに十分に耐えることができ、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が求められる（設置許可基準規則 39 条 1 項 4 号、同規則の解釈同号部分）。

なお、基準地震動に対する耐震性については、多様性、すなわち設計基準における措置とは性質の異なる対策を講じること等により、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が求められる（設置許可基準規則の解釈 39 条 1 項 4 号、同規則の解釈同号部分）。そして、多様性の例として「免震又は制震構造を有すること」を挙げているが、当該記載はあくまで例示であって、これらの構造に限定するとの趣旨ではない。

これらに加え、重大事故等対処施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震（設置許可基準規則 4 条 3 項）の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊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が求められる（設置許可基準規則 39 条 2 項）。

§ 5 5-3 地震

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。）

1 基準地震動を策定する背景

事故防止対策に係る規制として、安全確保の見地から、自然現象又は外部からの人為事象といった外部事象と、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故とを区別し、外部事象に対する設計上の考慮の妥当性は、それ自体が事故の誘因とならないよう、発電用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として審査される仕組みとされている。

我が国は、プレート境界に極めて近い位置に存し（図1、2）、地震の発生頻度が高いことを踏まえ、外部事象の中でも地震は、発電用原子炉施設やその機器等への影響が想定される事象として、特に考慮が必要であると従来から考えられてきた。

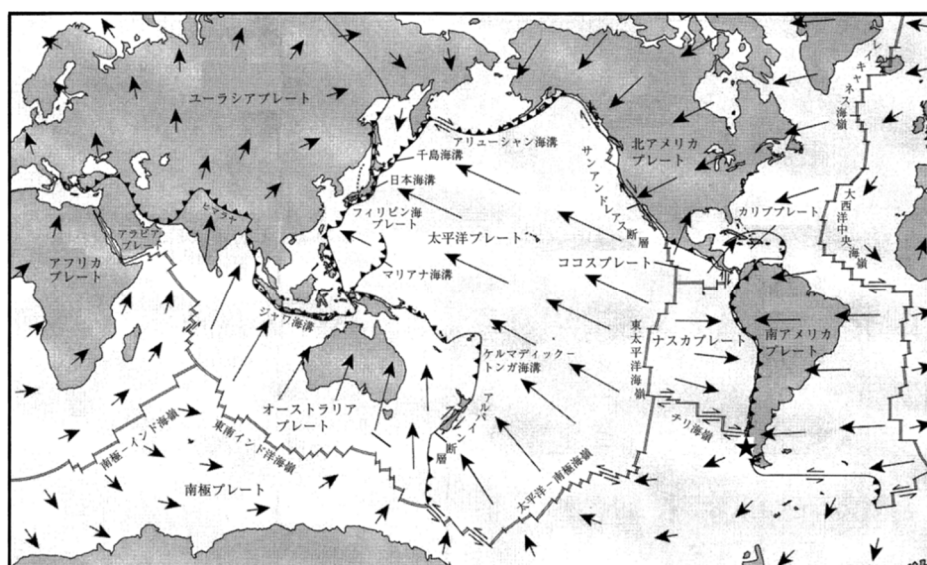


図1 世界のプレート境界

(出典：西村祐二郎編著（2010）『基礎地球科学 第2版』朝倉書店)

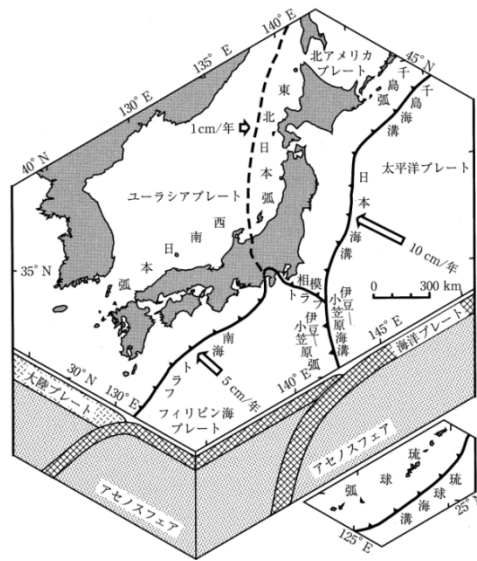


図2 日本列島を取り囲むプレート

(出典：西村祐二郎編著 (2010) 『基礎地球科学 第2版』朝倉書店)

そのため、多量の放射性物質を内包する施設である発電用原子炉施設は、その潜在的危険性を考慮して保守的に耐震設計を講じさせるため、Sクラスの施設及び設備に対し、建築基準法の要求を大幅に超える厳しい条件で耐震設計をすることを求めている。ここに言う「耐震設計」とは、設計基準対象施設が、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された地震力に十分に耐えられるよう設計すること、耐震重要施設が、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地震動として選定した基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計することをいう。

基準地震動とは、安全上重要な施設の耐震安全性を確保する上での「基準」となる「地震動（地震に伴って生じる揺れ）」であり、その地震動による地震力が加わった際に原子力発電所の安全上重要な施設の安全機能が保持できるかどうかを確認するための役割を担っている。

2 設置許可基準規則の定め

設置許可基準規則は、「基準地震動は、『敷地ごとに震源を特定して策定する地震動』及び『震源を特定せず策定する地震動』について、解放基盤表面^{*1}における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定すること」を求めている（設置許可基準規則の解釈別記2の5一、図3）。解放基盤表面とは、局所的な表層地盤による揺れの増幅等の影響を大きく受けない、基盤面上の表層や構造物が無いと仮定した解放された自由表面の地盤である。

「『敷地ごとに震源を特定して策定する地震動』は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（以下「検討用地震」という。）を複数選定し、選定された検討用地震ごとに、不確かさを考慮^{*2}して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定すること」を求めている（設置許可基準規則の解釈別記2の5二）。

検討用地震の選定については、「内陸地殻内地震」、「プレート間地震」及び「海洋プレート内地震」について、敷地周辺の活断層の性質や過去の地震の発生状況を精査するほか、敷地周辺の中・小・微小地震の分布、応力場、地震発生様式（プレートの形状、運動、相互作用を含む。）に関する既往の研究成果等を総合的に検討し、複数選定することとされている（設置許可基準規則の解釈別記2の5二①）。この「検討用地震の選定」とは、敷地周辺では「内陸地殻内地震」、「プレート間地震」及び「海洋プレート内地震」が想定される場所、それらの地震の中から、敷地に対して相対的に大きな影響を与える地震を幾つか抽出する

*1 解放基盤表面については、「§5 5-3 5-3-1」脚注10参照。

*2 地震動の評価過程には、震源断層の長さやアスペリティの位置・大きさなど様々なパラメータに不確かさがある。こうしたパラメータについて、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータを分析してそのパラメータを変更（例：震源断層の長さを長くする。アスペリティの位置を敷地に近づける。）して地震動を評価することをいう。

過程をいう。具体的には、地震規模と敷地からの距離との関係等から、敷地におけるおおよその地震動レベルを求めるなどして、敷地に大きな影響を与えると予想される地震を選定するものである。

そして、選定した検討用地震ごとに、「応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施」（同解釈別記2の5二④、図3）することを求めており、この地震動評価の過程において、震源特性パラメータ*3が設定されるなどして、具体的に地震動の評価が行われることになる。

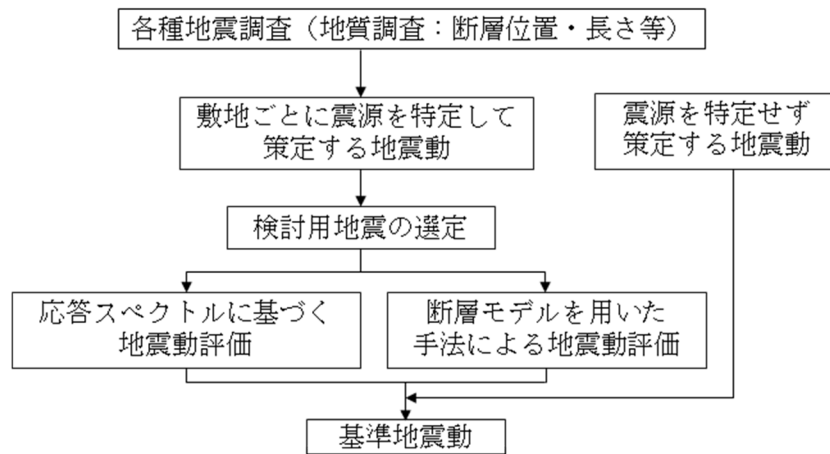


図3 基準地震動策定過程

また、「『震源を特定せず策定する地震動』は、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定すること」を求めている（設置許可基準規則の解釈別記2の5三）。

*3 地震記録を用いた震源インバージョン（地震の観測記録から震源のパラメータを推定する手法の一つであり、観測された地震波形から、理論計算によって、震源過程を求める解析手法）によって得られる断層面は、すべり分布が不均質である。強震動の再現計算や強震動予測の際には、これをモデル化し、震源の特性を主要なパラメータで表す。このモデルを特性化震源モデルと呼び、特性化震源モデル構成するパラメータを「震源特性パラメータ」という。

基準地震動は、耐震設計を講じる施設の設置位置周辺の地域的な特性を含めて地震波の伝播経路等に応じた諸特性を十分に考慮するため、上述のように詳細な調査を実施して策定されるべきもの（敷地ごとに震源を特定して策定する地震動）である。しかし、地震の規模が小さいために地表にまでずれが及ばず活断層が確認できない場所でも地震は発生しうる。したがって、敷地近傍において発生する可能性のある内陸地殻内の地震全てを事前に評価し得るとは言い切れない。そこで、設置許可基準規則は、敷地近傍の断層への配慮に万全を期すという観点から、相補的な位置づけとして、「震源を特定せず策定する地震動」も基準地震動を策定するに当たっての検討対象として策定することを求めている。なお、基準地震動について、「基準地震動〇Gal」等と表現されることがあるが、これについては後記 5-3-8 の 3 参照。

3 地震による揺れの大きさを決める 3 つの特性（参考）

一般に、地震による地盤の揺れ（地震動）は、震源においてどのような破壊が起こったか（震源特性）、生じた地震波がどのように伝わってきたか（伝播経路特性）及び対象地点近傍の地盤構造によって地震波がどのような影響を受けたか（サイト特性）という三つの特性によって決定されると考えられている。すなわち、震源特性は、どの程度の大きさの震源がどのように破壊したかといった時間的・空間的な特徴が要因となり、放射される地震波に大きな影響を与える。震源から放射された地震波は、硬い地殻の中を様々な経路をたどって対象地点の近傍に到来し、たどった経路に固有の特性が伝播経路特性として地震動に反映される。そして、対象地点近傍で地震波が柔らかい地層に入射すると、地震波は一般には増幅されて大きな地震動となるが、このサイト特性は、地盤の構成や構造によって異なるとされている（図 4）。

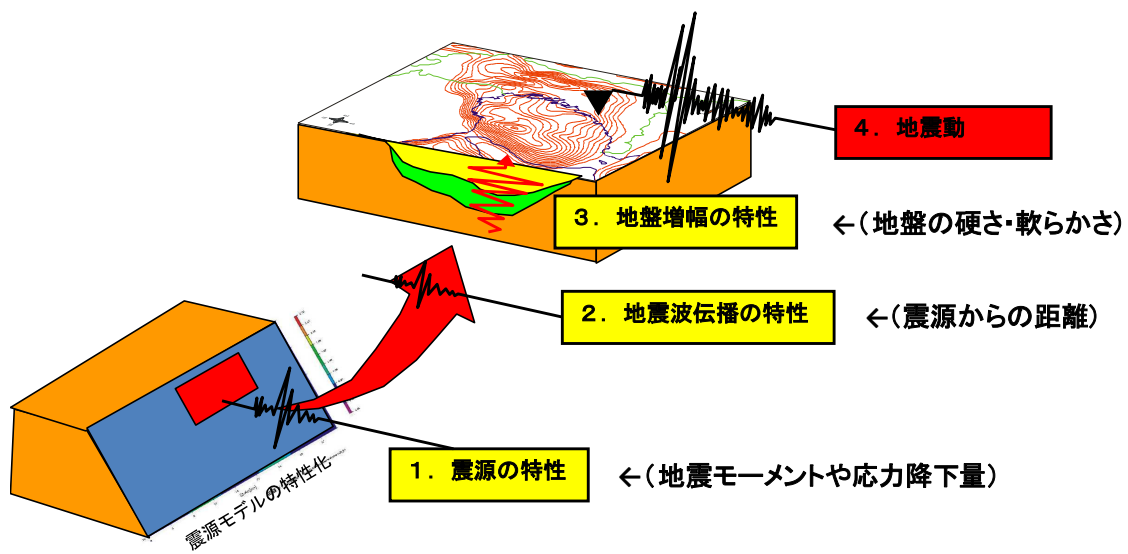


図4 地震動評価の3要素

これらの特性は、全国一律なものではなく、発電用原子炉施設の敷地及び敷地周辺の地盤等によって異なるものであることから、地質調査、地震観測及び地震探査等により、地域的な特性についても十分調査する必要がある。

§ 5 5-3 地震

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。

1 はじめに

基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、それぞれ策定することが求められる（設置許可基準規則の解釈別記2の5一）。

このうち、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」とは、震源断層を特定した上で設定する地震動であり、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、活断層の性質や地震発生状況を精査し、中・小・微小地震の分布、応力場、及び地震発生様式（プレートの形状・運動・相互作用を含む。）に関する既往の研究成果等を総合的に検討して検討用地震を複数選定した上で（設置許可基準規則の解釈別記2の5二①）、当該検討用地震ごとに、「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」を実施して策定するものである（同④）。

2 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の策定に当たって設定される震源断層の考え方

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、ある特定の震源を設定し、その震源が活動した際に、評価地点において想定される地震動を算出することにより得られる地震動である。ここでの「震源」とは、ある地下の一点のことではなく、一定の広がりを持つ震源断層面のことをいう。これは、地震が、地下の震源断層面が破壊することにより、その震源断層面全体から地震波が放出される現

象だからである（前記 5-3-2 の 3 参照）。

ここで、「震源を特定して策定」とは、各種の詳細な調査結果に基づき、最新の科学的・技術的知見を踏まえて適切な震源断層を設定し、その、ある特定の震源による地震動を想定するという意味（つまり「敷地ごとに震源を特定せず策定する地震動」〔後記 5-3-6〕の対語）であって、過去の地震における震源断層を寸分たがわず再現（特定）するとか、将来起こる地震の震源断層を寸分たがわず予測（特定）することを意味するものではない。原子力発電所の耐震安全性を確保するためには、設置許可基準規則 4 条が定める「地震による損傷の防止」（設置許可基準規則 4 条表題）を達成するための、適切かつ保守的な震源断層が設定されていれば良い。これは、そもそも地震が、地下の岩盤が破壊するという自然現象であることからすれば、いかに詳細かつ十分な調査を行っても、震源断層の位置・形状や破壊過程等の全てを事前に予測することは不可能だからである。基準地震動を策定するに際しても、地震に係る現象の全てを事前予測することまで求められるものではない。

以上を踏まえ、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の策定においては、震源断層の位置及び形状（長さや幅）等について、各種調査の不確かさを踏まえて安全側の（保守的な）設定をし、更に地震動の評価過程に伴う不確かさを考慮した上で、保守的な地震動を評価することとされている（設置許可基準規則の解釈別記 2 の 5 二）。具体的には、例えば、震源断層長さを地表の活断層長さよりも長く設定する、また、断層幅（断層傾斜角や地震発生層の厚さから求められる）も調査の不確かさを踏まえて大きく設定する、さらに、アスペリティもサイトに近いところなど安全側の位置に設定するなどして、保守的なパラメータ設定が行われる。これにより、十分に適切な地震動が評価されることになる。

§ 5 5-3 地震

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。

1 はじめに

「応答スペクトルに基づく地震動評価」とは、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震から、敷地に大きな影響を与えると予想される地震として選定された検討用地震の震源が活動したと仮定した場合に、評価地点において想定される地震動を経験的に算出するもので、基準地震動を策定する際の評価方法の一つである。以下では、その手法及び特徴を述べる。

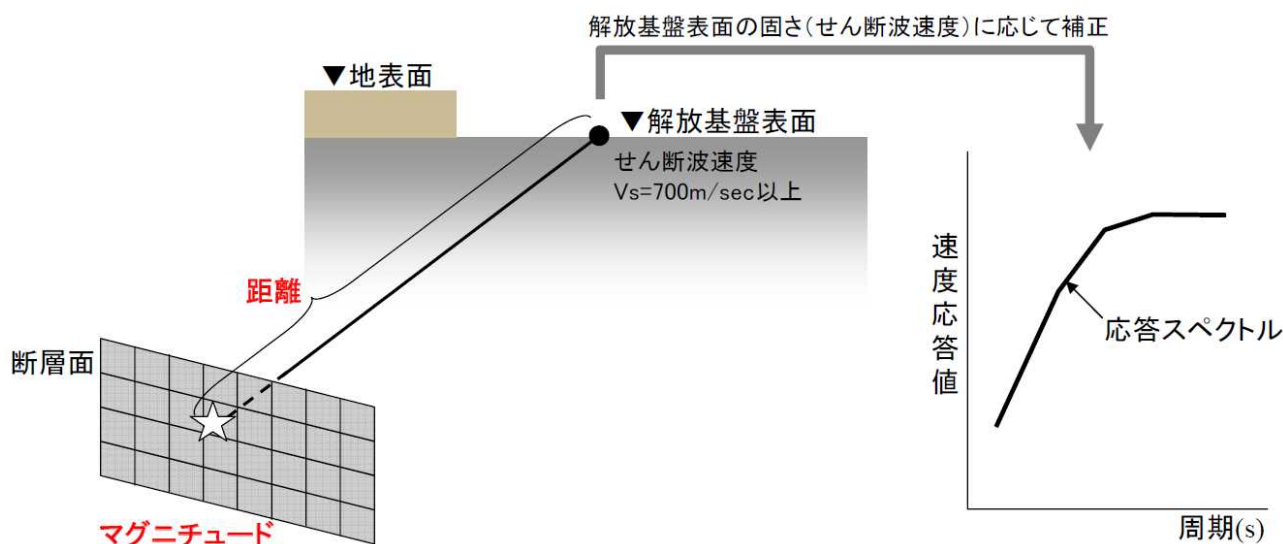
2 応答スペクトルに基づく地震動評価手法

応答スペクトルに基づく地震動評価は、距離減衰式に代表される、地震のマグニチュードと震源又は震源断層からの距離の関係で地震動特性を評価する手法である。ここで、「距離減衰」とは、地震の揺れ（震度の大きさ）と震源からの距離との関係を示したもので、地震が発生した場所から遠くなればなるほど、地震の揺れが弱くなることをいう。例えば、震源に近いところの震度は大きくても、遠い場所では震度が小さくなるのは距離減衰による効果又はその影響である。「距離減衰式」とは、地震の揺れの強さと震源からの距離との関係を式に表したもので、過去の多くの地震データの統計的処理によって得られるものである。「地震のマグニチュード」や「震源からの距離」などを距離減衰式に入力すると、震源からの距離に応じて、「地震の揺れ」や「震度」を計算することができる。

最も理想的な方法は、敷地で得られた観測記録を統計分析して距離減衰式を作成することであるが、統計分析が可能なほどに十分な観測データを単一地点で得ることは困難である。そのため通常、距離減衰式は震源特性や伝播特性の異なる

多くの地震により、サイト特性の異なる多くの観測点で得られた記録を統計処理している（JEAG4601-2007（1-25、1-26ページ））。

「応答スペクトルに基づく地震動評価」においては、地震の規模を表すマグニチュード、震源距離を用いて地震基盤^{*1}等比較的堅い岩盤における応答スペクトルを求め、解放基盤表面^{*2}までの地盤特性を考慮した補正（増幅や卓越周期^{*3}）をすることで解放基盤表面での応答スペクトルが求められる（図1）。



※距離減衰式の種類によって、「距離」は、「断層最短距離」、「等価震源距離」などが用いられる。

図1 応答スペクトルに基づく地震動評価例

このようにして検討用地震毎に応答スペクトル算出し、これと、別で述べる「断

*1 S波速度が3km/s程度以上の層で、地震波が地盤の影響を大きく受けない基盤のこと。一般的に、地震基盤面以浅では、地表に近づくにつれてS波速度の小さい層となり、地震波が増幅するが、地震基盤から深さ十数kmまでの上部地殻と呼ばれる部分では、S波速度が3~3.5km/sでほぼ一定となるため、地震波の増幅はないとされている。

*2 解放基盤表面については、「§5 5-3 5-3-1」脚注10参照。

*3 地震の振幅と周期は地盤によって左右されるが、「やわらかい」地盤では振幅が大きく周期が長くなる傾向が、原子炉設置地盤のような「かたい」地盤では振幅が小さく周期が短くなる傾向がある。このような地盤が持つ揺れの周期の特性を特に卓越周期という。

層モデルを用いた手法による地震動評価」によって検討用地震ごとに求められた応答スペクトルや「震源を特定せず策定する地震動」を相補的に考慮し、基準地震動を策定する。

3 応答スペクトルに基づく地震動評価の特徴

距離減衰式は、少ないパラメータ（地震規模、震源距離、地盤の卓越周期等）を用いて平均的な地震動の強さを示す指標として非常に有効なものとして、原子力施設を含め耐震設計において活用されてきた。

距離減衰式は、先述したように、過去の多くの地震データの統計的処理によるものであり、様々な専門家によって提唱されている。実際に、どの距離減衰式を適用させるのかという点については、その適用範囲を十分に検討されなければならない。例えば、評価対象が、適用しようとする距離減衰式のもととなったデータセットが存在する領域にあれば、当該距離減衰式により経験的に地震動特性を評価することができる。

例えば、Noda et al (2002)による距離減衰式では、内陸地殻内地震に適用する際には、対象とする地震の震源のメカニズム等を過去の事例と照らし合わせ、妥当性を確認した上で補正係数を乗じることで、地震動の平均的な特性が表される（JEAG4601-2007（1－41ページ））。

また、水平及び鉛直地震動の応答スペクトルは、適用する距離減衰式の特徴を踏まえ、敷地周辺の地下構造に応じて地震波の影響が適切に考慮されている。

§ 5 5-3 地震

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。

1 はじめに

「断層モデルを用いた手法による地震動評価」とは、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震から、敷地に大きな影響を与えると予想される地震として選定された検討用地震の震源が活動したと仮定した場合に、評価地点において想定される地震動を解析的に算出するもので、基準地震動を策定する際の評価方法の一つである。以下では、その手法及び特徴を述べる。

2 断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価手法

前述した応答スペクトルを用いた地震動評価は、過去の多くの地震データを基にしたもので、少ないパラメータ（地震規模、震源距離、地盤の卓越周期等）で地震動を簡便に評価できる手法である。一方で、実際の断層は面であり、断層面は均質ではなく、また、地震のメカニズムも複雑である。

まず、地震とは、プレート運動などにより地中に蓄積されたひずみが限界に達し、断層が破壊する現象であり、その断層の面のことを震源断層面という。また、震源断層面は均質ではなく、断層面上で通常は強く固着していて、ある時に急激にずれて（すべって）地震波を出す領域のうち、周囲に比べて特にすべり量が大きく強い地震波を出すアスペリティという領域がある。そして、震源断層は、同時に震源断層面の全範囲が破壊されるのではなく、破壊が始まった断層が地震波を発生し、次第に破壊の範囲が広がっていくものである。地震動評価においては、大きな地震は小さな地震が次々に発生してそれが集まったものと見なすことがで

きる。

「断層モデルを用いた手法による地震動評価とは、震源断層面を設定し、その震源断層面にアスペリティを配置し、ある一点の破壊開始点から、これが次第に破壊し、揺れが伝わっていく様子を解析することにより地震動を計算する評価手法であり、前述した地震の発生メカニズムを反映した手法である。

具体的には、①震源断層面を設定（アスペリティの配置を含む）し、細かい小断層（要素面）に分割する、②ある特定の要素面から破壊が始まるものとして破壊開始点を設定する、③破壊開始点から破壊が各要素面に伝播し、分割された各要素面からの地震波が次々に評価地点に伝わることにより評価地点に生じる地震動を足し合わせる（この時アスペリティからの地震波は周囲よりも強いものとなる）、④足し合わせの結果、評価地点での地震動が求められる（以上①から④について図1参照）。

断層モデルを用いた手法による地震動評価により、評価地点における地盤の揺れを表す時刻歴波形^{*1}や応答スペクトルなどを求めることができる。

以上のように、断層モデルを用いた手法による地震動評価は、小地震の地震動波形を多数重ね合わせるにより行われるが、これは、大地震の断層面における断層運動が、小地震の断層運動を重ね合わせるにより表現できるとの前提に基づくものである。そこで用いられる小地震の地震動波形を「グリーン関数」とみなし、原子力施設の耐震設計上重要である短周期地震動に着目した場合は、小地震の地震動波形の設定の仕方により、「経験的グリーン関数法」と「統計的グリーン関数法」という二つの方法がある。両方法の詳細は、後記（3）において説明する。なお、1秒以上の長周期地震動は、理論的手法により数値解析でき、

*1 地震波の到達によって起こされた評価地点での地震動が時間の経過とともに生じる変化を表したものである。変化の指標として、加速度、速度、変位があるが、強震動予測においては、加速度の時間変化を指すことが多い。*2 文部科学省に設置されている、地震防災対策の強化、特に地震による被害の軽減に資する地震調査研究の推進を目的とする政府の特別の機関。

理論的手法と統計的あるいは経験的グリーン関数法を組み合わせたハイブリッド法も存在する。

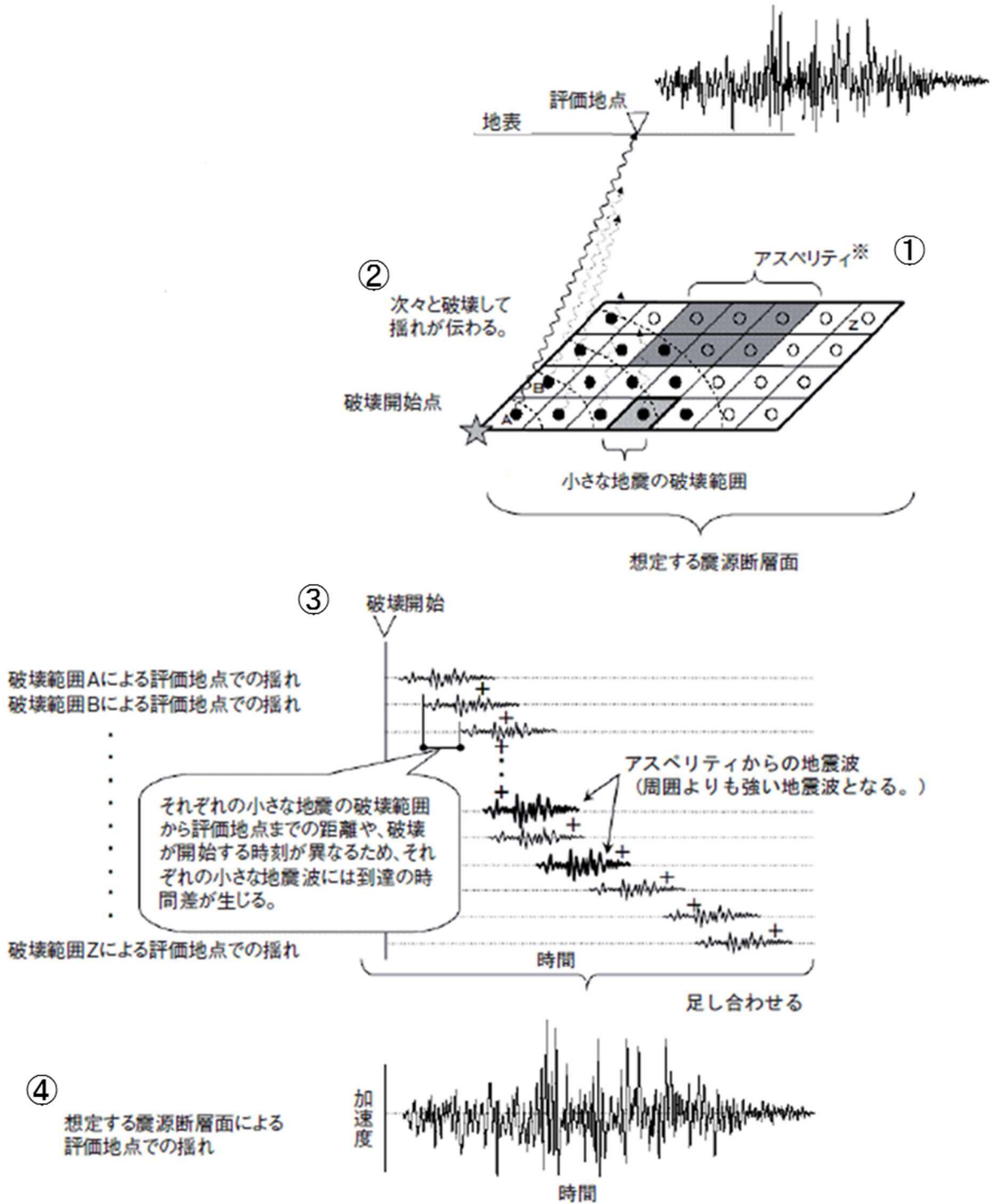


図1 断層モデルの手法の概念について

(出典:原子力安全委員会資料に一部加筆)

以下、当該手法に基づく地震動評価の手順を説明する。

(1) 基本震源モデルの策定

断層モデルを用いた手法による地震動評価をするに当たっては、検討用地震ごとに、適切な手法を用いて震源特性パラメータを設定したモデル（基本震源モデル）をまず策定し、地震動評価を行う（設置許可基準規則の解釈別記2の5二④ii）。

断層モデルを用いた手法による地震動評価を行う際の震源特性パラメータについては、詳細な活断層調査結果等に基づき、地震調査研究推進本部^{*2}（以下「地震本部」という。）による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法」（以下「レシピ」という。）等の最新の研究成果を考慮し設定する（基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（以下、「地震動審査ガイド」という。）I.3.3.2(4)①1）。

この際、基準地震動の策定過程における敷地での地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータである、震源断層の長さ、活断層群の連動、地震発生層の上端深さ・下端深さ等について分析した上で保守性を考慮する。基本震源モデルに保守性を考慮することについては、設置許可基準規則において「適切な手法を用いて震源特性パラメータを設定」（同解釈別記2の5二④ii）することとした上で、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（以下、「地質審査ガイド」という。）において具体的にその確認事項が例示されており、設置許可に係る審査においては、基本震源モデルの震源断層が、当該原子炉施設の地震動を評価するにあたり適切かつ保守的に

^{*2} 文部科学省に設置されている、地震防災対策の強化、特に地震による被害の軽減に資する地震調査研究の推進を目的とする政府の特別の機関。

設定されたものであることを確認している。

(2) 基本震源モデルへの不確かさの考慮

自然現象である地震とそれにより生起する地震動に不確かさがあり、地震動の評価過程において工学的な配慮がなされるべきである。すなわち、震源断層に係る調査においては、必要な調査を行っても、震源特性パラメータのうち、活断層の存否や断層長さ等、地震動評価を行うにあたって影響を与えると考えられるパラメータの評価に不確かさが残る場合がある。基準地震動策定にあたっては、震源断層の認定における不確かさが明確に示され、それらの不確かさが地震動評価において検討されることが重要である。

そこで設置許可基準規則においては、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について、基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさ（震源断層の長さ、地震発生層の上端深さ・下端深さ、断層傾斜角、アスペリティの位置・大きさ、応力降下量及び破壊開始点等の不確かさ、並びにこれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさ）については、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮することを求めている（設置許可基準規則の解釈別記2の5二⑤）。

また、支配的なパラメータの中でも特に、アスペリティの位置・応力降下量^{*3}や破壊開始点等が重要であり、これらのパラメータが震源モデルの不確かさとして適切に評価されていることを確認することとしている（地震動審査ガイドI.3.3.3(2)①1）。

*3 断層が破壊すると、そこに蓄えられていたエネルギーが解放されるため、岩盤中の応力が降下する。応力降下量とは、断層破壊（地震）の直前の応力と直後の応力の差をいう。

(3) 震源から敷地直下までの地震波の伝播過程の評価

断層モデルを用いた手法では、震源から解放基盤表面^{*4}までの伝播特性を評価することが必要である。伝播特性を評価するに当たっては、量子物理学、電気磁気学等の波動を扱う自然科学分野においてグリーン関数^{*5}が広く用いられている。地震動も波動であることから、地震本部や中央防災会議においても、伝播過程を評価する際にグリーン関数を採用している。強震動予測においては、グリーン関数の設定方法として、経験的グリーン関数法及び統計的グリーン関数法が広く用いられている。

経験的グリーン関数法は、伝播過程を評価するために想定する断層の震源域において、実際に発生した中小地震の敷地における観測波形を要素波（グリーン関数）として、想定する断層の破壊過程に応じて足し合わせることで、大きな地震による地震動を計算する方法である。本手法を用いるためには、あらかじめ評価地点における適切な観測記録を入手する必要がある。

統計的グリーン関数法は、多数の観測記録を統計処理した結果をもとに平均的特性を持つ波形を算出し、当該波形を要素波として、大きな地震による揺れを計算する方法である。本手法は、評価地点における観測記録をあらかじめ入手する必要はないが、評価地点固有の特性に応じた震動特性が反映されにくい

*4 解放基盤表面については、「§ 5 5-3 5-3-1」脚注10参照。

*5 グリーン関数とは、物理の分野において、波動による伝播過程などを表現することに用いられており、地震の分野においても、一般的に震源に単位力が作用したときの観測点での応答としてみなすことができる。その応答には地下構造の影響がすべて含まれている。グリーン関数が事前に求められていれば、震源に作用する力さえわかれば、グリーン関数を重ね合わせて観測点での応答が計算できる。このことを図1において説明すると、例えば「破壊範囲A」が破壊することにより生じた地震波が地表まで伝播し（②の破壊範囲Aから地表に向かう波線）、評価地点において観測された地震波（③の「破壊範囲Aによる評価地点での揺れ」）は、その発震機構や伝播経路を大きな地震に伴う中小地震の観測波形をグリーン関数とみなすことで、これを重ね合わせて地震の波形として合成した応答として扱うことができる。なお、このグリーン関数に、実際の小規模地震の観測記録を補正して用いるのが「経験的グリーン関数法」であるが、その場合、小規模地震の観測記録には既に当該地域の伝播特性等が自然に含まれているため、重ね合わせることで適切に強震動の評価ができる。他方、適切な小地震記録がない場合には、他の地点で得られた多数の強震記録を統計処理して評価した模擬地震波をグリーン関数とする「統計的グリーン関数法」が用いられる。

とされている。なお、伝播過程を評価するため、地震波が伝播していく媒介（媒質）におけるエネルギーの減衰特性を示す「Q値（Quality factor）」や速度構造を適切に設定することとなる。

（４）震源が敷地に極めて近い場合の地震動評価

内陸地殻内地震について、震源が敷地に極めて近い場合には、前記（１）～（３）に加え、より詳細な検討を行った上で基準地震動を策定することが求められている（設置許可基準規則の解釈別記２の５二⑥及び「地震動審査ガイド」）。震源が敷地に極めて近い場合において、より詳細な検討を行うよう求めているのは、地下構造の不均質性が地震波の伝播特性に対し、より大きな影響を与える可能性があり、かつ、内陸地殻内地震は再来期間が長く震源極近傍の観測記録が十分に得られていないことなどから、評価手法に不確実性が伴うからである。

このようなことから、設置許可基準規則では、震源が敷地に極めて近い場合における地震動評価については、例えば、地表に変位を伴う断層全体を考慮した上で、震源モデルの形状及び位置の妥当性、敷地及びそこに設置する施設との位置関係、並びに震源特性パラメータの設定の妥当性について詳細に検討するとともに、これらの検討結果を踏まえた評価手法の適用性に留意して評価するよう求めている。その場合、各種の不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価し、震源の極近傍での地震動の特徴に係る最新の科学的・技術的知見を踏まえ、さらに十分な余裕を考慮して基準地震動を策定することも求めている（設置許可基準規則の解釈別記２の５二⑥及び「地震動審査ガイド」）。また、地震動審査ガイドにおいても、上記規制基準の要求事項に係る具体的な確認事項が示されている（地震動審査ガイドⅠ．３．３．２（４）④）。

以上により、震源が敷地に極めて近い場合においても、適切な基準地震動が策定されることとなる。

なお、震源極近傍の地震動評価に関しては、地震発生層より浅部における断層のずれによる長周期地震動や地表変位の発生、震源断層の破壊伝播効果が地震動へ与える影響等について多くの研究がなされており、重要な知見については審査において活用している。

(5) 断層モデルを用いた手法による基準地震動

断層モデルを用いた手法では、アウトプットとして、時刻歴波形が計算される。具体的には、検討用地震ごとに、各種の不確かさを考慮して評価した地震動の時刻歴波形から、応答スペクトル（以下の「一つ目」）を算出する。さらに、施設に与える影響の観点から、地震動特性（周波数特性、継続時間等）を考慮して、別途評価した応答スペクトル（以下の「二つ目」）との関係を踏まえつつ複数の地震動評価結果から適切なものを基準地震動として策定する（地震動審査ガイド I. 5. 2 (2)）。

なお、ここでは「応答スペクトル」という用語が2回出てくるが、両者が意味するものは異なる。一つ目は、いろいろな固有周期^{*6}を持つ構造物等に対して、「断層モデルを用いた手法による地震動評価」で得られた地震波形（例えば図1の④）が生じた最大応答加速度を周期ごとに図示した応答スペクトルを意味しており、あくまで「断層モデルを用いた手法による地震動評価」の結果である。二つ目は、先に5-3-4において説明した、「応答スペクトルに基づく地震動評価」により得られた応答スペクトルを意味している。このほか、耐震設計の場面でも、また異なる意味で「応答スペクトル法」という言葉が用いられていることから、各々の「応答スペクトル」の用語の意味や違いについて、後に5-3-6において詳述する。

*6 物体が自由振動するときの周期であり、物体の質量が大きく剛性が小さいほどゆっくり振動する。

3 断層モデルを用いた手法による地震動評価の特徴

(1) 経緯と概略

地震動評価手法について、従来は応答スペクトルに基づく評価が中心であったが、原子力安全委員会における平成18年の耐震設計審査指針改訂に係る調査審議において、近年技術的進歩が著しい強震動予測手法としての断層モデルを用いた手法が、並列的に採用された。

応答スペクトルに基づく地震動評価では、多くの地震観測データに基づいて策定され、数少ないパラメータで評価する一方、断層モデルを用いた手法による地震動評価では、断層面積、傾斜角等の断層形状のみならず、破壊開始点、アスペリティ等の破壊のメカニズムも考慮して評価する。具体的には、断層モデルを用いた手法による地震動評価では、断層全体の形状や規模を示す巨視的震源特性、アスペリティ等の震源断層の不均質性を示す微視的震源特性、破壊過程等のその他の震源特性を考慮した震源特性パラメータを設定することにより、詳細な地震動評価が可能である。こういった点から、改訂耐震設計審査指針では、震源が評価対象地点に近く、その破壊過程が地震動評価に大きな影響を与えると考えられる地震については、断層モデルを用いた手法による地震動評価を重視すべきであるとした。

(2) 断層モデルを用いた手法による地震動評価手法の検証

上記2(1)で述べたように、地震動審査ガイドでは、断層モデルを用いた手法による地震動評価を行う際の震源特性パラメータについては、レシピ等の最新の研究成果を考慮し設定することとしている。

レシピは、地震本部地震調査委員会において実施してきた強震動評価に関する検討結果から、強震動予測手法の構成要素となる震源特性、地下構造モデル、強震動計算、予測結果の検証の現状における手法や震源特性パラメータの設定に当たっての考え方について、「震源断層を特定した地震を想定した場合の強

震動を高精度に予測するための、「誰がやっても同じ答えが得られる標準的な方法論」を確立すること」を目指してとりまとめられたものである（レシピ1ページ）。

地震本部地震調査委員会は、レシピの策定に当たり実際に発生した平成12年鳥取県西部地震及び平成17年福岡県西方沖地震等の観測波形と、これらの地震の震源像を基にレシピを用いて行ったシミュレーション解析により得られる理論波形を比較検討した結果、整合的であったことが確認されている（レシピ1ページ、地震本部地震調査委員会強震動評価部会による検証結果⁷⁾）。

これによって、「断層モデルを用いた手法による地震動評価」の合理性が裏付けられている。

*7 地震本部地震調査委員会強震動評価部会による検証結果は、以下のとおり。

- ①「鳥取県西部地震の観測記録を利用した強震動評価手法の検証について」（平成14年10月31日公表）
- ②「2003年十勝沖地震の観測記録を利用した強震動予測手法の検証について」（平成16年12月20日公表）
- ③「2005年福岡県西方沖の地震の観測記録に基づく強震動評価手法の検証について」（平成20年4月11日公表）

§ 5 5-3 地震

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。

1 はじめに

「応答スペクトル」という用語は、前記 5-3-5 の 2 (5) のとおり、様々な場面で用いられるが、その使われ方は場面によって異なる。ただし、「応答スペクトル」の意味そのものは同じであるから、以下では、まず「応答スペクトル」とは何かについて説明する。

2 応答スペクトルの概要

地震波形には種々の周期の波が含まれており、地震工学では、地震動による構造物の応答の最大値を固有周期ごとに表す「応答スペクトル」(図 1) が用いられている。

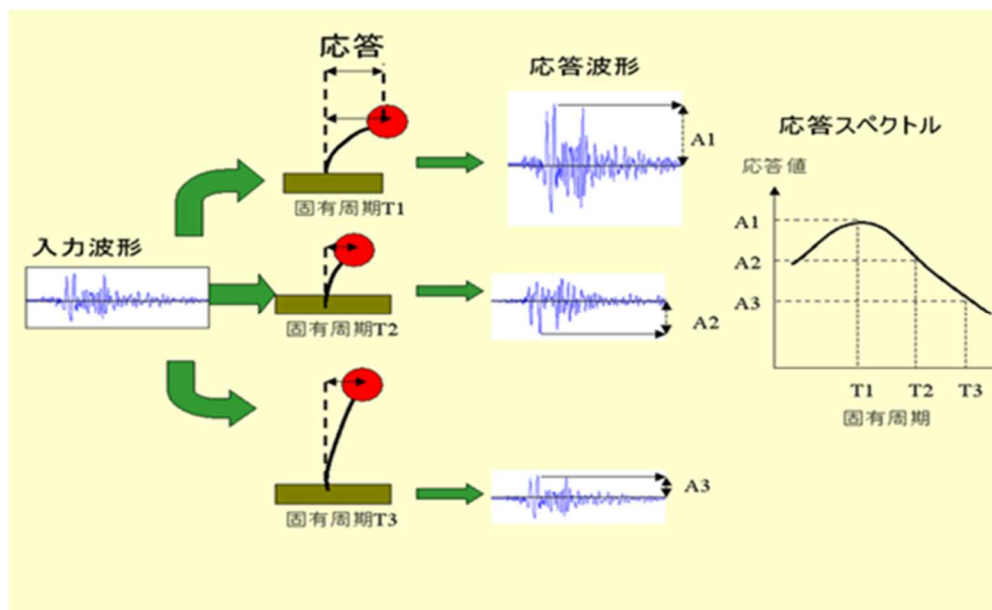


図1 応答スペクトルの概念図（出典：気象庁ホームページ）

構造物はその質量と剛性により定まる固有周期を有し、構造物に作用する地震動の周期が固有周期に近いほど、構造物の揺れ（応答）が大きくなる（所謂「共振」）特徴がある。応答スペクトルは、地震動に対してどのような固有周期を持つ構造物が揺れやすいかを表しており、減衰定数（揺れが時間とともに弱まっていく程度を示す定数）が同じ種々の固有周期を持つ振り子（1質点系）に地震波が作用したときの各振り子の最大応答値をプロットしたものである。

上記図1で説明すると、地震波（入力波形）が固有周期 T_1 を持つ振り子に作用した際には、その揺れが応答波形として現れ、その最大の揺れ（応答）が A_1 となる。固有周期が T_2 や T_3 であれば、その応答もそれぞれ A_2 、 A_3 となる。この応答を、固有周期毎にグラフ化すると、応答スペクトルの図となるというものである。

応答スペクトルは、固有周期の異なる種々の構造物の揺れの最大値を一目で把握できるという利点がある反面、地震動の時間的変化に関する情報を示すことはできない。

「応答スペクトル」は、基準地震動^{*1}の策定や耐震設計において、以下の①～③のような使われ方をする。

①「応答スペクトルに基づく地震動評価」

「応答スペクトルに基づく地震動評価」とは、前記 5-3-4 のとおり、過去の地震の地震規模（マグニチュード）及び震源から観測点までの距離（震源距離）と地震による構造物の揺れの大きさ（応答スペクトル）の関係などから導かれた回帰式（距離減衰式）により応答スペクトルを作成する方法である。

この方法は、図 1 の右に示したような応答スペクトル（設計用応答スペクトル）を、過去の地震による観測波形から計算した応答スペクトルの統計解析に基づいて、地震動の時刻歴波形を介することなく直接求めるものである。このように応答スペクトルを直接的に求める手法であることから、「応答スペクトルに基づく地震動評価」と呼ぶが、「距離減衰式に基づく地震動評価」とも呼ばれる。そして、基準地震動の策定においては、応答スペクトルから模擬地震波（時刻歴波形）を作成することになる（図 2 (a) 参照）。

②「断層モデルを用いた手法による地震動評価」

「断層モデルを用いた手法による地震動評価」とは、前記 5-3-5 のとおり、設定した断層モデルを用いて数値解析を行い、合成地震波（時刻歴波形）を求める手法である（5-3-5 図 1 参照）。この合成地震波（時刻歴波形）について、図 1 の矢印に沿う過程（左から右）で周期ごとの最大応答値をスペクトルで示したものが、応答スペクトルである（図 2 (b) 参照）。

このように、「応答スペクトルに基づく地震動評価」においては、まず応

*1 基準地震動については「§ 5 5-3 5-3-2」参照。

答スペクトルを求めた上で、これに基づき模擬地震波（時刻歴波形）を作成するのに対し、「断層モデルを用いた手法による地震動評価」においては、数値解析により求めた時刻歴波形の作用による構造物の揺れの最大値を応答スペクトルで示すことになる（図2）。この双方の応答スペクトルを比較・検討し、基準地震動を策定することになる（地震動審査ガイド I.5.2(2)）。

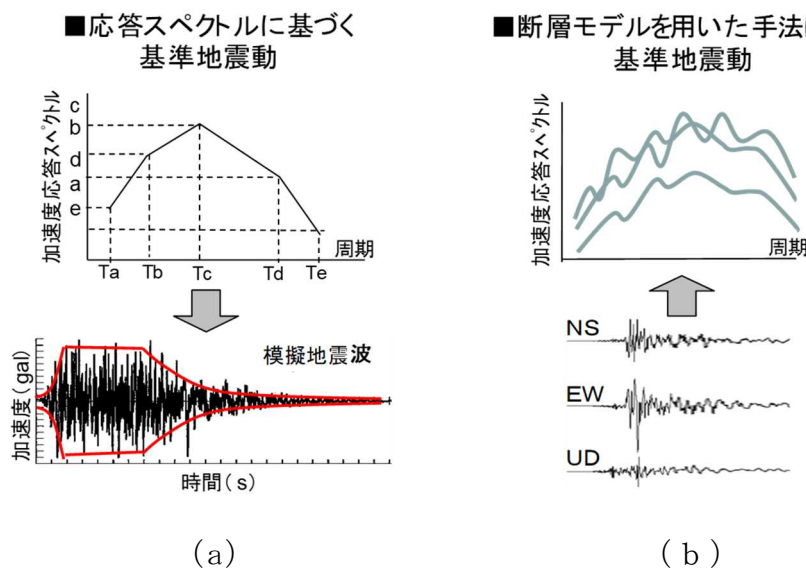


図2 「応答スペクトルに基づく地震動評価」から時刻歴波の作成及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」から応答スペクトルの作成

③ 「応答スペクトル法」

上記①及び②は、基準地震動策定において、「応答スペクトル」という用語が用いられる場面だが、耐震設計においても「応答スペクトル法」との用語が用いられる。

「応答スペクトル法」とは、1質点系のモデル（図3左のような質量を示す点が1つのモデル）の応答スペクトルを用いて多質点系（図3右のような質量を示す点が複数のモデル）のモデルの地震時の応答を推定する方法である。地震力の算定に応答スペクトルを用いることから、「応答スペクトル法」と呼ばれている。具体的には、応答スペクトルとは、図1のように1質点で

表される単純な構造物の最大応答値を示しているにすぎないが、実際の構造物では多質点系で近似される場合もあるので、応答スペクトルを使って、多質点系の最大応答を推定するという方法である。

なお、応答スペクトル法による構造物の応答値は、時刻歴解析法に比べて計算効率が良く、大きな応答値を与えることが知られている。

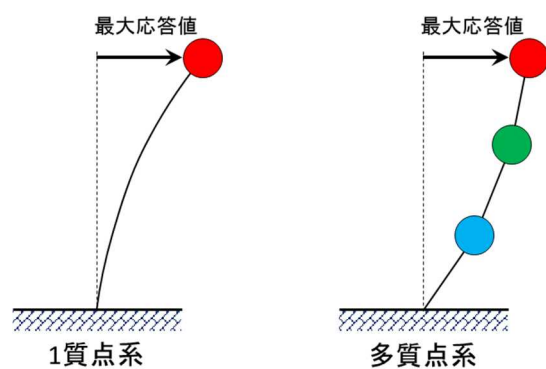


図3 1質点系と多質点系のイメージ

§ 5 5-3 地震

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なのか。

1 基準地震動の策定に当たっての考慮

基準地震動は「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について策定することを求めている（設置許可基準規則の解釈別記2の5一）。

「震源を特定して策定する地震動」の震源としての活断層について評価を行うにあたっては、敷地からの距離に応じ、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査及び地球物理学的調査を適切に組み合わせて十分な調査が実施されていることを確認することとしている。これは、震源が敷地に近いほど、影響が大きくなる可能性が大きいことによる。

より敷地に与える影響が大きい敷地近傍においては、精度の高い詳細な調査を実施した上で、それでもなお、敷地近傍の断層への考慮に万全を期すとの観点から、「震源を特定せず策定する地震動」によって相補的に考慮されている。

2 震源を特定せず策定する地震動を設定することを要求事項に組み込んだ経緯

(1) 昭和56年耐震設計審査指針

「基準地震動 S_2 には直下地震によるものもこれに含む」と規定されており、その直下地震の規模（ $M=6.5$ ）が規定されていた。その背景には、以下のような事情があった。

- ① $M=6.5$ 以下の地震は、活断層等の地震による特有の地形が地表で認められない場合が多い。
- ② もし仮に敷地近傍で、ある程度の規模の地震があったとしても安全性が

保てるよう、念のためM=6.5の（仮想）地震を設定（工学的判断）。

（2）改訂耐震設計審査指針

平成18年の改訂耐震設計審査指針においては、以下の点が踏まえられ、「直下地震」の規定が、「震源を特定せず策定する地震動」に置き換えられた。

- ① 活断層の評価技術の発展による詳細な活断層評価を前提とし、その詳細な調査によっても震源を事前に特定できないと判断した地震により観測された硬質岩盤上の観測記録が蓄積された。
- ② 地震規模ではなく地震動を規定することや、地震動強さの設定に際し、観測記録の選定の考え方を規定することにより、要求事項のより一層の明確化を図る。
- ③ 申請時点における最新の知見に照らし個別に確認するべきとし、最新知見の適切な取り入れをあらかじめ要求している。

「震源を特定せず策定する地震動」は、敷地周辺の状況等を十分に考慮した詳細な調査を実施しても、なお敷地近傍において発生する可能性のある内陸地殻内の地震の全てを事前に評価しうるとは言い切れないことから、敷地近傍における詳細な調査の結果に関わらず、全ての申請において共通的に考慮すべき地震動との位置づけで規定したものである。

（3）新規制基準

新規制基準においては、上記の改訂耐震設計審査指針で規定されていた考え方を踏襲し、策定方針を明確化した。具体的には、

- ① 解放基盤表面^{*1}までの地震波の伝播特性を必要に応じて応答スペクトルの設定に反映するとともに、設定された応答スペクトルに対して、地震動

*1 解放基盤表面については、「§5 5-3 5-3-1」脚注10参照。

の継続時間及び振幅包絡線の経時的变化等の地震動特性を適切に考慮すること

- ② 「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については、申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率論的な評価等、各種の不確かさを考慮した評価を参考とすること

といった方針により策定することを要求している（設置許可基準規則の解釈別記2の5三）。

3 「震源を特定せず策定する地震動」の策定方法

「震源を特定せず策定する地震動」は、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定される（地震動審査ガイドⅠ. 4. 1（1））。

この収集した観測記録から、検討対象地震として、「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」*2を適切に選定するほか、必要に応じて「事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し、地表付近に一部の痕跡が確認された地震」*3についても選定する。地震動審査ガイドにおいては、これらの地震と考えられるものを例示している。これは、平成7年兵庫県南部地震以降、地震・地震動観測やネットワーク技術が進歩し、国内の観測点が大幅に増加しており、

*2 断層破壊領域が地震発生層の内部に留まり、国内においてどこでも発生すると考えられる地震で、地震学的検討から全国共通に考慮すべき地震をいう（地震動審査ガイドⅠ. 4. 2. 1〔解説〕（1））。

*3 震源断層がほぼ地震発生層の厚さ全体に広がっているものの、地表地震断層としてその全容を表すまでには至っていない地震であり、孤立した長さの短い活断層による地震が相当する（地震動審査ガイドⅠ. 4. 2. 1〔解説〕（2））。

震源近傍の地震動や観測点周辺の地盤等の状況・性状も分かりつつある状況を踏まえ、震源近傍で強震動の記録がとれていて、規模が大きい検討対象となる、又はなることが想定される内陸地殻内の地震をリストアップしている。

表1 収集対象となる内陸地殻内の地震の例

No	地震名	日時	規模
1	2008年岩手・宮城内陸地震	2008/06/14, 08:43	Mw6.9
2	2000年鳥取県西部地震	2000/10/06, 13:30	Mw6.6
3	2011年長野県北部地震	2011/03/12, 03:59	Mw6.2
4	1997年3月鹿児島県北西部地震	1997/03/26, 17:31	Mw6.1
5	2003年宮城県北部地震	2003/07/26, 07:13	Mw6.1
6	1996年宮城県北部(鬼首)地震	1996/08/11, 03:12	Mw6.0
7	1997年5月鹿児島県北西部地震	1997/05/13, 14:38	Mw6.0
8	1998年岩手県内陸北部地震	1998/09/03, 16:58	Mw5.9
9	2011年静岡県東部地震	2011/03/15, 22:31	Mw5.9
10	1997年山口県北部地震	1997/06/25, 18:50	Mw5.8
11	2011年茨城県北部地震	2011/03/19, 18:56	Mw5.8
12	2013年栃木県北部地震	2013/02/25, 16:23	Mw5.8
13	2004北海道留萌支庁南部地震	2004/12/14, 14:56	Mw5.7
14	2005年福岡県西方沖地震の最大余震	2005/04/20, 06:11	Mw5.4
15	2012年茨城県北部地震	2012/03/10, 02:25	Mw5.2
16	2011年和歌山県北部地震	2011/07/05, 19:18	Mw5.0

これらの地震の観測記録は、防災科学技術研究所が全国に設置するK-N-E-T及びK i K - n e tをはじめとして各種機関が設置する強震計により観測されたものであるが、そのデータは地上で取られたもの、地中で取られたものが混在している。そこで、当該地震動を観測した強震計の位置（観測サイト）における地盤の増幅特性について、解放基盤面相当深さまでの速度構造をボーリング調査等によって把握して、観測サイトにおける解放基盤面において当該地震動（解放基盤波）を評価することが必要である。

そのようにして算定された解放基盤波を原子力発電所の解放基盤面での地盤物

性を必要に応じて考慮し、応答スペクトルが設定される。

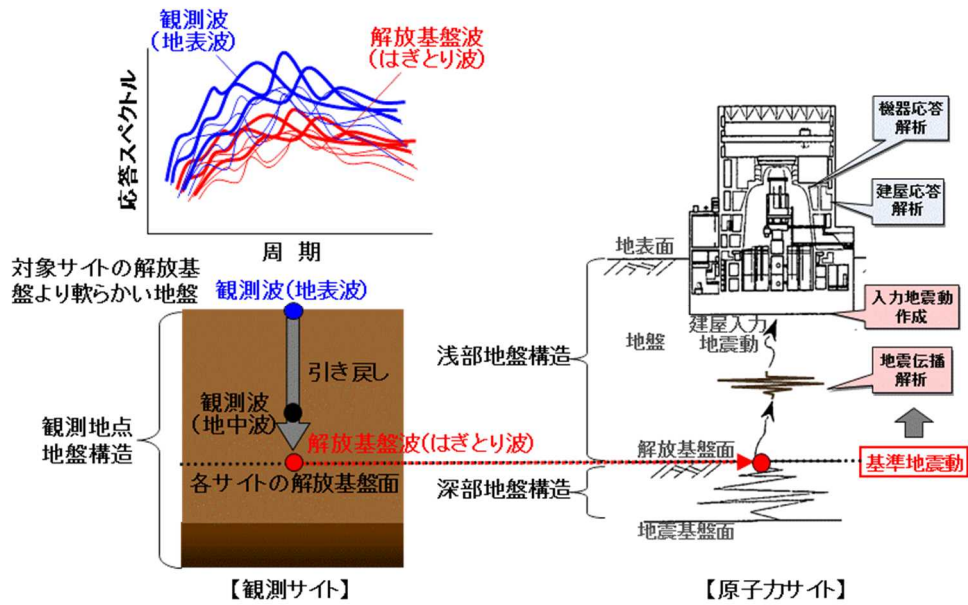


図1 震源を特定せず策定する地震動 概念図

§ 5 5-3 地震

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。）

1 はじめに

地震とは、地下の岩盤が周囲からの外力によってある面を境としてずれる現象のことをいう。この岩盤のずれが起きると地震波が周囲に伝わり、やがて地面に達すると地面が「揺れ」る。この地震によって発生する地面の揺れを地震動といい、主として水平方向に揺れる「水平動」と鉛直方向に揺れる「鉛直（上下）動」に分けることができる。

構築物に水平動が加わると、柱、壁等に対して横から地震力が加わることによって、また、鉛直動が加わると、屋根、床等に対して鉛直方向に地震力が加わることによって、それぞれ各部材に応力が生じる（図1）。

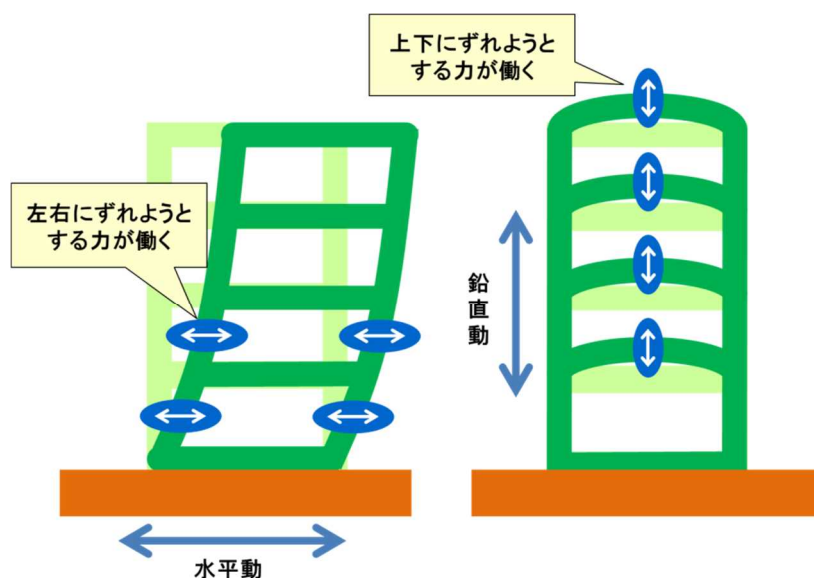


図1 地震動と曲げ応力のイメージ

すなわち、地震動により柱等の部材に力が加わると、当該部材内面には、元の形状や寸法を保とうとする抵抗力が生じる。このような抵抗力のことを、「応力」といい、特に、当該部材を曲げた際に生じる応力を、「曲げ応力」という。例えば、下記図2に示すように孔の空いたスポンジを上から押し曲げてみると、上部では孔がつぶれ、下部では孔が広がることが分かる。このとき、部材（スポンジ）断面の中立面を境に、上部に圧縮応力、下部に引張応力が生じる。これらは、中立面から離れるほどに応力は大きくなり、上端、下端での応力が最大になる。

耐震設計とは、地震力が加わることによって部材に生じる応力が許容値を超えないように設計することである。

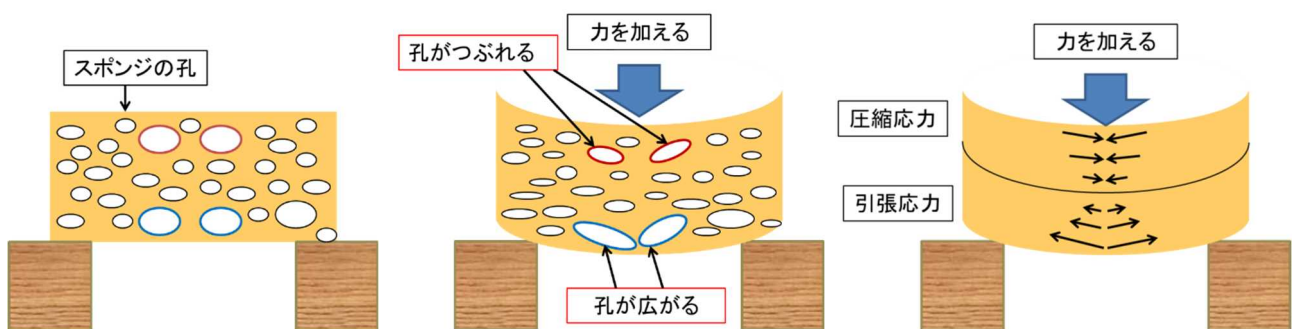


図2 部材断面に生じる曲げ応力度

2 耐震設計の考え方

より具体的には、構築物に加わる応力によって当該構築物を構成する構造材に生じる変形が、おおむねその弾性範囲に留まるよう設計することで、当該構築物を損傷させないようにしている。例えば、構造材の一つである鉄筋を両側から引っ張った時、①ある程度の応力までは変形せず弾性域に留まるが、②さらに応力がかかり降伏点を超えると弾性範囲に留まらず塑性域に入る。そして、③さらに大きい応力が加われば徐々に変形が進み、④最終的に破断する（以上①から④について図3）。建物・構築物は、地震時にも機器・配管を支える役割（支持機能）を担っており、弾性設計に用いる地震力に対し鉄筋又は鉄骨が①の弾性範囲に留

まるように設計することで、より大きい地震力に対しても構築物に求められる支持機能が維持される。

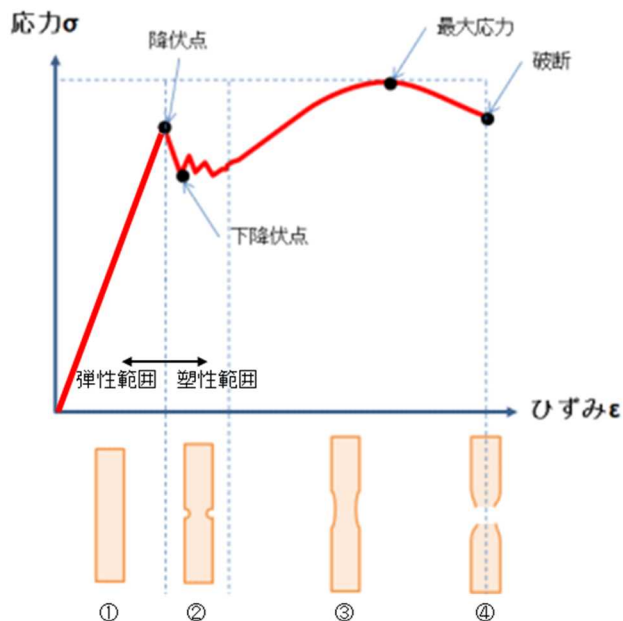


図3 部材加わる力と変形の関係

原子力発電所においては、放射性物質を内包しているリスクを踏まえ、地震により発生する可能性のある放射線による環境への影響の観点から耐震重要度を分類し、耐震重要度の高い施設に対してより大きい地震力を設定した耐震設計を求めている。

3 原子力発電所における耐震設計

原子力発電所の耐震設計は、基準地震動に基づいて行われる。

基準地震動^{*1}とは、設置許可基準規則4条3項の「その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震」による地震動（同規則の解釈別記2の4一）をいい、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・

*1 基準地震動については「§5 5-3 5-3-2」も参照。

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（同規則の解釈別記2の5柱書）である。そして、基準地震動は、解放基盤表面^{*2}における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定される（同規則の解釈別記2の4一）。

なお、基準地震動について、「基準地震動〇Gal」等と表現されることがあるが、これは、基準地震動の加速度時刻歴波形における最大加速度の値（絶対値）を示している^{*3}（図4）。地震波形^{*4}は、様々な周期の波が重なり合っており（前記5-3-6参照）、かつ、多くの場合、数十秒間続いてその間に強くなったり弱くなったりする。一方、構築物は、それ自身の質量と剛性により定まる固有周期を有しており、その固有周期に等しい周期の波が入力された場合には揺れが大きくなる。したがって、地震動に対する構築物の健全性を評価するにあたっては、地震動の最大加速度だけではなく、地震動が有する周期成分の大きさと構築物の固有周期との関係が特に重要となる。耐震設計においては、基準地震動及びそれを基に策定された入力地震動の時刻歴波形全体を踏まえ各種応答解析がなされ、地震に対する安全が確保されることになる（後記5-3-10の2参照）。

*2 解放基盤表面については「§5 5-3 5-3-1」脚注10参照。

*3 「基準地震動〇Gal」との表現は、地震動の強さを便宜的に表すため、基準地震動の時刻歴波形について、原子力発電所の場合は、短周期（50Hz程度）の加速度波形に着目し、その最大加速度値を示したものである。なお、「Gal」とは「cm/s²」のことである。

*4 例えば前記5-3-5の図1の④参照。

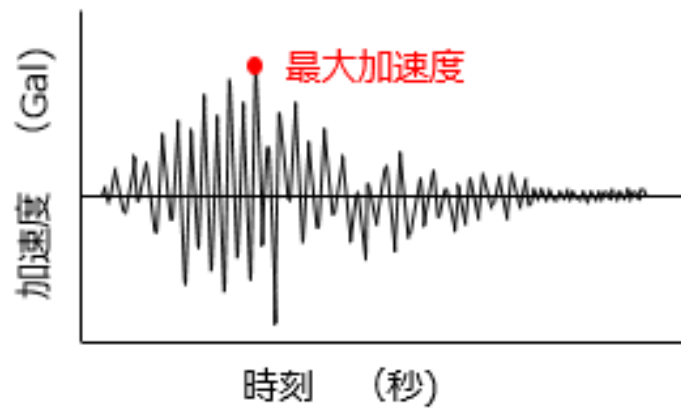


図 4 基準地震動の概要

§ 5 5-3 地震

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。

1 耐震重要度分類の役割

原子力発電所の自然現象に対する安全設計は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成2年原子力安全委員会決定。以下「安全設計審査指針」という。）において、指針2「自然現象に対する設計上の考慮」に定められていた。

そして、我が国においては、自然現象に対する安全設計のうち地震については、安全設計審査指針の指針2において他の自然現象とは別に規定されており、従前から、別途、耐震設計審査指針が定められ、特段の考慮がなされてきた。

耐震設計の基本的な考え方は、平成18年の耐震設計審査指針改訂以降も継承されており、新規制基準においては、施設が有する安全機能の重要度に応じて適切な地震力を定め、その地震力に対し十分耐えるよう設計すること、また、「止める」「冷やす」「閉じ込める」に必須となる最も重要度の高いSクラスに相当する耐震重要施設については、基準地震動^{*1}による地震力に対し安全機能を保持することであり、より重要度の高い施設について、より大きい地震力を設定して、弾性設計又は機能維持設計をすることを求めている。

2 耐震重要度分類の見直しについて

耐震重要度は、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえた新規制基準の検

*1 基準地震動については「§ 5 5-3 5-3-2」も参照。

討において、想定すべき基準地震動そのものをより安全側に策定されるよう規制要求を見直すとともに、津波対策に係る規制要求も強化された。これらの津波対策に係る施設・設備については、後述の理由から耐震安全性の観点からSクラスとして位置付けることとした。

3 津波対策に係る施設・設備の耐震重要度

基準津波^{*2}による津波を敷地に遡上又は流入させないドライサイトを基本としており、これを達成させるためには、発電所ごとの立地条件にもよるが、例えば防潮堤といった津波防護施設等の設置が考えられる。これらの施設の機能が地震により損なわれた場合、地震に随伴して発生する津波が襲来し、又は、その状態が長期間継続している間に津波が襲来し重要な安全機能に影響を与える可能性がある。したがって、これらの津波防護施設等の耐震重要度をSクラスとすることで、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こととした。（設置許可基準規則の解釈別記2の2一）。

- ① 津波防護機能を有する設備（津波防護施設）、浸水防止機能を有する設備（浸水防止設備）
- ② 敷地における津波監視機能を有する施設（津波監視設備）

*2 基準津波については「§5 5-4 5-4-3」参照。

§ 5 5-3 地震

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。

1 はじめに

「5-3-1」～「5-3-7」で述べたとおり、基準地震動^{*1}の策定に当たっては、①各種地質調査を行い断層の位置、長さ等を決定し、②応答スペクトルに基づく地震動評価、③断層モデルを用いた手法による地震動評価の双方を行って敷地ごとに震源を特定して策定する地震動を策定する。また、別途、④震源を特定せず策定する地震動も策定する。これらの過程一つ一つにおいて、それぞれ不確かさを考慮したパラメータ設定をするなどして保守的評価を行うことを求めているため、策定される基準地震動は必然的に、保守的なものとなる。

これらに加え、実際に地震動が建物・構築物や機器・配管等に伝わった際に、それらの構造物がどの程度地震応答するかを解析し（応答解析）、その解析結果に耐えられるようにそれらの物を設計する段階、すなわち耐震設計の段階においても、保守的で余裕を持つことを求めている。そのため、基準地震動を超えるような地震が発生した場合であっても、即座に耐震重要施設の安全機能が喪失するということはない。

以下、耐震設計の概略及び耐震設計上の余裕の具体例について述べる。

2 耐震設計の概略

原子力発電所における基本的な耐震設計の概略の流れを図1に示す。まず、基

*1 基準地震動については「§ 5 5-3 5-3-2」も参照。

準地震動は、「5-3-2」で述べたとおり、解放基盤表面*²における地震動として策定されたものである。解放基盤表面より上の地盤における増幅特性等を反映する必要がある。そのため、まず、①地盤伝播解析を行い、建屋設置位置での地震応答を求め、これを建屋・地盤系モデルへの入力地震動として決定する。次に、建屋及び建屋周辺の地盤についてモデル化し（図2）、②そのモデルを用いて入力地震動による建屋応答解析を行い、建屋の地震応答を求める。また、格納容器、圧力容器等の大型機器については、上述の建屋・地盤系モデルに連成させてモデル化し、同様に入力地震動による応答解析を行い、大型機器の地震応答を求める。建屋及び大型機器についてはこうした解析によって求められた地震応答の最大値（部分的に、周期帯によっては数千 Gal に達する）に耐えられるよう設計する。さらに、③個別の機器・配管の地震応答の最大値を求めるため、上述の建屋・地盤系の応答解析から得られた建屋の各床での応答（揺れ）に基づき、機器・配管そのものの応答増幅特性等を加味してそれぞれの機器・配管の地震応答の最大値を決定する（機器・配管地震応答解析）。機器・配管についてはこうした解析によって求められた地震応答の最大値（部分的に、周期帯によっては数千 Gal に達する）に耐えられるよう設計する。このように、建物・構築物や機器・配管の耐震設計は、基準地震動を用いた地震応答解析によって求められた各々の部位における最大応答値（基準地震動よりも増幅する場合が多い）に対して行われる。

そして、以上の各段階において、独立して保守性を保つように設計がなされる。例えば、①地盤伝播解析では保守的な減衰定数、②建屋応答解析では保守的な荷重の組合せや非線形特性、③機器応答解析では保守的な減衰定数の採用や周期方向に拡張した設計用床応答スペクトルをそれぞれ採用している。

このような各段階での保守性（余裕）が集積され、結果、建物・構築物や機器・配管の地震応答の最大値が保守的なものになる。したがって、基準地震動クラス

*2 解放基盤表面については、「§ 5 5-3 5-3-1」脚注10参照。

の地震による建物・構造物や機器・配管の地震応答に対して、大きく余裕を持った設計がなされており、基準地震動を仮に超えるような地震が発生したとしても、即座に耐震重要施設の安全機能が喪失するということはない。

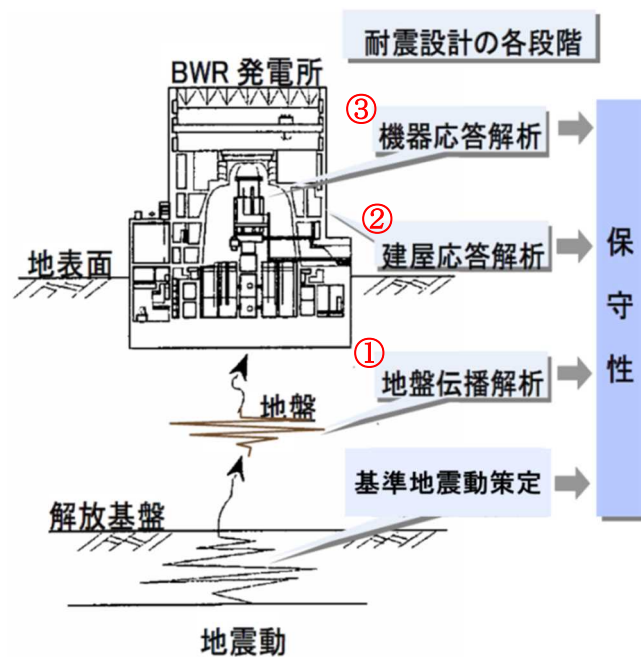


図1 原子力発電所における基本的な耐震設計の流れ
 (出典: 日本機械学会、中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所への影響評価研究分科会活動報告書に一部加筆、2008年)

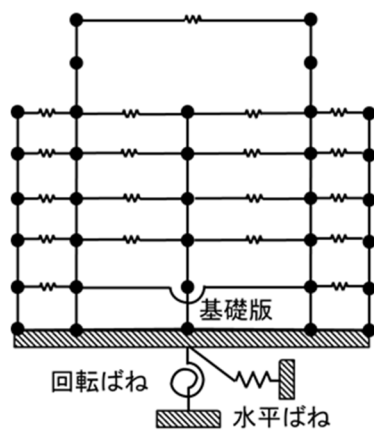


図2 原子炉建屋の応答解析モデルの例

3 耐震設計上の余裕の具体例

このうち、例として建物・構築物の耐震設計上の余裕について詳述する。

(1) 骨格曲線とは

図3は、建物・構築物の構造部材（鉄筋コンクリート造耐震壁）の骨格曲線の一例である。

ここで、骨格曲線とは、構造物に荷重を加えた際のせん断ひずみ（ γ ）とせん断力（ Q ）との関係（横軸に γ 、縦軸に Q ）を示したものである^{*3}。左端の弾性域ではせん断ひずみの増大とともに直線的にせん断力も増大していくが、ひび割れなどが生じはじめると徐々に水平に近づいていき、終局耐力（構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物のひずみが著しく増加する状態）に至るということを示している。すなわち、骨格曲線を読むことで、縦軸にとった荷重を徐々に大きくしていった場合に、建物・構築物の損傷状態やひずみの大きさがどのようになるかを把握することができる。

具体的には、a)ある程度の荷重までは直線的に右上に骨格曲線が伸びていく。この段階は弾性域と呼ばれ、建物・構築物に損傷が起こらず、荷重を取り除いた場合にはひずみも解消される。b)さらに荷重をかけた場合、骨格曲線はa)の段階よりも徐々に水平に近づくようになる。この段階は塑性域と呼ばれ、建物・構築物の構造部材内にひび割れが生じ始めるため、荷重を取り除いてもひずみが残ることがある^{*4}。c)さらに荷重をかけた場合、骨格曲線はほぼ水平になり、建物・構築物は損壊してしまう。この、b)とc)の境目である、ひずみが急増する直前の荷重のことを終局耐力という。すなわち、ある建物・構築物に加えら

*3 地震動の場合は一定方向に力が加わり続けるのではなく、正負の方向に繰り返し荷重がかかるため、せん断ひずみとせん断力が描く履歴はループ曲線になるが、ここでは分かりやすく、その包絡線とほぼ一致する骨格曲線を用いている。

*4 鉄筋コンクリート造耐震壁は、その内部に鉄筋が配置されている。そのため、荷重作用によりコンクリートにひび割れが発生しても、鉄筋が健全な間は、荷重を取り除くと鉄筋の効果でひび割れが閉じる。

れる荷重に対して生ずるひずみを終局耐力以下に抑えるよう設計すれば、そのような力によって当該建物・構築物が損壊することはない。

(2) 建物・構築物の耐震設計に係る規制上の要求

設置許可基準規則4条3項では、「耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）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ない。」とされ、「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ない」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たって、「建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること」を求めている（設置許可基準規則の解釈別記2の6一）。具体的には、例えば「鉄筋コンクリート造耐震壁」の終局耐力とされるせん断ひずみ 4.0×10^{-3} に対して余裕を持たせた、 2.0×10^{-3} を許容値とし（耐力としては2分の1）、地震時でもこれを下回るよう設計することを求めており、これが下記「(3)①規制上の余裕」となる。

(3) 余裕の考え方

余裕については、まず、前述の基本設計方針として求められる規制上のもの（下記①）のほか、主なものとして下記の②③がある（図3参照）。

① 規制上の余裕

規制に用いる許容値を設計段階の限界値（終局耐力）に対して十分余裕を持たせて規定（設置許可基準規則の解釈別記2の6一）している。具体的には、前記のとおり、例えば「鉄筋コンクリート造耐震壁」の終局耐力とされ

るせん断ひずみ 4.0×10^{-3} に対して余裕を持たせた、 2.0×10^{-3} を許容値とし、地震時でもこれを下回るよう設計されることを規制上求めている。

② 設計上の余裕

設計時に基準地震動による建屋の変形が許容値を十分満足するよう余裕を持たせる。つまり、基準地震動に対して耐震重要施設に該当する建物・構築物が起こす変形が、許容値（上記のとおり終局耐力とされるせん断ひずみの2分の1）を満足するように当該建物・構築物を設計するが、これも許容値ぎりぎりになるよう設計するのではなく、通常、許容値に対して余裕を持ち、許容値を十分満足するよう設計を行う。

③ 施工上確保される余裕

コンクリートの強度などの設計強度を十分満足するよう、さらに大きな強度で施工管理を行う。①及び②のとおり設計時に確保される余裕に加えて、実際に当該建物・構築物を施工する際には、コンクリートの強度等の設計強度を十分満足するよう、余裕を持った強度を有する材料を用いることが通常であり、実際に施工した建物・構築物は、設計時に想定した強度よりも余裕を有することになる。

この①ないし③の余裕が集積されるため、基準地震動によって建物・構築物に生じるひずみは終局耐力時のひずみをはるかに下回ることとなり、仮に基準地震動を超過するような場合であっても、即座に耐震重要施設が損傷するようなことはない。

以上より、基準地震動を超える地震が発生した場合であっても、即座に「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」という基本的安全機能が喪失するようなことはないものとして評価される。

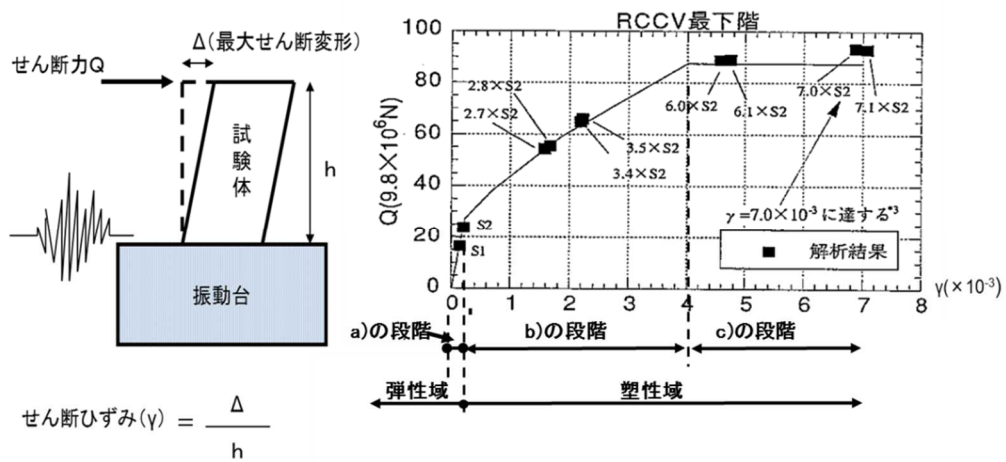


図3 大型振動台のコンクリート製格納容器（RCCV）の試験体の耐震限界試験の例

§ 5 5-3 地震

5-3-11 地震動審査ガイドにおいて、地震動の超過確率を求める趣旨は何か。

1 はじめに

設置許可基準規則の解釈では、基準地震動^{*1}を策定するに当たって、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するか、把握することが要求されている（同規則の解釈別記2の5四）。同規則の解釈の記載内容を踏まえて、地震動審査ガイドでは、上記の超過確率を参照し、基準地震動の応答スペクトルと地震ハザード解析による一様ハザードスペクトル^{*2}とを比較するとともに、当該結果の妥当性を確認するなどとした方針（同ガイド「6. 1 評価方針」）や、基準地震動の超過確率を適切に参照するための確認事項（同ガイド「6. 2 基準地震動の超過確率」）が記載されている。

*1 基準地震動については「§ 5 5-3 5-3-2」参照。

*2 「一様ハザードスペクトル」とは、任意の年超過確率（千年に1回の確率（ 10^{-3} ）や1万年に1回の確率（ 10^{-4} ）等）に対する応答スペクトルを応答スペクトル図に記入したものをいう。これと基準地震動の応答スペクトル（図1の「S s-1」）を比較することで、年超過確率を参照することができる。

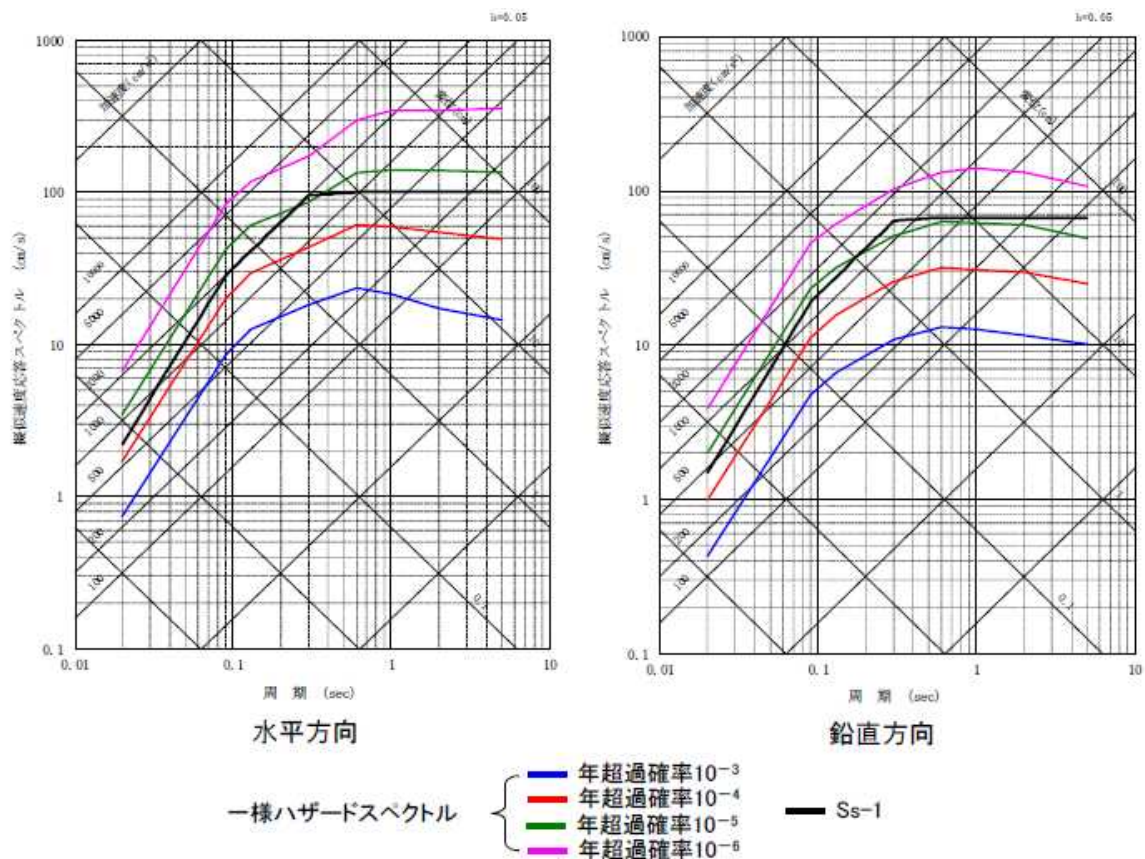


図1 一様ハザードスペクトルと基準地震動 S_s-1 の比較の例（出典：第332回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合・資料1-3「大飯発電所地震動評価について」・161ページ）

2 地震動の超過確率

地震動の超過確率^{*3}とは、ある地点において、その地点に影響を与える様々な地震について、それらの地震によって発生する地震動の強さが、将来の一定の期間に少なくとも1回、ある強さを超える確率を数値で表したものであり、地震の発生確率に条件付超過確率を乗じて算出される（地震動の超過確率＝地震の発生確

*3 超過確率に関する詳細な解説については、国立研究開発法人防災科学技術研究所が運営するホームページ「J-SHIS 地震ハザードステーション」に掲載されている「地震の発生確率と地震動の超過確率」を参照。

率^{*4}×条件付超過確率^{*5})。

3 地震動の超過確率を求める趣旨

例えば、内陸地殻内地震で考えた場合、詳細な調査を尽くしても、震源断層の長さや断層傾斜角度等の評価は、専門家の間で分かれることもあり、また、震源断層の位置・形状や破壊過程等の全てを事前に予測することは不可能であるので、調査結果の信頼性及び精度を確保したとしても、基準地震動を上回る強さの地震動が発生することを事前に完全に否定し尽くすことはできないし、そのようなことは基準地震動策定において求められているものではない。このため、設置許可基準規則は、事業者に対し、上記で述べた地震動の超過確率を適切に参照するよう求めている。そして、原子力規制委員会の審査官は、事業者が、基準地震動を策定する過程で、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するのか、一様ハザードスペクトルを使って、適切に把握しているのか否か、また、基準地震動の超過確率の計算過程等に問題がないかどうか、確認を行っている。

なお、原子力規制委員会としては、発電用原子炉を設置する事業者は、地震動の超過確率を参照することで、基準地震動を上回る強さの地震動が発生する可能性を常に認識した上で、施設の設計に当たって適切な配慮を払うことで、継続して、いわゆる「残余のリスク」^{*6}（基準地震動を上回る強さの地震動が発生するこ

*4 「地震の発生確率」とは、将来の一定の期間において、ある断層がずれ動いて地震が起きる可能性を数字で表したものをいう。

*5 「条件付超過確率」とは、ある断層がずれ動いて地震が起きた場合、ある地点の地震動の強さが、想定する地震動の強さを超える確率のことをいう。

*6 設置許可基準規則の解釈及び地震動審査ガイドでは、「残余のリスク」との用語は使われていないが、旧原子力安全委員会が定義した「残余のリスク」の概念（参照：発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成18年9月19日原子力安全委員会決定））を継承している（参照：発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる新安全設計基準に関する検討チーム

とで耐震重要施設の安全機能が損なわれるリスク)を低減していく努力を継続することが重要であると考えている*7。

(以下「地震等基準検討チーム」という。)・第4回会合(平成24年12月17日開催)配布資料震基4-2・7ページ)。

*7 「残余のリスク」を低減していく努力を継続することの重要性の背景として、ゼロリスクは存在しないこと、すなわち、調査や対策等を尽くしたとしても、必ず「残余のリスク」が残るという考え方を挙げるができる(地震等基準検討チーム・第4回会合(平成24年12月17日開催)議事録・9ページ、第9回会合(平成25年3月13日開催)議事録・29～33ページ、36～39ページ)。

§ 5 5-3 地震

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。

1 はじめに

地震動審査ガイドは、審査官が、設置許可基準規則等の趣旨を十分に踏まえ、基準地震動^{*1}の妥当性を厳格に確認する際に、参考とするものである。

地震動審査ガイドでは、「I. 基準地震動」、「3. 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」、「3. 2 検討用地震の選定^{*2}」、「3. 2. 3 震源特性パラメータの設定」との項目が順次記載された後、同項目内の「(2)」として、経験式が有するばらつきに対する考慮について、①「震源モデルの長さ又は面積、あるいは1回の活動による変位量と地震規模を関連づける経験式を用いて地震規模を設定する場合には、経験式の適用範囲が十分に検討されていることを確認する。」また、②「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。」と規定している。

*1 基準地震動については「§ 5 5-3 5-3-2」参照。

*2 検討用地震とは、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震のうち、敷地に大きな影響を与えると予想される地震のことである（設置許可基準規則の解釈別記2の5二）。そして、検討用地震の選定とは、「5-3-2」で述べたとおり、敷地周辺では内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震が想定される場所、それらの地震の中から、敷地に対して相対的に大きな影響を与える地震を複数抽出する過程をいう。具体的には、地震規模と敷地からの距離との関係等から、敷地におけるおおよその地震動レベルを求めるなどして、敷地に大きな影響を与えると予想される地震を、「〇〇断層による地震」などとして選定するものであり、実質的な地震動評価を行う段階の前段階に位置づけられるものである。

2 地震動審査ガイド I. 3. 2. 3 (2)の意味

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」における基準地震動の策定は、「検討用地震の選定」と「地震動評価」の二段階で行っているところ、本件規定は、「3. 3 地震動評価」の項内ではなく、「3. 2 検討用地震の選定」の項内に位置付けられている。

検討用地震の選定過程でも地震動評価過程でも、震源モデルの長さ又は面積、あるいは1回の活動による変位量と地震規模を関連づける経験式を用いてある数値（パラメータ）を求めることがあるが、一定の観測記録のデータを分析した上で導き出されたものであるから、経験式の適用範囲は、当該経験式を導く前提となった一定の観測記録のデータの範囲内に限られることになる。そのため、経験式を用いてある数値（パラメータ）を求める際には、経験式の適用範囲が十分に検討されていることが必要である。

上記①の規定は、検討用地震の選定過程において、経験式を用いて地震規模を設定する場合が記載されているが、これが、地震動審査ガイドの経験式の適用に係る規定としては初出となることから、確認的に、経験式の適用範囲が十分に検討されていることが必要であることを「経験式の適用範囲が十分に検討されていることを確認する」として記載したものである。

そして、上記②の規定は、経験式を用いて地震規模を設定する場合の当該経験式の適用範囲を確認する際の留意点として、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、当該経験式の適用範囲を単に確認するのみではなく、より慎重に、当該経験式の前前提とされた観測データとの間の乖離の度合いまでを踏まえる必要があることを意味しているものである。つまり、上記②の規定の「経験式が有するばらつき」とは、当該経験式とその前前提とされた観測データとの間の乖離の度合いのことである。

上記②の規定も、地震動審査ガイドの経験式の適用に係る規定としては初出となることから、確認的に、当該経験式の適用範囲を確認する際の留意点を記載し

たものである。

なお、検討用地震の選定後の地震動評価の段階でも、経験式を用いてある数値（パラメータ）を求めることがあるが、いずれの場合でも、当該経験式の適用範囲に留意することが必要である。

§ 5 5-3 地震

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。

1 レシピが、地震動審査ガイドで、震源断層のパラメータの設定につき、最新の研究成果として例示されている理由について

レシピは、震源断層を特定した地震を想定した場合の強震動を高精度に予測するための「誰がやっても同じ答えが得られる標準的な方法論」を確立することを目指し、地震調査研究推進本部（以下「地震本部」という。）地震調査委員会*1において実施してきた強震動評価に関する検討結果から、強震動予測手法の構成要素となる震源特性、地下構造モデル、強震動計算、予測結果の検証の現状における手法や震源特性パラメータの設定に当たっての考え方について取りまとめたものである（レシピ1 ページ参照）。

原子力規制委員会は、地震動審査ガイドの策定に当たり、断層モデルを用いた手法による地震動評価に関する学識経験者を含めた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。）を設置し、同チームにおいて、基準地震動*2の策定等に係る審査ガイドの内容も検討したが（これが後に原子力規制委員会において地震動審査ガイドと

*1 地震本部は、平成7年1月に発生した兵庫県南部地震を契機に明らかになった我が国の地震防災対策に関する課題を踏まえ、同年7月に全国にわたる総合的な地震防災対策を実施するために制定された地震防災対策特別措置法（平成7年法律第111号）7条の規定に基づき総理府（当時）に設置されたものであり、現在は、文部科学省に設置されている。地震本部の下部組織として、同法10条の規定に基づき、地震に関する観測、測量、調査又は研究を行う関係行政機関、大学等の調査結果等を収集し、整理し、及び分析し、並びにこれに基づき総合的な評価を行うため、学識経験者等から構成される地震調査委員会が設置されている。

*2 基準地震動については「§ 5 5-3 5-3-2」参照。

して策定された。前記「§ 2 2-1 2-2-1」参照）、その検討において、地震等基準検討チームは、断層モデルを用いた手法による地震動評価の内容を適切に審査するため、震源モデルの設定の妥当性について検討した。その結果、震源モデルを構築する際に必要な震源断層のパラメータの設定に当たり、レシピが、強震動評価における最新の知見を適切に反映している合理的なものであると認めた上で、国や地方自治体等で強震動予測手法として広く使われており、原子力施設においてもレシピに基づき断層モデルを用いた手法により地震動評価を行っている例が多く、その確認方法の代表的な手法であると認めた。さらに、地質審査ガイドでも、地震本部地震調査委員会の下部組織である長期評価部会が強震動予測への貢献を目的の一つとして取りまとめた「『活断層の長期評価手法』報告書（暫定版）」（平成22年11月）を参考として記載したこととの調和を図ることから、レシピを地震動審査ガイドに例示することとした。

2 レシピ改訂に対する留意事項

レシピは、地震学における最新の知見に基づき、個々の断層で発生する地震によってもたらされる強震動を詳細に評価する手法であるが、今後も強震動評価における検討により、修正を加え、改訂されていくことを前提としている（レシピ1ページ参照）。したがって、地震調査委員会におけるレシピ改訂の動向を踏まえ、原子力施設の基準地震動策定に適切に反映していく必要がある。

なお、レシピは、震源断層パラメータの設定に当たり、確認することとされている最新の研究結果の例示として掲げられたものであるが、レシピ以外の最新の研究結果が存在する場合に、それに科学的合理性が認められるのであれば、それを利用することを否定するものではない。

§ 5 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。

1 津波対策の規制の経緯

(1) 平成18年耐震設計審査指針改訂時

昭和53年に策定された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下「耐震設計審査指針^{*1}」という。）においては、津波を含む地震随件事象について明確に規定していなかったが、実際の安全審査においては、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成2年8月30日 原子力安全委員会決定）に基づき津波に対する安全性について評価されてきた。

平成18年の耐震設計審査指針改訂の検討に際しては、発電用原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針の妥当性に係わる安全審査において、設置許可申請対象となる固有の原子炉施設の耐震設計についての妥当性を審査すべき事項として、適切かつ不可欠であるかどうかという視点、及び現行の他の関連する指針類で対応しきれているかどうかの視点から議論を行い、最終的には、耐震設計審査指針に地震随件事象の一つとしての津波が考慮されるべき事項として追加（以下「改訂耐震設計審査指針」という。）された。

(2) 平成23年東北地方太平洋沖地震後の変遷

平成23年3月に発生した東北地方太平洋沖地震及びそれに付随して発生した津波に関する検証を通じて得られた教訓等を踏まえて、設置許可基準規則5条及び同規則の解釈別記3が制定された。

*1 建築基準法の改正（昭和55年）を反映して昭和56年に改訂されている。

2 津波対策に係る設置許可基準規則の内容

(1) 設置許可基準規則における事故防止対策

設置許可基準規則は、発電用原子炉施設が、津波に対する安全性を確保し得るものであるためには、事故防止対策として、「設計基準対象施設は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波(以下「基準津波」という。)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」ことを求めている(同規則5条)。

同条は、発電用原子炉施設の供用中に、発電用原子炉施設に大きな影響を与えるおそれがあると考えられる津波を適切に策定し、この津波を前提とした耐津波設計を行うことにより、設計基準対象施設の安全機能の喪失を防止し、周辺の公衆に対し、津波に起因する著しい放射線被ばくの危険を与えないようにするとの基本的考え方に基づくものである。

ア 耐津波設計に用いられる基準津波の策定の妥当性

基準津波は、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、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定することが求められる(設置許可基準規則の解釈別記3の1)。

具体的には、主に以下の要素を考慮するとともに、数値解析を実施し、基準津波を策定する。

1) 津波の発生要因

津波の発生要因としては、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定することが求められている(設置許可基準規則の解釈別記3の1)。

2) 津波波源

津波波源としては、プレート形状、すべり欠損分布*²、断層形状、地形・地質及び火山の位置等から考えられる適切な規模のものを考慮し、当該考慮ないし遠地津波の考慮に当たっては、国内のみならず世界での津波事例を踏まえ、津波の発生機構及びテクトニクス*³的背景の類似性を考慮した上で検討することが求められている（設置許可基準規則の解釈別記3の2二）。

3) 地質学的記録及び歴史記録等から推定される津波高及び浸水域の考慮

基準津波による遡上*⁴津波が、敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波高及び浸水域を上回っていることが求められている。また、行政機関により敷地又はその周辺の津波が評価されている場合には、波源設定の考え方及び解析条件等の相違点に着目して内容を精査した上で、安全側の評価を実施すると観点から必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映することが求められている。（設置許可基準規則の解釈別記3の2五）。

なお、ここでいう歴史記録等とは、存在が確認されたもの全てではなく、客観的に信頼性が確認されているものである。そして、上記の信頼性については、具体的には、当該歴史記録等の性質に応じて、公的な記録あるいは作者や作成年代などが分かる日記等、信頼性が一定程度確保されたものであるか否か、同時代の他の信頼性のあるものにも同様の事実が記載されているか否か、複数の専門家による学術的文献等（考古学の論文等）における評価はいかなるものかなどといった点を踏まえて判断されることにな

*2 プレート境界面の摩擦の存在により、潜り込む海側のプレートの進行に伴い、陸側のプレートがひきずられる度合いを推定した分布をいう。

*3 地球は内部のエネルギーを開放しながらさまざまな造構運動を続けており、テクトニクスとは、このような地球の変動や歴史を研究する学問分野のことをいう。

*4 海岸に到達した津波は、その波高が海岸地形よりも高い場合には陸上に這い上がっていく。これを遡上といい、津波が這い上がった地点の地盤高を遡上高という。

る。また、実際に津波堆積物の調査を行い、歴史記録等において確認された津波による堆積物が地質調査等において実際に認められるか否かも、判断の重要な要素となる。

4) 基準津波の策定の過程における不確かさの考慮

耐津波設計上の十分な裕度を含めるため、基準津波の策定の過程に伴う不確かさの考慮に当たっては、断層の位置、長さ、幅、走向、すべり量、すべり角、すべり分布、破壊開始点及び破壊伝播速度等基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で、適切な手法を用いることが求められている（設置許可基準規則の解釈別記3の2六）。

イ 耐津波設計方針の妥当性

基準津波に対して「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」とした設置許可基準規則5条に関し、同規則の解釈別記3では、設計基準対象施設は、以下の設計方針によることとされている。

1) 遡上波に対する防護措置

設計基準対象施設のうち、耐震重要度分類上、Sクラスに属する施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）の設置された敷地においては、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させず、かつ、取水路及び排水路等の経路から流入させないことが求められる。これらを確認するための方針として、例えば、Sクラスに属する設備（浸水防止設備及び津波監視設備を除く。以下1)ないし3)において同じ。）を内包する建屋及び屋外に設置されるSクラスに属する設備については、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所への設置、又は防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備を設置することが求められる（設置許可基

準規則の解釈別記 3 の 3 一)。

2) 取水・放水施設等からの漏水による浸水に対する防護措置

設計基準対象施設について、取水・放水施設等からの漏水の可能性と漏水が継続することによる浸水範囲を想定し、浸水対策を施すことによる浸水範囲の限定化が求められ、長時間の冠水が想定される場合には、それに対する備えとして排水設備の設置が求められる。浸水想定範囲の周辺に S クラスに属する設備がある場合には、防水区画化するとともに、必要に応じて浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認することが求められる（設置許可基準規則の解釈別記 3 の 3 二）。

3) 津波による溢水に起因する浸水に対する防護措置

上記 1) 及び 2) のほか、S クラスに属する施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）について、浸水防護をすることにより、津波による影響等から隔離することを求めている。具体的には、S クラスに属する設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、同範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、浸水対策を実施することを求めている（設置許可基準規則の解釈別記 3 の 3 三）。

4) 水位変動による取水性低下の防止措置

基準津波による水位変動に伴う海水の取水性低下による炉心冷却機能等の重要な安全機能への影響を防止するために、非常用海水冷却系については、同変動による水位低下に対して海水ポンプが機能保持でき、かつ冷却に必要な海水が確保できる設計であることが求められる（設置許可基準規則の解釈別記 3 の 3 四）。

また、水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して、取水口及び

取水路の通水性が確保でき、かつ取水口からの砂の混入に対して海水ポンプが機能保持できる設計であることが求められる（設置許可基準規則の解釈別記3の3四）。

5) 入力津波に対する津波防護機能等の保持

Sクラスに分類される設計基準対象施設のうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、これらの施設等の耐津波設計について、基準津波の波源からの数値計算により、同施設等の設置位置において算定される入力津波をそれぞれ設定し、この入力津波に対して津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能が十分に保持できるよう設計することが求められる（設置許可基準規則の解釈別記3の3五）。

(2) 設置許可基準規則における重大事故等対策

設置許可基準規則は、重大事故等対処施設について、前記(1)の方針に基づき策定された基準津波に対して、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設計によるものでなければならないことを求めている（設置許可基準規則40条）。

また、重大事故等対処施設のうち、特定重大事故等対処施設^{*5}の場合は、基準津波に対する設計基準上の許容限界は設計基準と同じものを適用するが、例えば、措置の多様性の観点から、水密性が保証された建屋又は高台に設置された建屋等に収納する等、設計基準における防護措置とは性質の異なる対策を講じること等により、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を求めている（設置許可基準規則40条の解釈）。

*5 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）。

§ 5 5-4 津波

5-4-2 津波対策とはどのようなものか。

1 平成23年東北地方太平洋沖地震以前の津波対策

原子力発電所では、原子炉で熱せられた蒸気を用いてタービンを回して発電している。タービンを回し終えた蒸気は、再度原子炉へ再循環させるために冷やして復水させている。冷やすためには大量の冷却媒体が必要であり、我が国の原子力発電所では、冷却媒体として海水を選択し、海岸沿いに設置されている。そのため、原子力発電所を設置する敷地に大きな影響を与えるおそれがある津波に対して、重要な安全機能が損なうことがないように対策を講じる必要がある。

平成23年東北地方太平洋沖地震以前における安全審査では、改訂耐震設計審査指針に基づき、地震随件事象として考慮すべき事象として、「施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性がある」と想定することが適切な津波によっても、施設の安全機能が重大な影響を受けるおそれがない」よう講ずるべき対策を求めていた。

2 新規制基準（設置許可基準規則）における津波対策

平成23年東北地方太平洋沖地震に伴って発生した津波が、東京電力株式会社福島第一原子力発電所に襲来したことに伴い、非常用ディーゼル発電機等の電気設備の多くが機能喪失したことによって、1～3号機においては冷却機能を失い、炉心溶融に至った。

平成23年東北地方太平洋沖地震後に旧原子力安全委員会に設置された地震・津波関連指針等検討小委員会において、福島第一原子力発電所における事故等の教訓を踏まえ、改訂耐震設計指針等に反映させるべき事項について検討が行われ

た。

検討に当たって、最新の科学的知見を基に設定したとしても、それを超える津波が襲来する可能性は否定できず、その場合のリスクを最小限にするために如何なる対策を講ずるべきかという視点で議論が進められた。

その結果、平成24年3月14日に改訂耐震設計審査指針に反映させるべき事項が以下のように取りまとめられた。

- ① 想定すべき津波を地震の随件事象に限らず、世界の津波事例や津波の発生機構等から考えると、プレート境界で大きなすべりにより強い揺れと大きな津波を生成する地震や海溝近傍で発生し強い揺れを伴わないが大きな津波を生成する津波地震、海域の地殻内地震に加えて、火山の山体崩壊、地すべり等が大きな津波の発生要因になっていることから、国内及び世界の津波事例を踏まえ、その発生機構やテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で検討を行うことを基本とした。
- ② また、津波に対する安全性評価としては、津波に対する防御施設の設置等により安全上重要な施設の設置位置（敷地高さ）に津波を浸入させないことを基本とすることとした。
- ③ しかし、最新の知見に基づいた科学的合理性を持って策定された基準津波であっても、それを超えた津波が原子力発電所に来襲する可能性は否定できないことを踏まえ、遡上してしまったとしても、重要な安全機能を有する施設の機能が維持されるよう浸水防止対策を講ずることを求めることとした（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）4ないし6ページ）。

新規制基準策定に当たって、津波対策については、これらの考え方を参考に検討が進められた。

この結果、設置許可基準規則では、多層的な津波対策を講じることを求め、基準津波による津波を敷地に遡上又は流入させないドライサイトを基本としつつ、

設計を超える事象（津波が防潮堤を越え敷地に流入する事象等）に対しても一定の耐性を付与するよう求めている（設置許可基準規則 5 条及び 40 条）。

具体的には、以下に示すような対策を求めている。

① 外郭防護 1

新規制基準において基準津波は、Sクラスに属する施設の設置された敷地に遡上波が地上部から到達又は流入させない、取水炉及び排水路等の経路から流入させない、取水路又は放水路等の経路から津波が流入する可能性が考えられる場合には、浸水防止対策を講ずる。

② 外郭防護 2

取水・放水施設及び地下部等において、漏水の可能性がある場合、漏水が継続することによる浸水範囲を限定して浸水対策を講ずる、浸水想定範囲の周辺にSクラスに属する設備がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて浸水量評価を実施し、安全機能への影響を評価し、浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は排水設備を設置する。

③ 内郭防護

更にSクラスに属する設備を内包する建物及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化し、当該範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口を特定し、それらに対して浸水対策を講ずる。

§ 5 5-4 津波

5-4-3 基準津波とは何か。

1 津波対策の必要性

事故防止対策に係る規制として、安全確保の見地から、自然現象又は外部からの人為事象といった外部事象と、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故とを区別し、外部事象に対する設計上の考慮の妥当性は、それ自体が事故の誘因とならないよう、発電用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として審査される仕組みとされている。

我が国は、プレート境界に極めて近い位置に存し（図1、2）、地震の発生確率が高いことを踏まえ、外部事象の中でも津波は、地震の発生に伴って発生する発電用原子炉施設やその機器等へ影響を与えることが想定される事象として、考慮が必要であると従来から考えられてきた。

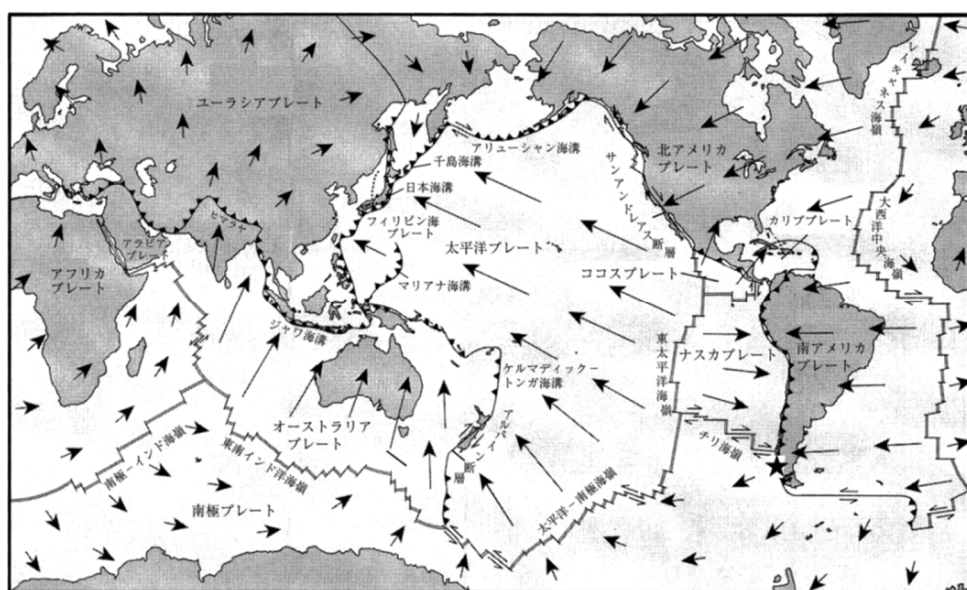


図1 世界のプレート境界

(出典：西村祐二郎編著（2010）『基礎地球科学 第2版』朝倉書店)

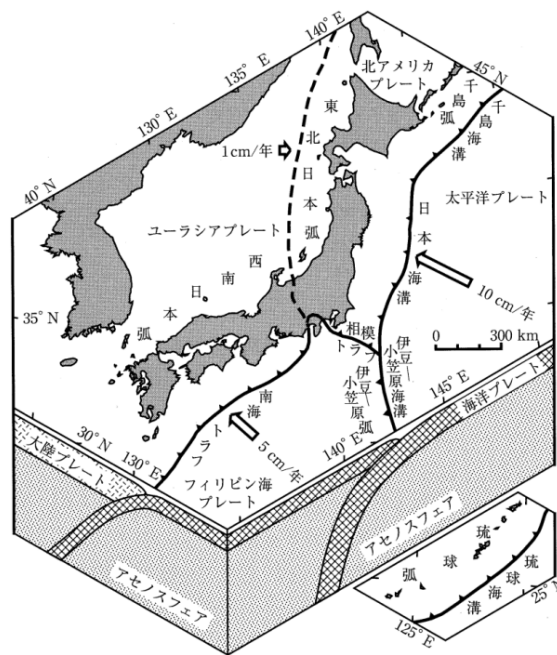


図2 日本列島を取り囲むプレート

(出典：西村祐二郎編著 (2010) 『基礎地球科学 第2版』朝倉書店)

2 津波の発生メカニズムと特徴

海底地形の上下変動が生じると、その上にある海水も上下することにより当該地点から海水が流れていく、又は当該地点に海水が流れてくることにより海面が上昇又は下降することが津波発生の原因である(図3)。海底地形に変動を与え得る陸上及び海底の地すべり、海底火山の噴火、海底の崖の崩壊等によっても津波は発生する。また、津波は、水深が深いほど速く進み、陸地に近づき水深が浅くなるほど速度が遅くなる一方で、波高が沖合よりも高くなるという性質を有している。その結果、水深の深いところでは目視で認識できなかった海面の上昇が、海岸線近くでははっきりと認識される(図4)。

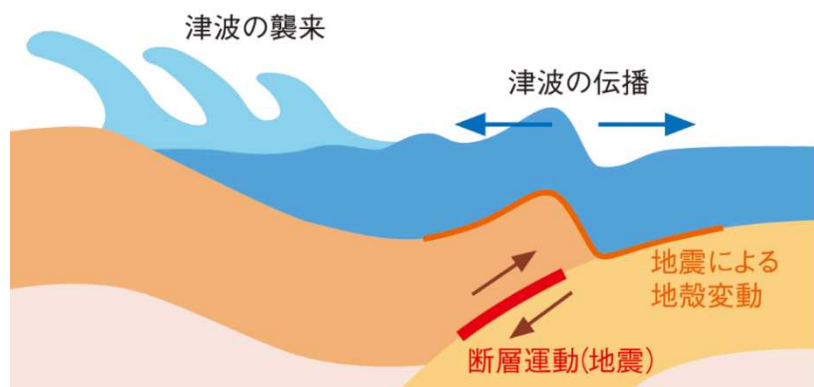


図3 津波の発生メカニズム (出典:気象庁ホームページ)

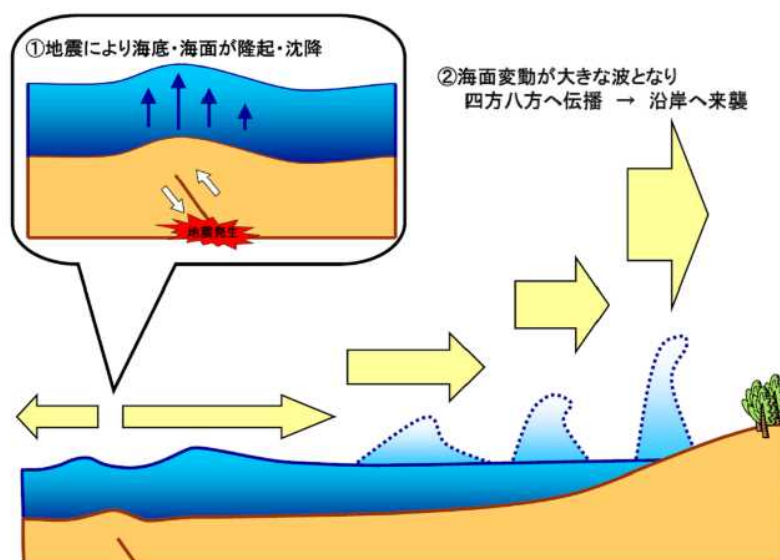


図4 津波の特徴 (出典:気象庁ホームページ)

そのほか、津波の高さは、海岸付近の地形によっても大きく変化する。図5に示す岬の突端とその周辺地域においては、岬付近の水深の変化によって津波が屈折し、岬付近の海岸に集中することによる。また、図6に示すV字型の湾では湾奥ほど波が集中し、海面の上昇が大きくなる。古くから三陸地方のリアス式海岸が大規模な津波に襲われてきたのはこのためである。

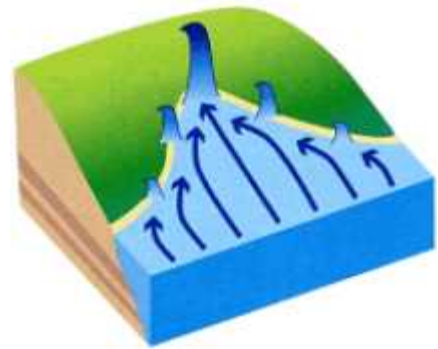
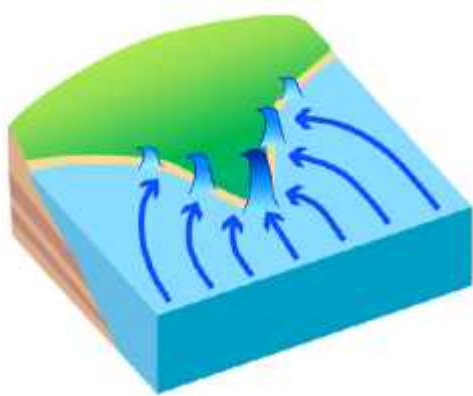


図5 岬の先端に津波が集まる様子

図6 V字型の湾の奥に津波が集まる様子

(出典:図5, 6はともに気象庁「地震を知る」、2009年)

3 基準津波とは

基準津波とは、設置許可基準規則5条の「その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波」をいい、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（同解釈別記3の1）である。基準津波を時刻歴波形^{*1}で示す際は、敷地前面海域の海底地形の特徴を踏まえ、施設からの反射波の影響が微少となるよう、施設から離れた沿岸域のある一点における津波を用いることとされている。基準津波の策定方法は、5-4-5を参照のこと。

*1 基準津波の定義位置における津波の高さを時間の経過とともに表したもの。

- ・ 基準津波の策定位置は、以下の観点を踏まえ、敷地から沖合いへ約10km離れた位置(水深100m)とした。
 - 施設からの反射波が微小となる位置
 - 女川湾の振動特性(固有周期)に伴う水位増幅の影響が及ばない位置
 - 波の屈折・回折の影響を受けにくい位置

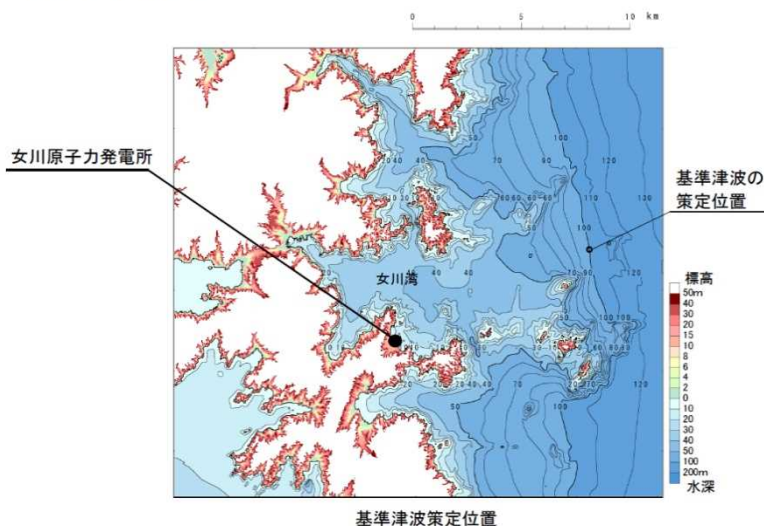


図7 基準津波の策定位置 (例)

(出典:原子力規制委員会、第185回審査会合資料(東北電力)(H27.1.23))

一方、基準津波による津波の敷地への遡上の有無など耐津波設計に必要な津波高さは「入力津波」として設定する。入力津波は、基準津波を決めた波源からの数値計算により、各原子力施設・設備の設置位置までの局所的な水位上昇・下降を考慮して、時刻歴波形として示されたものである。入力津波は、基準津波に比べ、敷地沿岸の海底地形等の影響により一般的に高くなる。

評価項目	敷地前面 (防潮堤前面)	取水口前面			放水口前面	
		1号	2号	3号	1号	2・3号
水位上昇側	○	○	○	○	○	○
水位下降側	—	○	○	○	—	—

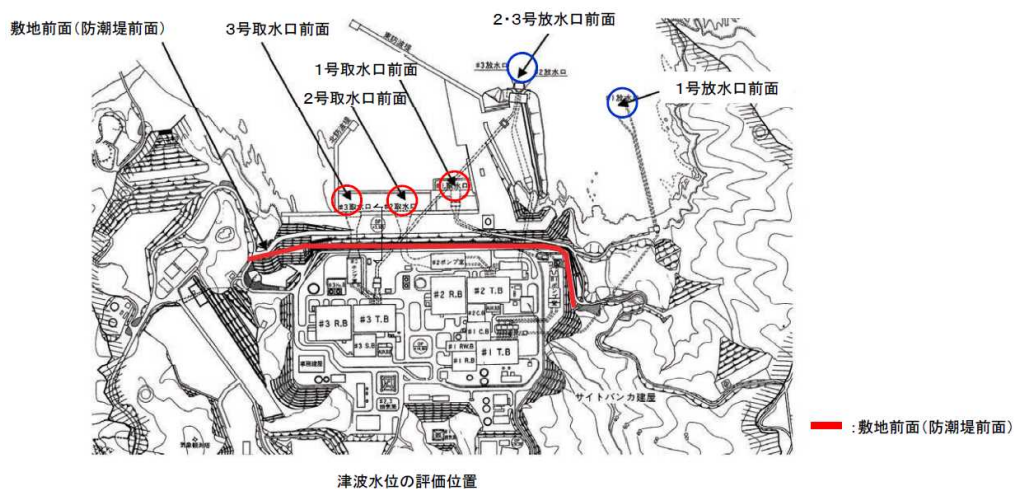


図8 入力津波の評価位置(例)

(出典:原子力規制委員会、第185回審査会合資料(東北電力)(H27.1.23))

§ 5 5-4 津波

5-4-4 新規制基準策定前後で津波対策を見直したのか。

1 津波対策を講ずる基準となる津波の想定

(1) 新規制基準策定前

地震随伴事象として、設計基準対象施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があるとして想定することが適切な津波（以下「想定津波」という。）による水位変動及び砂移動について、妥当性を確認した数値計算等を用いて適切に評価し、施設の安全機能が重大な影響を受けるおそれがないことを確認することとしていた（発電用原子炉施設の耐震安全性に関する安全審査の手引き（平成22年12月16日原子力安全委員会改訂。以下「耐震安全性に関する安全審査の手引き」という。））。

(2) 新規制基準策定後

世界の津波事例や津波の発生機構等から考えると、プレート境界で大きなすべりにより強い揺れと大きな津波を生成する地震や海溝近傍で発生し強い揺れを伴わないが大きな津波を生成する津波地震、海域の地殻内地震に加えて、火山の山体崩壊、地すべり等が大きな津波の発生要因となっていることから、津波を発生させる要因として、

- ・プレート間地震*1
- ・海洋プレート内地震*2

*1 相接する2つのプレートの境界面で発生する地震をいう（設置許可基準規則の解釈別記2の5二）。

*2 沈み込む（沈み込んだ）海洋プレート内部で発生する地震をいい、海溝軸付近又はそのやや

- ・ 海域の活断層による地殻内地震*3
- ・ 陸上及び海底での地すべり及び斜面崩壊
- ・ 火山現象（噴火、山体崩壊又はカルデラ陥没等）

を考慮するものとし、敷地に大きな影響を与えると予想される要因を複数選定することとした。また、津波発生要因に係る敷地の地学的背景及び津波発生要因の関連性を踏まえ、プレート間地震及びその他の地震、又は地震及び地すべり若しくは斜面崩壊等の組合せについて考慮するものとした。これらの波源を基に津波対策上の十分な裕度を含めるため、基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因（断層の位置、長さ、幅、走向、傾斜角、すべり量、すべり角、すべり分布、破壊開始点及び破壊伝播速度等）及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で、適切な手法を用いて基準津波を策定し、設計基準対象施設を基準津波によって安全機能が損なわれるおそれがないように対策を講ずることを要求している。

2 新規制基準（設置許可基準規則）における津波対策

（1）新規制基準策定前

改訂耐震設計審査指針及び耐震安全性に関する安全審査の手引きでは、「敷地に大きな影響を与える」とは、津波の到来に伴い、Sクラス施設（前記 5-3-1 の 2（1）イ）の設置地盤に遡上するか否か、また、引き波により取水口において取水性能の低下に伴い、冷却機能に影響を与えるか否かである。

沖合で発生する「沈み込む海洋プレート内の地震」又は海溝軸付近から陸側で発生する「沈み込んだ海洋プレート内の地震（スラブ内地震）」の 2 種類に分けられる（設置許可基準規則の解釈別記 2 の 5 二）。

*3 陸のプレートで発生する地震のうち、海岸のやや沖合で発生する地震をいう。

(2) 新規制基準策定後

基準津波による津波を敷地に遡上又は流入させないドライサイトを基本としつつ、設計を超える事象（津波が防潮堤を越え敷地に流入する事象等）に対しても一定の耐性を付与するよう配慮することを求めている（設置許可基準規則5条及び40条）。具体的には、以下のような多層的な防護対策を講じさせることとしている。

① 外郭防護（遡上波防護）（設置許可基準規則の解釈別記3の3一）

耐震重要施設*4（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）の設置された敷地への津波の到達又は流入を防止することを基本方針とし、大量の海水の流入をもたらす遡上波に対する防護措置として、耐震重要施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）の設置された敷地において、基準津波による遡上波の地上部からの到達又は流入を防止するため、当該施設は、当該遡上波が到達しない十分高い場所に設置し、当該遡上波が到達する高さにある場合には、防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備を設置することを求めている。また、取水路及び放水路等は、海水と接している場合には、水位上昇時に逆流が生じ得るという構造上の特徴を有するため、津波がこれらの経路から敷地内に流入することも考えられる。そこで、津波が流入する可能性のある経路（扉、開口部及び貫通部等）を特定して浸水対策を施すことにより、同経路からの津波の流入を防止することも求めている。

② 外郭防護（漏水防護）（設置許可基準規則の解釈別記3の3二）

取水・放水施設及び地下部等からの漏水による浸水に対する防護措置として、漏水による浸水範囲を限定し、浸水想定範囲の周辺に耐震重要設備があ

*4 設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるそ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が特に大きいものをいう（設置許可基準規則3条）。後述する耐震重要度分類の最上位クラスであるSクラスと同義。

る場合は、防水区画化し、必要に応じて浸水量評価を実施して安全機能への影響がないことを確認するとともに、長時間の冠水が想定される場合は、排水設備を設置するなどして、重要な安全機能への影響を防止することを求めている。これは、取水・放水設備及び地下部等においては、外郭防護（遡上波防護）の浸水対策を施してもなお、漏水が生じる可能性を完全に排斥することはできないからである。

③ 内郭防護（設置許可基準規則別記3の3三）

Sクラスに属する設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、当該範囲に浸水する可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、浸水対策を施すことが求められている。これは、地震・津波による配管及び敷地内のタンク等の損傷に伴う溢水等、地震・津波による相乗的影響に対し、外郭防護（遡上波及び漏水防護）に加えて、重要な安全機能を有する設備等が内包される建屋及び区画を重点的に防護すること（内郭防護）により、重要な安全機能への影響防止を確実なものとするためである。

④ 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備（設置許可基準規則の解釈別記3の3五）

同施設等の耐津波設計を行うため、基準津波の波源からの数値計算により、津波の伝播特性及び浸水経路等を考慮してそれぞれの施設等において算定された入力津波に対して同施設等の機能が保持できるように設計されることを求めている。

§ 5 5-4 津波

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。

1 そもそも基準津波はどのように策定されるのか

津波とは、海底等に生じた地盤変動が海水を上昇もしくは下降させることによって生ずるものである（前記 5-4-3 の 2 参照）。設置許可基準規則においては、このような津波発生機構を踏まえ、基準津波策定に係る津波評価では、数値解析（数値シミュレーション）を行うよう求めている（設置許可基準規則解釈別記 3 の 1 など）。この津波の数値シミュレーションとは、津波を数値計算によって模擬するものである。例えば、津波の発生要因が地震である場合について説明すると、まず、海底の活断層が活動することにより生ずる海底面の地盤変動量を求め、その海底の上下変動がそのまま地震発生直後に海面に生じる凹凸になると考え、このようにして生ずる海面の凹凸パターンを津波の初期水位とし、これが四方八方に伝わっていく様子を計算するものである（前記 5-4-3 図 3 及び図 4 参照）。その結果、原子力発電所に到達する津波で、耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがあるもの、例えば敷地に最も高い上昇水位及び低い下降水位を与える津波を、基準津波として策定することになる。

具体的には、基準津波を策定するに当たっては、まず、津波を発生させる要因として、プレート間地震、海洋プレート内地震、海域の活断層による地殻内地震、陸上及び海底での地すべり及び斜面崩壊並びに火山現象（噴火、山体崩壊又はカルデラ陥没等）を考慮するものとし、敷地に大きな影響を与えると予想される津波を複数選定する。

次に、津波発生要因に係る敷地の地学的背景及び津波発生要因の関連性を踏まえ、プレート間地震及びその他の地震、又は地震及び地すべり若しくは斜面崩壊

等の組合せについて考慮する。

以上の検討により選定された「津波を発生させる要因」に基づき、数値解析のための「津波波源」を設定する。津波波源の設定に当たっては、プレート形状、すべり欠損分布、断層形状、地形・地質及び火山の位置等から考えられる適切な規模を考慮することとし、この場合、国内のみならず世界で起きた大規模な津波事例を踏まえ、津波の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で検討が行われる。また、遠地津波に対しても、国内のみならず世界での事例を踏まえ、検討が行われる（設置許可基準規則の解釈別記3の2二）。このように、津波波源は、地形・地質状況から考えられる適切な規模のものでなければならず、かつ、基準津波の策定に当たって行う調査及び評価は、最新の科学的・技術的知見を踏まえていなければならない（設置許可基準規則の解釈別記3の2八）。したがって、プレート間地震に起因する津波波源の対象領域として、例えば「千島海溝～日本海溝」を検討する場合においても、科学的・技術的知見を踏まえた十分な検討が行われ、適切な規模の波源が設定されていなければならない。

さらに、これらの波源を基に津波対策上の十分な裕度を含めるため、基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因（断層の位置、長さ、幅、走向、傾斜角、すべり量、すべり角、すべり分布、破壊開始点及び破壊伝播速度等）及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で、津波波源の設定及び数値解析が行われ、敷地における津波高さが評価される。

そして、幾つかのケースの中から、敷地に対して最も大きな影響を与える津波（最も高い上昇水位及び低い下降水位を与える津波）が、基準津波として選定される。このようにして、基準津波は、「その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波」として、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、かつ不確かさも考慮して、十分な保守性をもつものが策定される。

なお、数値解析によって得られる津波の高さは敷地の各所によって異なるの

で、施設位置では一義的な津波高さを表すことができないし、また、沖合から入射する津波高さの挙動をより忠実に示す観点等から、基準津波の時刻歴波形を示す際は、敷地前面海域の海底地形の特徴を踏まえ、当該波形に対する施設からの反射波の影響が微少となるよう*1、施設から離れた沿岸域における津波水位を用いる。

2 福島第一原子力発電所事故のような状況にならないよう多層的な津波対策を採ることを要求していること

5-4-4 において述べたように、設置許可基準規則は、基準津波による津波を敷地に遡上又は流入させないドライサイトを基本としつつ、設計を超える事象（津波が防潮堤を越え敷地に流入する事象等）に対しても一定の耐性を付与するよう配慮し、多層的な津波対策を求めている。具体的には、下記のとおりである。

① 外郭防護（遡上波防護）（設置許可基準規則の解釈 別記3の3一）

基準津波による遡上波の地上部からの到達又は流入を防止するため、当該施設は、当該遡上波が到達しない十分高い場所に設置し、当該遡上波が到達する高さにある場合には、防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備を設置することを求めている。また、取水路及び放水路等は、海水と接している場合には、水位上昇時に逆流が生じ得るという構造上の特徴を有するため、津波がこれらの経路から敷地内に流入することも考えられる。そこで、津波が流入する可能性のある経路（扉、開口部及び貫通部等）を特定して浸水対策を施すことにより、同経路からの津波の流入を防止することも求めている。

② 外郭防護（漏水防護）（設置許可基準規則の解釈 別記3の3二）

取水・放水設備及び地下部等において、外郭防護（遡上波防護）の浸水対策

*1 沖合から入射してくる波に、陸からの反射波が合わさると、津波水位が高くなったり低くなったりして、沖合から敷地沿岸域に入射してくる津波の高さが把握しづらくなるため。

を施してもなお、漏水が生じる可能性を完全に排斥することはできない。そのような視点から、取水・放水施設及び地下部等からの漏水による浸水に対する防護措置として、漏水による浸水範囲を限定し、浸水想定範囲の周辺に耐震重要設備がある場合は、防水区画化し、必要に応じて浸水量評価を実施して安全機能への影響がないことを確認するとともに、長時間の冠水が想定される場合は、排水設備を設置するなどして、重要な安全機能への影響を防止することを求めている。

③ 内郭防護（設置許可基準規則の解釈 別記3の3三）

地震・津波による配管及び敷地内のタンク等の損傷に伴う溢水等、地震・津波による相乗的影響に対し、外郭防護（遡上波及び漏水防護）に加えて、重要な安全機能を有する設備等が内包される建屋及び区画を重点的に防護すること（内郭防護）により、重要な安全機能への影響防止を確実なものとするため、Sクラスに分類される設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、当該範囲に浸水する可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、浸水対策を施すことを求めている。

以上のように、基準津波は、「その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波」として、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、かつ不確かさも考慮して十分保守的に策定されるものである。そして、基準津波を超える事象に対しても、設置許可基準規則は、一定の耐性を付与するよう配慮し、多層的な津波対策を講ずるよう求めているのであるから、仮に、基準津波を一定程度超える津波が到来したとしても、即座に安全機能が喪失してしまうことはない。

§ 5 5-4 津波

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付けるべきでないか。

1 そもそも津波はどのようにして発生するのか

海底地形の上下変動が生じると、その上にある海水も上下することにより当該地点から海水が流れていく、又は当該地点に海水が流れてくることにより海面が上昇又は下降することが津波発生の原因である（図1）。

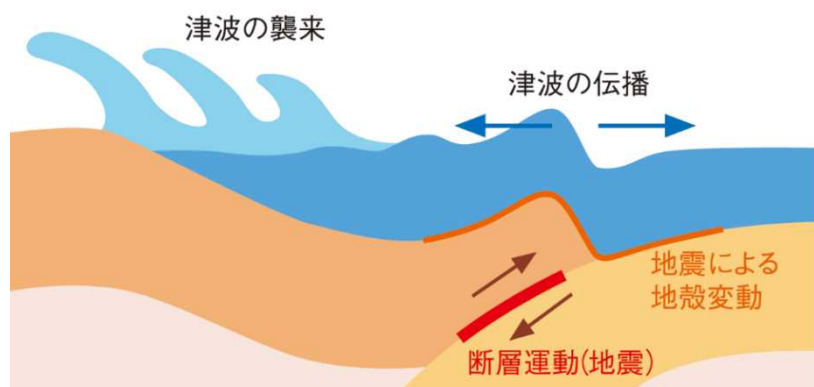


図1 津波の発生メカニズム（出典:気象庁ホームページ）

海底地形に変動を与えうる陸上及び海底の地すべり、海底火山の噴火、海底の崖の崩壊等によっても津波は発生する。また、津波は、水深が深いほど速く進み、陸地に近づき水深が浅くなるほど速度が遅くなる一方で、波高が沖合よりも高くなるという性質を有している。

そのほか、津波の高さは、海岸付近の地形によっても大きく変化する。図2に示す岬の突端とその周辺地域においては、岬付近の水深の変化によって津波が屈折し、岬付近の海岸に集中することによる。また、図3に示すV字型の湾では湾

奥ほど波が集中し、海面の上昇が大きくなる。

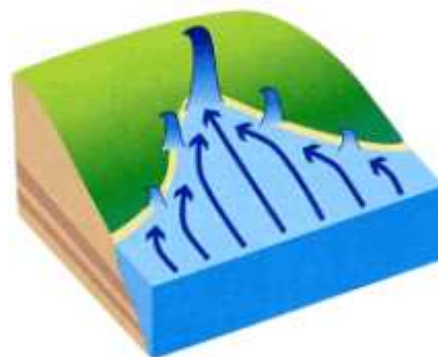
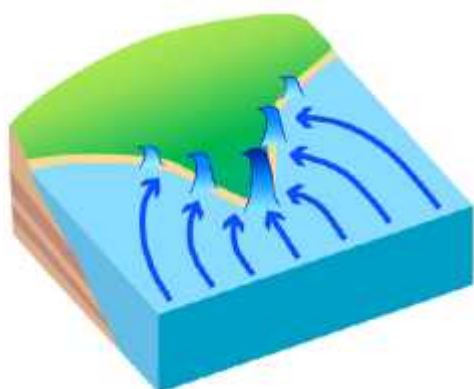


図2 岬の先端に津波が集まる様子 図3 V字型の湾の奥に津波が集まる様子
(出典:図2, 3はともに気象庁「地震を知る」、2009年)

基準津波は、波源の位置、波源から評価地点までの海底地形、評価地点の海岸付近の地形等によって、大きく増減するため、それらの事項について詳細な調査を講じた上で、解析等を実施することにより算定されるべきである。したがって、日本全国で統一的な対策を講じることは合理的でない。

2 基準津波を超える津波の発生を完全には否定できないことへの対応

福島第一発電所では平成23年東北地方太平洋沖地震に起因する想定外の津波により非常用電源設備等の安全上重要な施設が想定外に損傷したことを踏まえれば、基準津波による津波を敷地に遡上又は流入させないドライサイトを基本としつつ、設計を超える事象（津波が防潮堤を越え敷地に流入する事象等）に対しても一定の耐性を付与するよう配慮した津波対策を求めており（この詳細は、「§5-5-4 5-4-5」を参照）、津波に対する防護の要求をより具体的にするとともに、規制内容を高度化するのが合理的である。

§ 5 5-4 津波

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。

1 津波に伴う漂流物とは

津波に伴う漂流物とは、津波によって流されてきたものを指し、この漂流物が建物・構築物に衝突することで、外壁に大きな開口を生じるなど損傷を与えることがある^{*1}（図1）。船舶や車両、材木等が漂流物になりやすいとされており^{*2}、一般的な建物における津波被害の原因の一つとなっている。



写- 1.19 2011年東北地方太平洋沖地震津波により打ち上げられた漁船の衝突(宮城県石巻市)

【図1 津波に伴う漂流物による被害の例^{*3}】

- *1 国立研究開発法人建築研究所ホームページ「平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震（東日本大震災）調査研究（速報）」では、発電用原子炉施設ではなく、一般の建築物ではあるが、津波に伴う漂流物による被害状況を公表している。
- *2 国土交通省中部地方整備局「地震・津波災害に強いまちづくりガイドライン（中間とりまとめ）」（平成25年3月）・151～152ページを参照。
- *3 水産庁漁港整備部「漁港の津波漂流物対策施設設計ガイドライン（案）」（平成28年12

なお、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴って発生した津波により、東京電力福島第一原子力発電所の敷地内では、津波により、重油タンク、門型クレーン、車両等が漂流物となり*4、建屋外壁において、漂流物が衝突したと思われる痕跡が一部で確認されているが、漂流物による構造躯体の損傷は確認されていない*5。

2 津波防護施設における設置許可基準規則及び津波審査ガイドにおける漂流物対策

(1) 設置許可基準規則における漂流物対策

設置許可基準規則5条は、基準津波に対して「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ない」としており、これに関し、同規則の解釈別記3では、設計基準対象施設の遡上津波に対する防護措置として、設計基準対象施設のうち、耐震重要度分類上、Sクラスに属する施設の設置された敷地においては、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させず、かつ、取水路及び排水路等の経路から流入させないことを求め、これらを確保するための方針として、例えば、これらの施設については、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所への設置、又は防潮堤等の津波防護施設*6を設置することを求めている（設置許可基準規則の解釈別記3の3一）。

また、津波防護施設については、入力津波に対して津波防護機能が保持できることを求めている（同規則の解釈別記3の3五）。そのため、防護機能保持のための一つである漂流物対策として、津波防護施設の外側の発電所敷地内及

月)より抜粋。

*4 第4回建築物・構造に関する意見聴取会・配布資料「建築物・構造4-2-2 東京電力福島第一・第二原子力発電所津波に伴う漂流物による建屋等への影響について（コメント回答）」（平成23年11月原子力安全・保安院）を参照。

*5 第4回建築物・構造に関する意見聴取会・議事録・6～7ページを参照。

*6 「津波防護施設」とは、防潮堤、盛土構造物及び防潮壁等をいう（設置許可基準規則の解釈別記3の五①）。

び近傍において建物・構築物及び設置物等が破損、倒壊及び漂流する可能性を検討し、そのおそれがある場合には、津波防護施設及び浸水防止設備に波及的影響を及ぼさないよう、漂流防止措置又は津波防護施設及び浸水防止設備への影響の防止措置を施すことを求めている（設置許可基準規則の解釈別記3の3五⑥）。

（２）審査ガイドにおける漂流物対策

さらに、「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」（以下「津波審査ガイド」という。）においては、漂流物による波及的影響の検討として次の方針を確認することとしている（津波審査ガイドⅡ. 5. 4. 2）。

ア 漂流物による波及的影響^{*7}の検討方針が、要求事項に適合する方針であることを確認する。

イ 設計方針の確認に加え、入力津波に対して津波防護機能が十分保持できる設計がなされることの見通しを得るため、以下の例のような具体的な方針を確認する。

- 1) 敷地周辺の遡上解析結果等を踏まえて、敷地周辺の陸域の建物・構築物及び海域の設置物等を網羅的に調査した上で、敷地への津波の襲来経路及び遡上経路並びに津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において発生する可能性のある漂流物を特定する方針であること。なお、漂流物の特定に当たっては、地震による損傷が漂流物の発生可能性を高めることを考慮する方針であること。
- 2) 漂流防止装置、影響防止装置は、津波による波力、漂流物の衝突による荷重との組合せを適切に考慮して設計する方針であること。

*7 漂流物による波及的影響とは、例えば、原子力発電所敷地周辺に停泊等していた船舶が漂流物となり、原子力発電所の海水の取水口を閉塞することによって、原子炉施設の冷却機能を喪失するような影響等をいう。

以上のように、新規制基準では津波に伴う漂流物の影響も考慮されており、審査上の確認は以下のような順序にしたがって行われることになる。

- ①近傍において発生する可能性のある漂流物の特定する方針であることの確認
- ②漂流防止装置又は影響防止装置による漂流防止措置の設計方針の確認
(例：ワイヤー接続や防護柵等)
- ③津波防護施設に対する衝突荷重を考慮した設計方針であることの確認（①及び②の評価・検討結果により、漂流物が衝突する可能性のある場合）

§ 5 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。

1 設置許可基準規則における火山影響評価に関する規制

設置許可基準規則6条1項は、「安全施設（兼用キャスクを除く。）は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）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。」と定め、6条の解釈2において、「想定される自然現象」には「火山の影響」を含むとしている。

2 火山影響評価ガイドの策定経緯及び法的位置付け

原子力規制委員会は、IAEAの安全指針^{*1}、日本電気協会作成の「原子力発電所火山影響評価技術指針」（JEAG4625-2009）等の文献や専門家からのヒアリング結果を基に、最新の科学的知見を集約し、火山影響評価をするための一例として、原子力発電所の火山影響評価ガイド（以下「火山影響評価ガイド」という。）を策定した。

火山影響評価ガイドは、設置許可基準規則6条に基づき、原子力発電所への火山影響を評価する際、審査官が参考とするものである。そのため、事業者において、その妥当性が適切に示されれば、火山影響評価ガイド以外の方法を用いてよい。

3 火山影響評価ガイド策定に当たっての基本的立場

原子力規制委員会は、火山影響評価ガイドの策定に当たっては、そもそも、現在の火

^{*1} IAEA Safety Standards “Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations”
(No. SSG-21, 2012)

山学の水準では火山噴火の時期や規模を的確に予知、予測することまではできないことを前提としている。その上で、現在の火山学の知見に照らせば、可能な限りの調査を尽くすことにより、運用期間中における活動可能性や設計対応不可能な火山事象の到達可能性が十分に小さいといえるか否かなどといった評価を行うことまでは可能であり、その限りでの評価に基づいて安全面に十分配慮した規制を行っていくことが科学的かつ合理的であるとの基本的立場をとっている。

4 火山影響評価ガイドが対象とする火山について

(1) 日本の火山の特徴

世界には、火山が広く分布している（図1参照）。その多くは、プレート境界に沿って形成される火山弧で、火山島や火山を含む山々の連鎖である。日本には5つの火山弧（千島、東北日本、伊豆－小笠原、西南日本、琉球）がある。

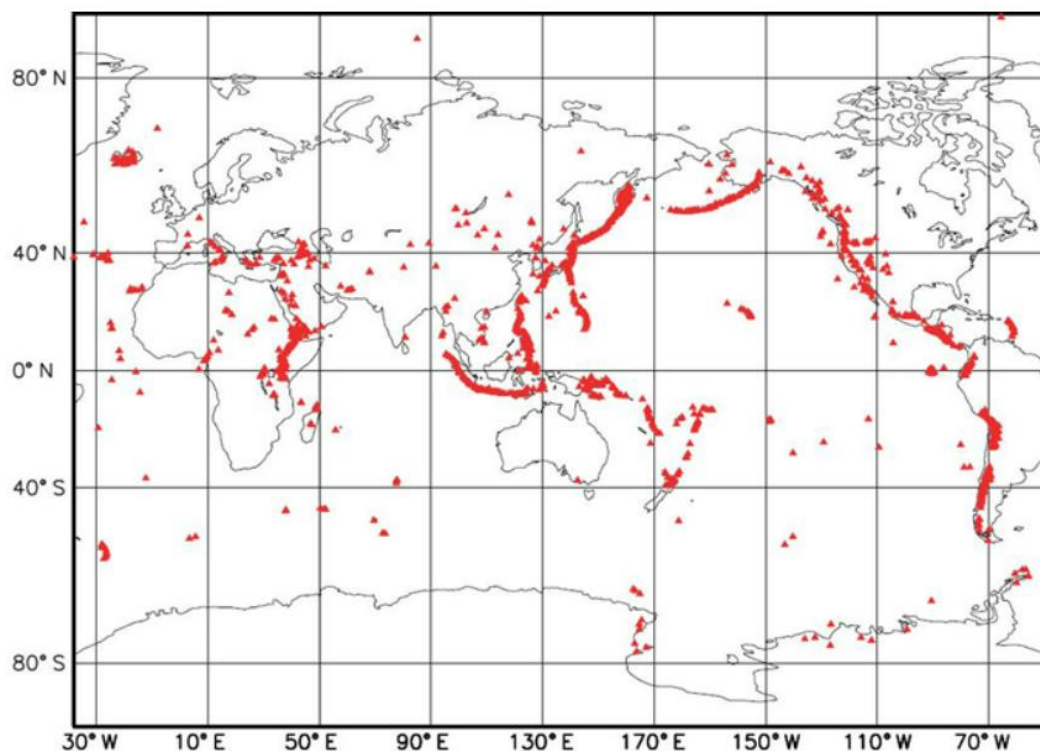


図1 火山の分布（出典：内閣府防災情報のページ「1 世界の火山」）

(2) 火山弧の活動

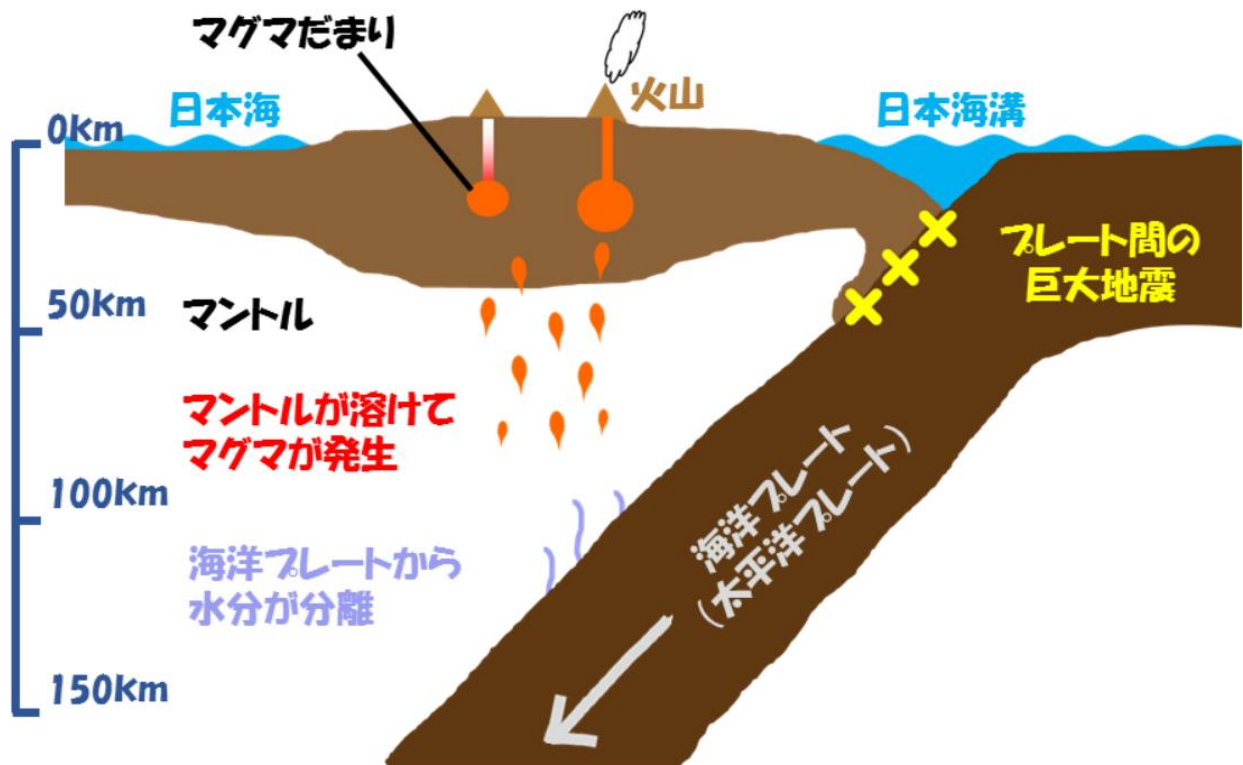


図2 プレート境界における火山弧の形成（東北地方の例）

（出典：気象庁「火山噴火の仕組み」）

火山の噴火は地下で生成されたマグマが地表に噴出することによって生じるものである。

一般に、火山弧の活動はプレートの沈み込みとテクトニクス場*²に関連すると考えられている（図2参照）。海洋プレートが沈み込む際、プレート上部の海洋地殻には多くの水（含水鉱物）が含まれており、これらが脱水する温度・圧力条件まで沈み込むと水を放出する。放出された水はマンテル内を上昇し、水の介在により融点が低下するため、岩石が溶融する温度・圧力条件を満たす領域でマグマが生成されることが考えら

*2 主に岩石圏の動きによる地殻の応力場。

れている。そして、マグマは周囲地殻との密度差から上昇し、周囲の密度差が釣り合うところで、マグマ溜まりを形成する。このため、プレート境界に沿って火山弧が形成されると考えられている。一方、上昇したマグマが地表に到達する際には、浅部地殻の構造とテクトニクス場が影響すると考えられている。

このような火山弧の活動は、日本において1億年以上継続していると考えられているが、現在のテクトニクス場が成立した時期は、概ね鮮新世（約500万年前から約258万年前まで）から第四紀更新世（約258万年前から約1万年前まで）の間であると考えられ、地殻変動の傾向や火山活動の場は数十万年から数百万年にわたって変化がないと考えられている。

（3）火山影響評価ガイドが対象とする火山

上記のとおり、日本の火山弧の活動は、1億年以上継続しているのであるから、火山影響評価ガイドは、日本周辺の火山弧の活動が当面の間変化しないことを前提として、原子力発電所の運用期間中に影響を与え得る個々の火山を評価の対象としている。

§ 5 5-5 火山

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）。

1 評価方法の概要

火山影響評価とは、原子力発電所の安全に影響を及ぼし得る火山活動の評価のことをいう。

火山影響評価ガイドでは、火山影響評価として、図1のように、立地評価と影響評価の2段階で行うこととしている。

また、火山活動のモニタリングは、個別評価（本資料「§ 5 5-5 5-5-5」参照）により原子力発電所の運用期間中において設計対応が不可能な火山事象が原子力発電所に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価した火山であっても、この評価とは別に、第四紀に設計対応不可能な火山事象が原子力発電所の敷地に到達した可能性が否定できない火山に対して、評価時からの状態の変化の検知により評価の根拠が維持されていることの確認を目的として行われるものである（詳しくは本資料「§ 5 5-5 5-5-9」参照）。

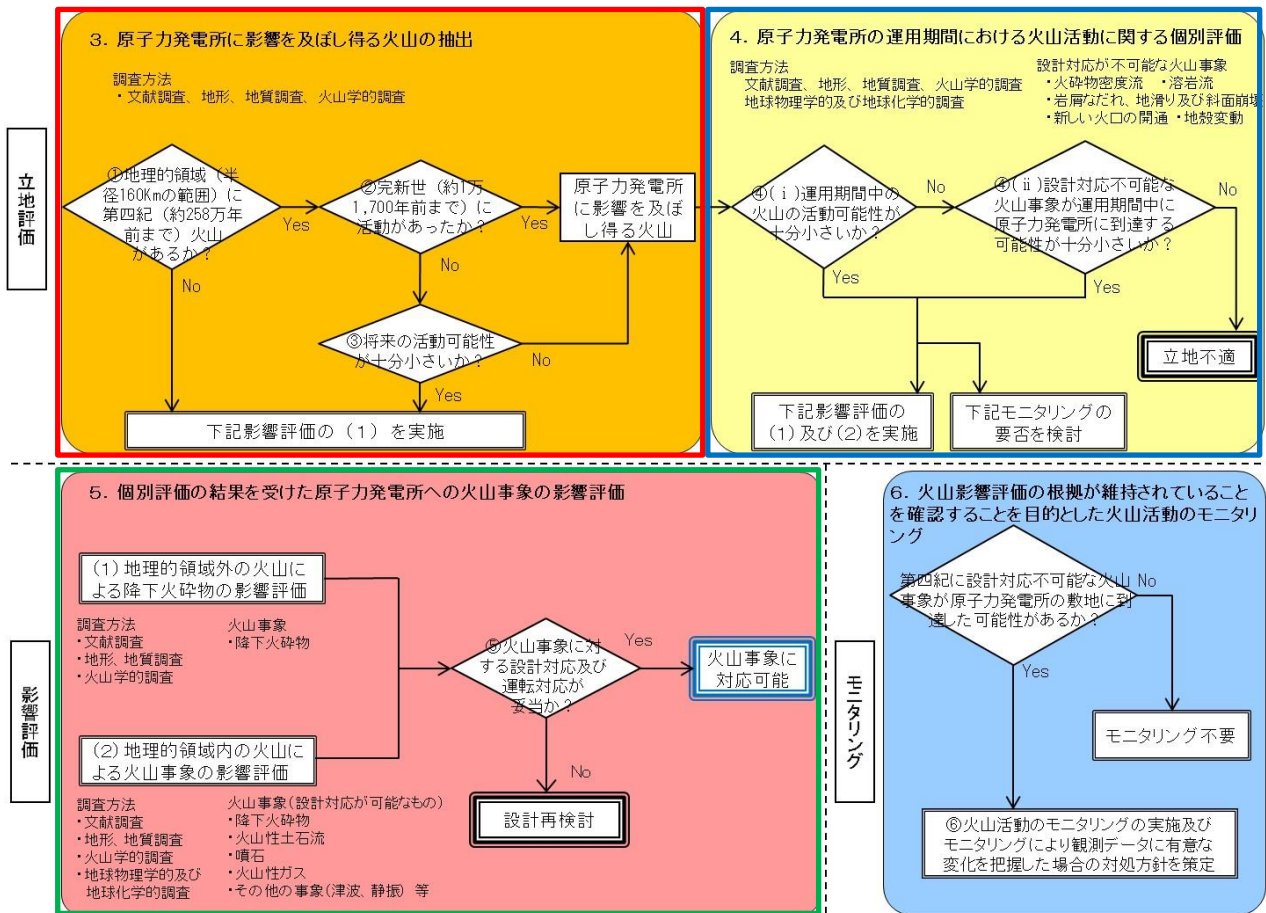


図1 原子力発電所に影響を及ぼす火山影響評価の基本フロー

立地評価とは、評価対象場所周辺の火山事象の影響を考慮して原子力発電所を建設するサイト（敷地）としての適性を評価することをいい、主として、火山の将来の活動可能性を検討しながら、設計対応不可能、つまり、施設や設備で対応が不可能な火山事象*1の当該原子力発電所への到達の可能性を評価するものである。

影響評価とは、立地評価の結果、立地が不適とされない原子力発電所において、運用期間中に生じ得る火山事象に対し、その影響を評価することをいい、具体的には、原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象*2を抽出し、それらの影響に対し

*1 火砕物密度流、溶岩流、岩屑なだれ・地滑り及び斜面崩壊、新しい火口の開口並びに地殻変動が該当する。
 *2 降下火砕物、火山性土石流・火山泥流及び洪水、火山から発生する飛来物（噴石）、火山ガス、津波及び静振、大気現象、火山性地震とこれに関連する事象並びに熱水系及び地下水の異常が該当する。

て事業者が施設や設備で対応する妥当性について評価を行うものである。

このように、設計対応不可能な火山事象が原子力発電所の運用期間中に到達する可能性を評価することで、原子力発電所の立地として不適切なものを排除し（立地評価）、その上で、火山事象に対する施設や設備の安全機能の確保を評価している（影響評価）。

2 立地評価について（詳細については 5-5-3 から 5-5-6 で説明）

立地評価では、最初に原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出を行う（図 1 赤枠部分参照）。

原子力発電所に影響を及ぼし得る火山がない場合、立地は不適とはならない。

影響を及ぼし得る火山が抽出された場合には、抽出された火山について原子力発電所の運用期間中における火山活動に関する個別評価を行うこととなる（図 1 青枠部分参照）。その結果、運用期間中の火山の活動可能性が十分小さいとは評価できず、かつ、設計対応不可能な火山事象が運用期間中に原子力発電所に到達する可能性が十分小さいとも評価できない場合には、立地は不適となり、この場合、当該敷地に原子力発電所を立地することは認められない。

3 影響評価について

立地評価により立地が不適とならない場合には、次に影響評価を行う（図 1 緑枠部分参照）。

影響評価では、原子力発電所に影響を与える可能性のある火山灰^{*3}等の個々の火山事象を抽出し、それらの影響の程度を評価した上で、設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行う。設計対応とは、原子力発電所に到達する火山事象に対し安全機能の保持を設計で対応できることであり、例えば、火山灰の堆積荷重に耐えるように建物を設計することである。運転対応とは、原子力発電所に到達する火山事象に対する運転時の対

*3 爆発性破砕のさまざまなプロセスによって生じる平均直径 2mm 未満の火山岩の破片。

応のことであり、例えば、敷地内に堆積した火山灰を除去する作業がこれに該当する。

4 IAEA・SSG-21との整合性

火山影響評価ガイドを作成するに当たり、IAEA・SSG-21を参考に行っているが、これには、具体的な評価基準や指標は記載されていない。もっとも、火山影響評価ガイドは、判断の枠組みや評価手法についてIAEA・SSG-21に整合している。すなわち、評価の手順としては、完新世（約1万年前まで）に活動した火山を将来の活動可能性が否定できない火山とする考え方については整合している。また、立地評価及び影響評価を行うという判断の枠組み、検討の対象とする火山の運用期間中における活動可能性を評価するという枠組み^{*4}、原子力発電所に影響を与える可能性のある火山事象の抽出の枠組み^{*5}、火山事象の原子力発電所への到達可能性を評価する手法^{*6}及び降下火砕物の最大層厚の設定方法^{*7}等について、火山影響評価ガイドはIAEA・SSG-21に整合している。

*4 IAEA・SSG-21項目2.19は「原子力施設のサイトに影響を与える危険な現象を潜在的に生じることが可能な火山及び／若しくは火山域を示すために、「可能性のある」火山若しくは火山域の概念を本安全指針に導入している。可能性のある火山若しくは火山域とは、(i) 施設の耐用年数期間において将来活動を経験する可能性に信憑性があり、(ii) 施設のサイトに影響を与える現象を生じる可能性を有しているものである。」としている。

*5 IAEA・SSG-21表1では、設計及び運転に対する手段によって影響を緩和できる現象として、「火山灰の降下」「火山性土石流、火山泥流及び洪水」「火山から発生する弾道性飛来物」「火山ガス及びエアロゾル」「津波、静振、火口湖の崩壊及び氷河の決壊」「大気現象」「火山性地震及びその関連ハザード」「熱水系及び地下水の異常」を列挙し、緩和できない現象として「火砕物密度流：火砕流、火砕サージ及びブラスト」「溶岩流」「岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊」「新しい火口の開口」「地盤変動」を列挙している。

*6 IAEA・SSG-21項目5.16は「サイト領域における将来の火山活動の可能性が特定された場合、若しくはこの可能性を排除できない場合は、危険な現象がサイトに影響を与える可能性について解析するのがよい。」「場合により、これらの現象がサイトに到達する可能性がごくわずかであるならば、特定の危険な現象を更なる検討から選別排除することができる。」としている。

*7 IAEA・SSG-21項目6.8は「決定論的アプローチでは、サイトにおける降下火砕堆積物に対する最大想定層厚の閾値を設定するのがよい。例えば、類似する火山の噴火からの実際の堆積物を用いて、可能性のある火山に対するサイトの堆積物の最大層厚を定義することができる。」としている。

§ 5 5-5 火山

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）。

1 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

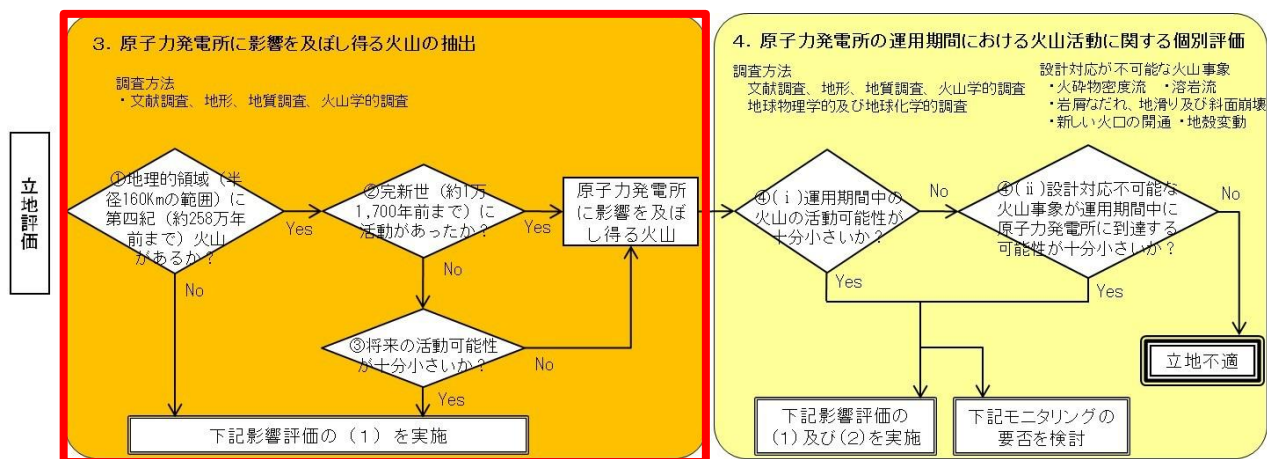


図1 基本フローより該当箇所の抜粋

(1) 地理的領域内の火山の抽出（図1の①）

火山影響評価ガイドにおける立地評価では、個々の火山の火山事象による原子力発電所への影響を検討することが求められるのであり、立地評価における火山の抽出は、個々の火山の抽出であって、複数の火山を包含する火山弧として抽出するものではない。

個々の火山の抽出において、まず、原子力発電所から半径160キロメートルの範囲内において（以下、この範囲を「地理的領域」という。）、第四紀火山（約258万年前から現在までに活動があった火山）があるかどうかを評価する。地理的領域内に、第四紀火山がない場合には、立地不適にはならない。

ア 地理的領域について

160キロメートルの範囲を地理的領域とするのは、国内の最大規模の噴火であ

る阿蘇4噴火（約9万年前）において火砕流^{*1}が到達した距離が160キロメートルであると考えられているからである。

イ 第四紀火山について

日本には、約258万年間の休止期間を経た後に火山活動を再開させた火山は存在しておらず、約258万年前までに活動を終えた日本の火山が火山活動を再開させる蓋然性は極めて低い。また、個々の火山の活動において、同一のマグマ供給系^{*2}の火山活動期間は、数十万年から100万年程度と考えられており、過去約258万年に活動した火山を評価することはこの期間を優に包含する。これらなどを考慮すると、約258万年を基準に火山を抽出すれば、現在評価すべき火山を包含できるものと認め、火山影響評価ガイドでは、第四紀以前に火山活動があった火山で、第四紀の活動が認められない火山は既にその活動を停止しているとみなせるとした。

なお、IAEA・SSG-21は、火山影響評価の対象となる火山の抽出について、1000万年前から現在までに活動があった火山としているが、1000万年と設定した明確な理由を示していない。むしろ、IAEA・SSG-21では、放射線学的影響の可能性を有する事象の年間発生確率のスクリーニング値は、一部の加盟国では 10^{-7} という値にされており、年間発生確率がこの値を下回っている起因事象は、その影響にかかわらず更なる検討を行う必要はないとして、初期評価の段階では、原子力発電所における噴火による危険な影響は可能性が非常に低いということとを考慮すると、 10^{-7} という年間発生確率（1000万年に1回）は、ある火山が将来何らかの種類の火山活動を発生させる可能性があるかどうかを評価する際

*1 広い意味の火砕流は、火山ガスと火砕物の混合物が斜面を流れ下る現象である。ただし、研究者によっては高温の流れに限定して用いられることも多い。こうした高温流は通常、噴煙柱若しくはドームの崩壊によって形成され、急速に斜面を流れ下る。火砕流は大きな砕屑岩（岩塊、火山弾）を運ぶことが可能であり、通常は地形の勾配に従う。火砕流内の温度は多くの場合、 500°C を超える。速度は火砕流がどのようにして、どこで発生したか、及び流れる斜面に応じて異なるが、一般的には50~100 km/h とされている。

*2 単一の火山の地下にあるマグマが供給される系統。

の合理的な基準であるとしている。この説明手法は、結局のところ、確率論的評価手法を用いて、放射線学的影響の可能性を有する事象の年間発生確率の限界値を 10^{-7} として、1000万年という数値を導いているにすぎないと認められる。このように、確率論的評価を検討対象とすべき火山の抽出方法として採用する根拠が明らかでない。他方、IAEA・SSG-21は、決定論的手法を用いることを排除していないことからすると、火山影響評価ガイドにおいて、第四紀を基準として火山の抽出を行うことはIAEA・SSG-21の考え方に整合している。

(2) 完新世の活動の有無 (図1の②)

上記地理的領域内に第四紀火山がある場合には、完新世(約1万年前まで)に当該火山の活動があったか否かを評価する。完新世に当該火山の活動があった場合には、当該火山は原子力発電所に影響を及ぼし得る火山として抽出する*3。他方、完新世に活動がなかった場合には、(3)に記載のとおり、当該火山の将来の活動可能性が十分小さいか否かを評価することとなる。

(3) 完新世に活動がなかった火山における将来の活動可能性の判断例 (図1の③)

第四紀火山で完新世に活動がなかった火山における将来の活動可能性については、当該火山の過去の活動状況を確認した上で第四紀の噴火時期、噴火規模、活動の休止期間を示す階段ダイヤグラムを作成し、現在の火山の状態を調査した上で将来の活動可能性が十分小さいと判断した場合は、当該火山の評価は終了する。

2 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

完新世に活動があった場合や、完新世に活動がなかったものの、将来の活動可能性が十分に小さいと判断できない場合には、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山とし

*3 気象庁が概ね1万年以内に噴火した火山及び現在活発な噴気活動のある火山を活火山としていることから、火山影響評価ガイドにおいても、これらの火山を評価対象とすることとしている。

て、火山活動に関する個別評価を行う。

(なお、火山活動に関する個別評価については、本資料「§ 5 5-5 5-5-5」において述べる。)

まず、原子力発電所の運用期間中における当該火山の活動可能性を評価し、それが十分小さいと判断した場合には、当該火山の評価は終了する。

この活動可能性が十分小さいとはいえないと判断した場合には、次に、当該火山による設計対応不可能な火山事象(火砕物密度流^{*4}(火砕流、火砕サージ^{*5}及びブラスト)、溶岩流、岩屑なだれ^{*6}、地滑り及び斜面崩壊、新しい火口の開口、地殻変動)が、原子力発電所の運用期間中に原子力発電所に到達する可能性を評価し、それが十分小さいと判断した場合には、立地不適とならない。

*4 火山噴火で生じた火山ガス、火砕物の混合物が斜面を流れ下る現象の総称(すなわち、火砕流、火砕サージ及びブラスト)。

*5 火砕物密度流のうち、比較的流れの密度が小さく乱流性が高いもの。火砕サージは爆発的噴火により火口から直接発生する場合や、濃度の高い火砕流から分離して生じることもある。火砕サージは、大半の火砕流よりも地形の勾配による制約を受けない。

*6 山体が大規模な斜面崩壊を起こし、高速で地表を流走する現象。

§ 5 5-5 火山

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。

1 評価方法

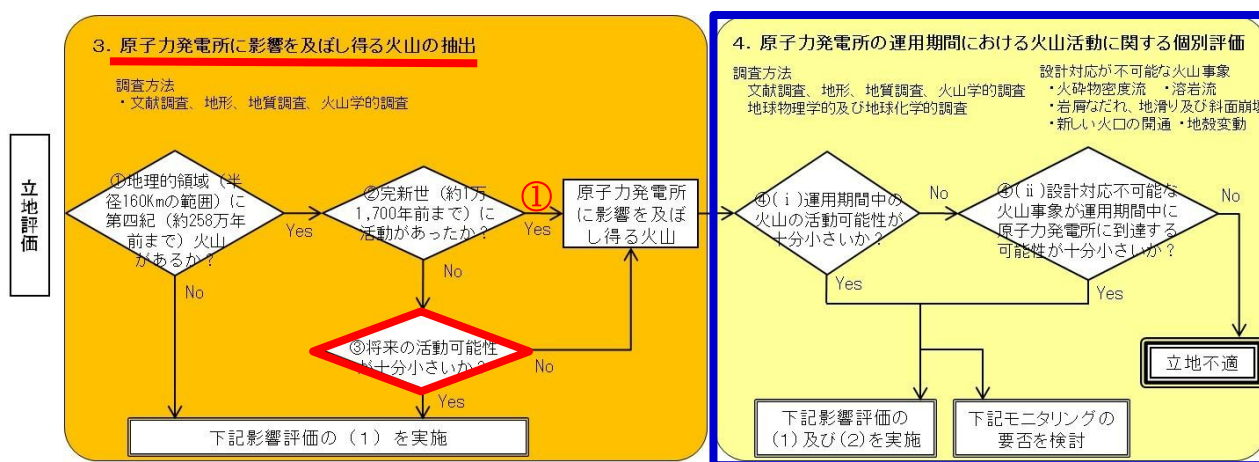


図1 基本フローより該当箇所の抜粋

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、立地評価のうち、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出において行うものである（図1赤枠部分参照）。

完新世に活動があった火山は、将来の活動可能性があることを示すものとして広く受け入れられていることから、完新世に活動していることが認められれば直ちにこれを原子力発電所に影響を及ぼし得る火山とする（図1①）。

他方、地理的領域にある第四紀火山のうち、完新世に活動していない火山については、文献調査並びに地形・地質調査及び火山学的調査の調査結果を基に、当該火山の噴火時期、噴火規模、活動の休止期間を示す階段ダイヤグラムを作成し、上記文献調査及び調査結果等から得られた知見と併せて、完新世（約1万年前まで）よりも古い時期まで遡

り、活動状況を踏まえて*1 当該火山の将来の活動可能性を評価する。

これらの評価の結果、火山活動が終息する傾向（噴火様式や噴出物の特性等）が顕著であり、最後の活動終了から現在までの期間が、過去の最大休止期間より長い等過去の火山活動の調査結果を総合的に考慮し、将来の活動可能性が十分小さいと判断できる場合は、当該火山の火山活動に関する個別評価（図1 青枠部分参照）を行う必要はない。

2 検討例

階段ダイヤグラムとは、縦軸に噴出量、横軸に噴出年代を設定し、それを分析することで、将来の火山活動の規模や時期について評価するものである。

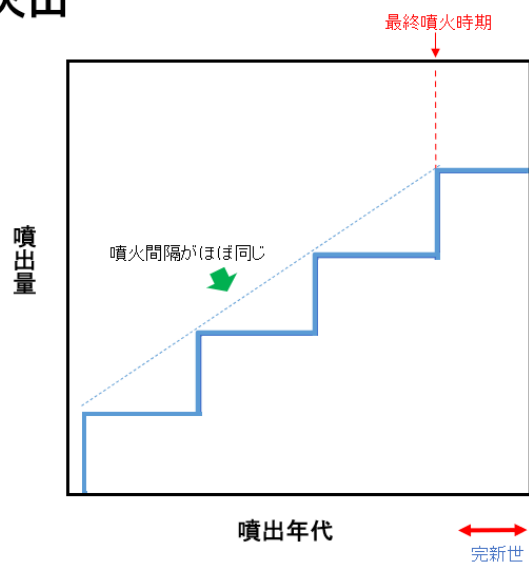
完新世に活動していない火山につき、将来の活動可能性が十分小さいか否かは、階段ダイヤグラムによる検討結果や噴出物の変化等の特性を総合的に考慮して行う。個別の火山の特徴に応じて総合的に考慮するものであり、階段ダイヤグラムの検討のみによって活動可能性を評価できるものもあれば、それだけでは足りないものもある。

例えば、図2のA火山（完新世に活動していない火山）は、階段ダイヤグラムにより、噴火間隔がほぼ同じであることが認められることから、階段ダイヤグラムの検討のみでは将来噴火を起こす可能性が十分小さいと判断することはできない。

他方、図2のB火山（完新世に活動していない火山）は、活動期間の当初に噴出量が大きい火山活動を行っており、次第にその噴出量が減少し、最後の噴火活動以降現在までの期間が最後の噴火活動以前の活動期間よりも長いことが認められることから、将来の活動可能性が十分小さいと判断し得る。

*1 例えば、本資料「§5 5-5 5-5-5」で説明する地球物理学的調査及び地球化学的調査を追加的に行い、現在の火山の状態を示すことにより当該火山の活動が終息していることを示すことも可能である。

A火山



B火山

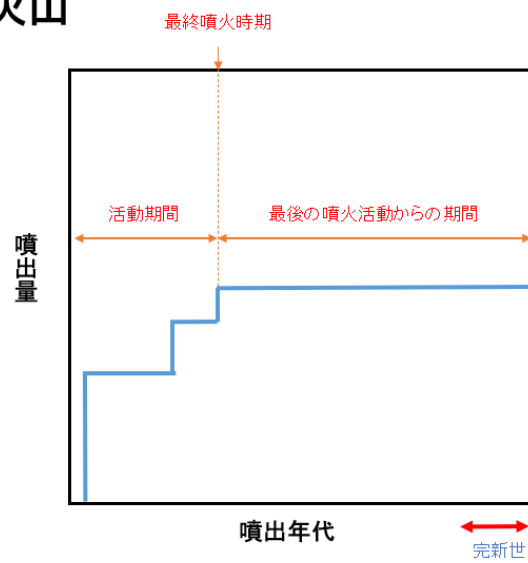


図2 階段ダイヤグラムの例

§ 5 5-5 火山

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。

1 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の方法

原子力発電所に影響を及ぼし得る火山として抽出した火山については、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を行う（図1 赤枠部分参照）。

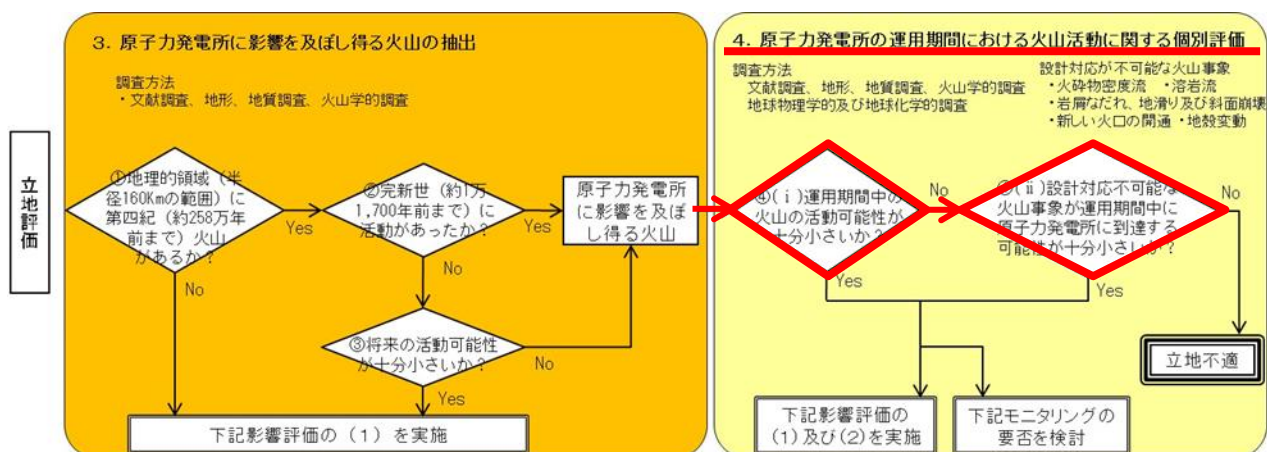


図1 基本フローより該当箇所の抜粋

(1) 運用期間中における火山の活動可能性の評価（図1の④(i)）

原子力発電所に影響を及ぼし得るか否かを評価する際に用いた調査結果と必要に応じて実施する地球物理学的及び地球化学的調査の結果を基に、原子力発電所の運用期間中における検討対象火山の活動可能性を総合的に評価する。

原子力発電所に影響を及ぼし得るか否かを評価する際に用いた階段ダイアグラムや地質調査等は、対象とする火山の過去から現在までの火山活動に焦点を当てた調査方法であるが、地球物理学的及び地球化学的調査は、対象とする火山の現在の火山活動

に焦点を当てた調査方法である。地球物理学的調査とは、例えば、現在、地下にマグマ溜まりがあるのか^{*1}、火山性地震は発生しているのか等を調査する方法である。地球化学的調査とは、火山ガスの観測、地下水に含まれるマグマ起源のガス分析等である。これらの地球物理学的調査や地球化学的評価によって、現在の火山の状態を分析し、現在の活動状況を確認して評価を行う。

ここで行う評価は、設計対応不可能な火山事象が発生する時期及びその規模を的確に予測できることを前提とするものではなく、現在の火山学の知見に照らして現在の火山の状態を評価するものである。その評価においては、火山地質学、地球物理学及び地球化学等から認められる最新の知見を抽出し、それらを総合的に考慮して、検討対象火山の噴火の可能性が十分小さいか否かを判断することとなる。

なお、検討対象火山（過去に巨大噴火が発生したものに限る。）の活動の可能性の評価に当たり、巨大噴火については、当該火山の現在の活動状況は巨大噴火が差し迫った状態ではないと評価でき、運用期間中における巨大噴火の可能性を示す科学的に合理性のある具体的な根拠が得られていない場合は、運用期間中における巨大噴火の可能性は十分に小さいと判断できる（本資料「§ 5 5-5 5-5-6」参照）。運用期間中における巨大噴火の可能性が十分に小さいと判断できた検討対象火山については、巨大噴火以外の火山噴火について、運用期間中における活動可能性の評価を行う。

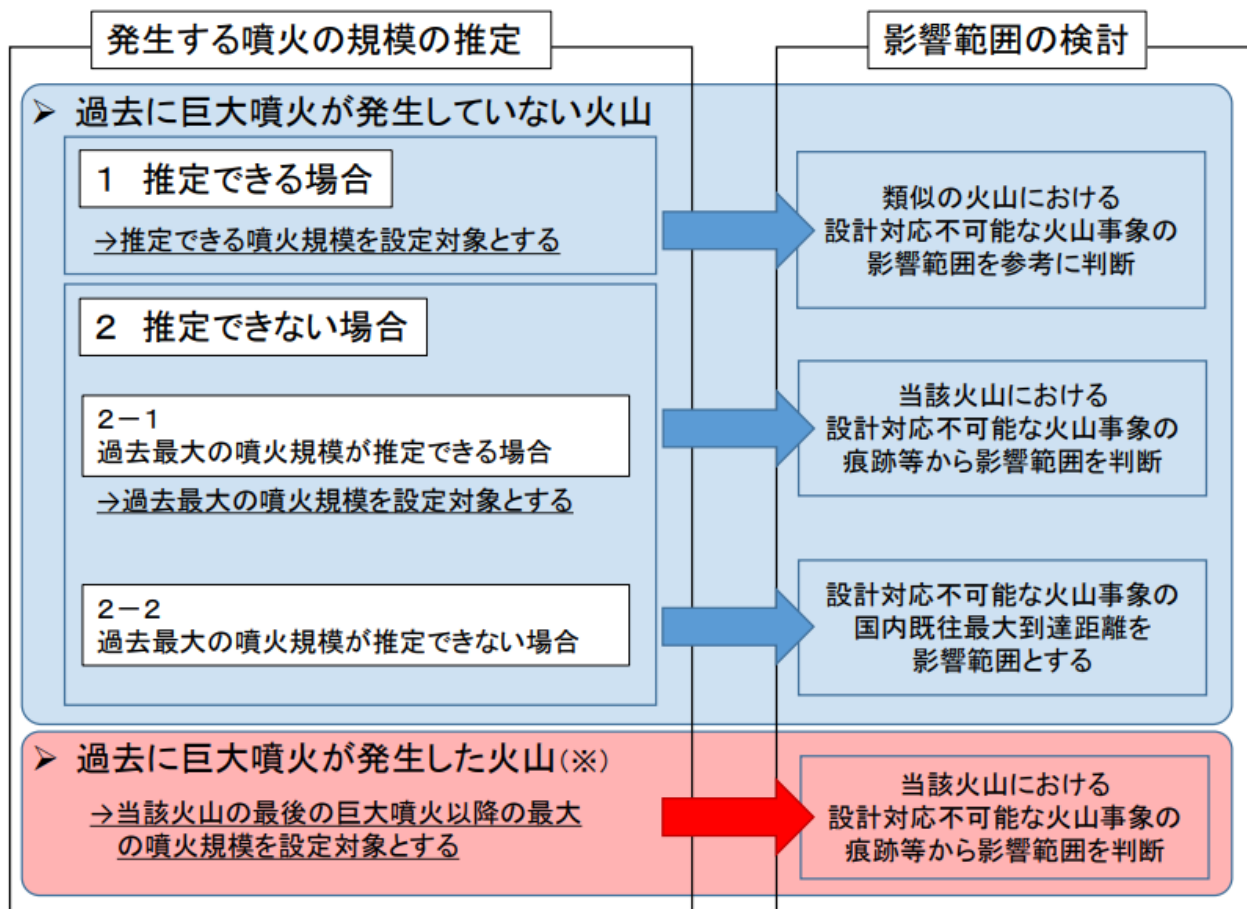
（２）運用期間中における設計対応不可能な火山事象の到達可能性の評価（図 1 の④

（ii）

ア 評価方法

検討対象火山の活動の可能性が十分に小さいと判断できない場合は、設計対応不可能な火山事象が運用期間中に原子力発電所に到達する可能性を評価する（図 2 参照）。

^{*1} 例えば、地殻変動観測により、地下のマグマ溜まりを推定する手法がある。これは、地下のマグマの移動に伴い地盤の変動が生じると考えられるため、GPS観測結果を用いて地殻変動の結果から火山体の膨張や収縮などを観測し、地下のマグマ溜まりの変化を推定するものである。



※ 運用期間中における巨大噴火の可能性は十分に小さいと判断したものであって、かつ、巨大噴火以外の火山活動について、運用期間中における活動可能性が十分に小さいと判断できないものに限る。

図2 設計対応不可能な火山事象の到達可能性の評価のフロー

まず、検討対象火山の調査結果から原子力発電所の運用期間中に発生する噴火規模を推定する。この際、調査結果から原子力発電所の運用期間中に発生する噴火の規模を推定できない場合は、検討対象火山の過去最大の噴火規模とする。また、過去に巨大噴火が発生した火山（運用期間中における巨大噴火の可能性は十分に小さいと判断したものであって、かつ、巨大噴火以外の火山噴火について、運用期間中における活動可能性が十分に小さいと判断できないものに限る。）については、当該火山の最後の巨大噴火以降の最大の噴火規模とする（本資料「§5 5-5 5-5-6」参照）。

次に、設定した噴火規模における設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達する可能性が十分小さいかどうかを評価する。評価では、検討対象火山の調査から噴火規模を設定した場合には、その噴火規模での影響範囲を定め、到達可能性を評価する。その際には、類似の火山における設計対応不可能な火山事象の影響範囲を参考とすることができる。過去最大の噴火規模から設定した場合には、検討対象火山での設計対応不可能な火山事象の痕跡等から影響範囲を定め、到達可能性を評価する。いずれの方法によっても影響範囲を定めることができない場合には、設計対応不可能な火山事象の国内既往最大到達距離を影響範囲として到達可能性を評価する。

これらの評価の結果、設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達する可能性が十分小さいと判断できる場合には、立地は不適とはならない。

イ 火山爆発指数との関係

火山爆発指数 (Volcanic Explosivity Index、以下「VEI」という。) は、噴火終了後に噴出量の大きさを評価する指標である。区分は0から8までに分かれており、VEI 2からVEI 8までは、区分の数値が一つ上がるごとに噴出物の量は10倍になる*2。また、VEIは、火山噴火の規模を表す指標の一つであり、噴出した火砕物 (火山灰、火砕流等) の量で評価されるが、溶岩は噴出量に加味されない。

そもそも、噴出物の量を認定すること自体に困難がある上、VEIでは、噴出物の種類ごとの評価ができず、各区分の噴出物の量の幅が大きいため、VEIのみから原子力発電所への火山事象の影響範囲を導くことはできない。

*2 VEI0は0.00001km³未満、VEI1は0.00001km³以上0.001km³未満、VEI2は0.001km³以上0.01km³未満、VEI3は0.01km³以上0.1km³未満、VEI4は0.1km³以上1km³未満、VEI5は1km³以上10km³未満、VEI6は10km³以上100km³未満、VEI7は100km³以上1000km³未満、VEI8は1000km³以上の噴出量である。

§ 5 5-5 火山

5-5-6 火山影響評価ガイドにおいて、過去に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。

1 巨大噴火とは何か

火山影響評価ガイドにおける「巨大噴火」とは、「地下のマグマが一気に地上に噴出し、大量の火砕流となるような噴火であり、その規模として噴出物の量が数10 km³程度を超えるようなもの」をいう。例えば、阿蘇4噴火^{*1}がこれに該当する。

2 巨大噴火に対する規制の在り方につき、原子力規制委員会が有する専門技術的裁量の範囲について

原子炉等規制法43条の3の6第1項4号にいう「災害の防止上支障がないもの」とは、発電用原子炉施設の位置、構造及び設備について、同施設内の放射性物質が外部の環境に放出されることは絶対にないといった達成不可能な安全性を備えていることをいうものではなく、相対的安全性を備えていることをいう。原子力規制委員会は、この相対的安全性の考え方にに基づき、時々最新の科学技術水準に従い、かつ、社会がどの程度の危険までを容認するかなどの事情をも見定めて、専門技術的裁量により、事象に対する規制の在り方を合理的に判断する（本資料「§ 1 1-1 1-2-1」参照）。

したがって、火山影響評価ガイドにおいては、「巨大噴火」を原子炉等規制法43条の3の6第1項第4号の「災害」に含めた上で、その規制の在り方については、原子力規制委員会が専門技術的裁量を行使し、社会通念を踏まえた相対的な安全性の考え方に

*1 約9万年前に起こったとされる噴火。火砕流は九州の大部分のみならず山口県まで届いており、火口から約160 km先まで到達したとされ、また火山灰は国内において火口から約1,700 km先まで確認されている。

基づいて行うこととなる。

3 巨大噴火の特質等

(1) 噴火に至る過程が十分に解明されていないこと

現在の火山学の知見において、とりわけ巨大噴火は、その発生例が極めて少ないこともあり、有史において観測されたことがなく、その他の噴火に比して噴火に至る過程が十分に解明されていない。

(2) 広域的な地域に重大かつ深刻な災害をもたらすこと

巨大噴火が発生した場合には、マグマの噴出とともに大規模な火砕流や大量の火山灰の降下など、種類の異なる火山事象が発生し、その火山事象の特徴に応じて、瞬時又は時間的経過を経て、人類の生命、身体や自然環境などに多大な影響を与える。

火砕流は、火口から噴出した火山灰や軽石、岩片、火山ガス及び大気の混合物が、高密度な流れとして地表に沿って流れる現象である。多くの場合、摂氏500℃以上の粒子とガスの混合体として流れる。また、その速度は、一般的には時速50～100 km、噴火規模によってはそれ以上の速度で地表に沿って流れ広がる。巨大噴火は、噴火規模が莫大であり、大規模な火砕流が瞬時に広範囲^{*2}にわたって流れ広がるところ、その過程で、そこに居住する人を死亡させ、建物等も崩壊させ、当該地域を壊滅状態にする。

巨大噴火時には、大規模な火砕流のみならず、爆発的な破砕プロセスによって生じた平均直径2 mm未満の火山岩の破片である火山灰も大量に放出され、広域^{*3}にわたって降り積もる。そして、このような事象が起き、火山灰が降り積もると、その荷重から木造家屋などが倒壊し、電気、水道などのライフラインは停止し、車、鉄道、航空

*2 例えば、阿蘇4噴火火砕流到達範囲については、上記脚注1参照。

*3 例えば、阿蘇4噴火火山灰到達範囲については、上記脚注1参照。

機などの交通手段も遮断され、当該地域の社会機能は喪失することも十分に考えられる。

このように、巨大噴火は、その事象自体による被害が余りにも甚大で他に比肩し得るものがない事象である。

(3) 低頻度な火山事象であること

現在の火山学の知見において、規模の大きな噴火であるほどその発生頻度は小さいと考えられているところ、巨大噴火は、噴火規模が莫大であり、現に有史において観測されたことがないことから、低頻度な火山事象であるといえる。

(4) 我が国においては、巨大噴火を想定した法規制や防災対策が行われていないこと

我が国においては、火山噴火が想定される地域での行為の制限については、法制上の対策の例^{*4}があるものの、その中でも巨大噴火は想定されていない。また、我が国の火山防災対策は、災害対策基本法及び活動火山対策特別措置法に基づき講じられており、都道府県防災会議、市町村防災会議は、噴火シナリオ、火山ハザードマップ、避難計画などを記載した地域防災計画を作成しているが、巨大噴火を想定している例はない。

4 原子力規制行政における巨大噴火の可能性評価の考え方

上記3の巨大噴火の特質等からすれば、巨大噴火の発生可能性が相応の根拠をもって示されない限り、巨大噴火によるリスクは、社会通念上容認される水準以下であると判断できる。

その上で、原子力規制委員会は、東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、安全確保に万全を期する観点から、科学技術的判断のため必要な範囲内において巨大噴火

*4 例えば、災害対策基本法や建築基準法。

を考慮することとした。

具体的には、巨大噴火の可能性評価について、当該火山の現在の活動状況は巨大噴火が差し迫った状態ではないと評価でき、運用期間中における巨大噴火の可能性を示す科学的に合理性のある具体的な根拠が得られていない場合は、運用期間中における巨大噴火の可能性は十分に小さいと判断できるとした。

ここで、「巨大噴火が差し迫った状態ではない」ことの評価に当たっては、現在の火山学の知見に照らした調査を尽くした上で、検討対象火山における巨大噴火の活動間隔、最後の巨大噴火からの経過時間、現在のマグマ溜まりの状況、地殻変動の観測データ等から総合的に評価を行うこととした。また、「運用期間中における巨大噴火の可能性を示す科学的に合理性のある具体的な根拠が得られていない場合」との要件は、火山学の知見自体が進歩していくものであることからすれば、現在の火山学の知見に照らした調査を尽くした上で、現在の火山の状態が巨大噴火が差し迫った状態ではないと評価できたとしても、なお新たに巨大噴火の可能性に関する科学的知見が得られることもあり得ると考えられ、かかる知見が火山学的に合理性のある具体的な根拠であるとするれば、当然考慮すべきものであるということを示したものである。このような巨大噴火の可能性評価の考え方は、上記2で述べた相対的安全性の考え方に合致するものである。

また、審査実務では、このような巨大噴火の可能性評価の考え方について従来から変更はなく、まず「原子力発電所の火山影響評価ガイドにおける『設計対応不可能な火山事象を伴う火山活動の評価』に関する基本的な考え方について」（平成29年度第69回原子力規制委員会資料6）において、それまでの審査経験・実績等を踏まえて従前の火山影響評価ガイドにおける考え方を整理し、令和元年12月18日原規技発第1912182号原子力規制委員会決定に係る火山影響評価ガイドの改正において、同ガイドの各規定の趣旨及び審査実務の考え方を正確に表現し、かつ文章としてより分かりやすいものとなるようにするという改正趣旨の一環として、同ガイドに明記されるに至った。

5 巨大噴火以外の火山活動の評価の考え方

運用期間中における巨大噴火の可能性が十分に小さいと判断したとしても、巨大噴火以外の火山活動について、運用期間中における活動可能性が十分に小さいと判断できない場合には、巨大噴火以外の火山噴火の規模と設計対応不可能な火山事象の評価を行うこととなる。この場合に噴火の規模を特定することは一般に困難であるため、「検討対象火山の過去最大の噴火規模」について火山事象の評価を行うこととなる（本資料「§ 5 5－5 5-5-5」参照）。ここで「検討対象火山の過去最大の噴火規模」には、当該検討対象火山の最後の巨大噴火以降の最大の噴火規模を用いる。

§ 5 5-5 火山

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。

1 火山影響評価ガイドにおける影響評価の方法

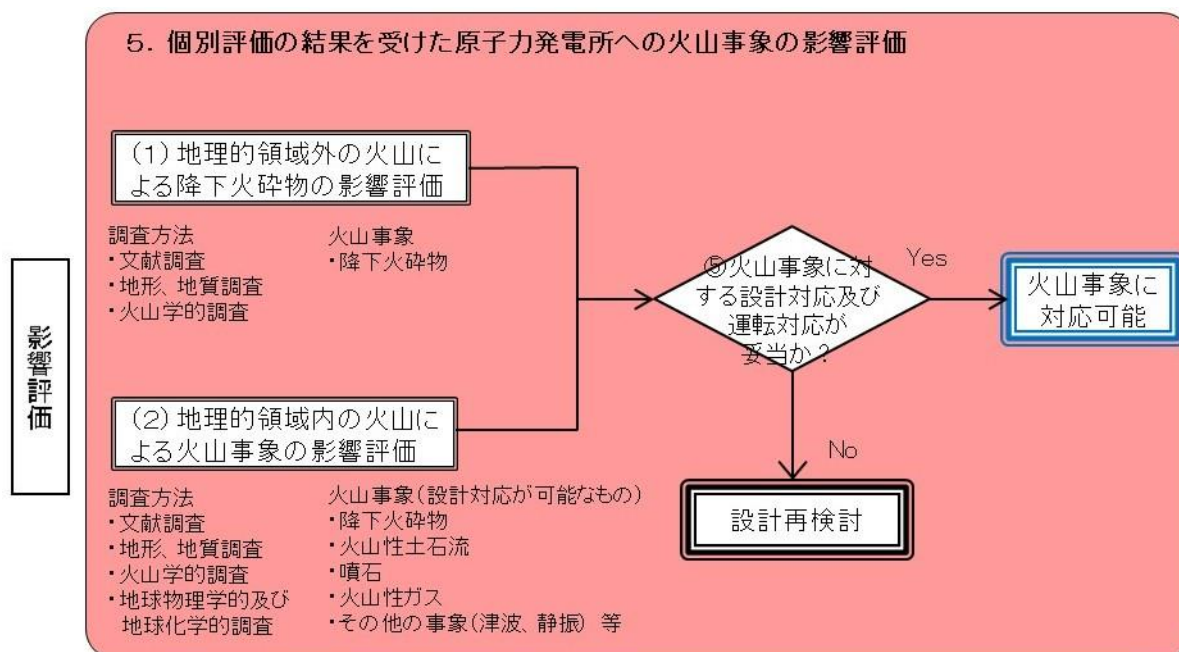


図1 基本フローより当該箇所の抜粋

原子力発電所は、所内の構造物や設備等が、降下火砕物^{*1}等による影響（例えば、降下火砕物による堆積荷重や取水設備の閉塞）によって、安全機能を損なうことがない設計であることが要求される。そこで、個別評価（詳細は本資料「§ 5 5-5 5-5-5」を参照）において立地が不適とならない場合は、次に、影響評価として、原子力発電所の

*1 大きさ、形状、組成若しくは形成方法に関係なく、火山から噴出されたあらゆる種類の火山砕屑物で降下する物を指す。

安全性に影響を与える可能性のある火山事象を抽出し、各火山事象に対する設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行う（図1参照）。

なお、評価を行う際の各火山事象の特性と規模については、個別評価を踏まえて設定する。

ただし、最も広範囲に及ぶ火山事象である降下火砕物に関しては、原子力発電所の敷地及びその周辺調査から求められる単位面積当たりの質量と同等の火砕物が降下するものとする。そのため、降下火砕物については、地理的領域外の火山も評価対象に含まれる。なお、原子力発電所の敷地及びその周辺調査から求められる単位面積当たりの質量と同等の火砕物の噴出源である火山事象が同定でき、これと同様の火山事象が原子力発電所の運用期間中に発生する可能性が十分小さいと認められる場合は考慮対象から除外する。

また、降下火砕物は浸食等で厚さが小さく見積もられるケースがあるので、文献等も参考にして、第四紀火山の噴火による降下火砕物の堆積量を評価する。

以下、地理的領域外及び地理的領域内の火山による火山事象の影響評価について、それぞれ説明する。

（1）地理的領域外の火山による降下火砕物の影響評価（図1の（1））

地理的領域外の火山については、降下火砕物の影響評価を行う。降下火砕物は主に火山灰である。地理的領域とは、原子力発電所から半径160キロメートルの範囲であり（詳細は本資料「§5 5-5 5-5-3」を参照）、降下火砕物以外の火山事象は地理的領域外に影響を及ぼすとは認められず、他方で、降下火砕物は地理的領域外にも影響を及ぼすと認められるため、地理的領域外については、降下火砕物の影響評価が必要となる。降下火砕物の降灰量（重量）の設定は、原子力発電所又はその周辺で確認された降下火砕物の最大降灰量（重量）を基に評価する。

（2）地理的領域内の火山による火山事象の影響評価（図1の（2））

地理的領域内で将来の活動可能性があるとして評価された火山については、降下火砕物

の影響評価だけでなく、火山性土石流や噴石、火山ガスなどの降下火砕物以外の火山事象による影響も評価する。

具体的には、例えば、火山ガスは、窒息性や有毒性、腐食性等といった直接的影響だけでなく、そのような影響により、原子力発電所周辺の人及びその生活に対し活動制限が課される等といった間接的影響をも及ぼす事象である。そこで、運用期間中に活動可能性のある火山に対する火山ガスの評価では、類似する火山から収集した情報又は当該火山におけるガス濃度計測値等の観測データを用いること等によって、原子力発電所への影響を示し、設計対応の可否を評価する。

このように影響評価においては、地理的領域内のみならず地理的領域外の火山事象の評価を行うところ、上記（１）及び（２）の各影響を評価するに当たっては、事業者において、原子力発電所が存在する立地周辺の地質調査や文献、数値シミュレーション等から、火山事象の影響の程度を認定し、その各事象に対する設計対応や運転対応を定め、原子力規制委員会において、その妥当性を審査する。

影響評価は、立地評価時の地質調査や文献等から、火山事象の原子力発電所の運用期間中における当該原子力発電所への影響の程度を評価することが求められるのであり、理由なく過去の当該原子力発電所への影響実績を超えた火山事象に対する設計を求めるものではない。

§ 5 5-5 火山

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。

1 平成29年12月改正の経緯

(1) 降下火砕物の影響評価に関する検討チームの設置

平成28年10月5日第35回原子力規制委員会において、委員から、降下火砕物の気中濃度（以下「気中降下火砕物濃度」という。）に関して、同年4月に電力中央研究所が公表した富士宝永噴火に関する数値シミュレーションに係る研究報告*1等の学術研究について、収集・分析や研究を進め、規制へ反映するか否かを判断する必要がある旨の指摘があった。

また、同年10月26日第40回原子力規制委員会における指示に基づき、原子力規制庁は、既に新規制基準への適合に係る設置変更許可がなされていた九州電力株式会社川内原子力発電所1・2号炉、四国電力株式会社伊方発電所3号炉及び関西電力株式会社高浜発電所1～4号炉*2について、1980年のセントヘレンズ山の噴火で得られた観測データを用いた場合の影響を確認することを求めるとともに、上記電力中央研究所の研究報告に対する事業者の見解等を報告することを求めた。

上記の確認結果等については、それぞれ同年11月16日第43回原子力規制委員会及び平成29年1月25日第57回原子力規制委員会において、原子力規制庁から

*1 「数値シミュレーションによる降下火山灰の輸送・堆積特性評価法の開発（その2）」（電力中央研究所）

*2 これら設置変更許可の審査に際しては、吸気口から降下火砕物が侵入し難い設計であることを確認し、念のため、降下火砕物が全て侵入した場合を仮定して、フィルタの閉塞時間を計算し、その時間に適切にフィルタ交換が可能とする手順を整備することを確認した。その際、参考として2010年のエイヤフィヤトラヨークトル火山の噴火で得られた観測データを用いた場合の影響を確認した。

報告を行った。

これらの対応を踏まえ、気中降下火砕物濃度に係る最新知見の規制への反映について検討を行うため、平成29年1月25日第57回原子力規制委員会及び同年2月15日の第61回原子力規制委員会において、「降下火砕物の影響評価に関する検討チーム」（以下「降下火砕物検討チーム」という。）を設置することが了承された。

（2）降下火砕物検討チームにおける検討

降下火砕物検討チームは、平成29年3月29日から同年6月22日までの間、学識経験者^{*3}らの参加の下、計3回の会合を開催し、同会合において①原子力発電所敷地における気中降下火砕物濃度の評価の考え方、及び②機器への影響評価の考え方について検討を行った。

計3回の会合における検討の結果については「気中降下火砕物濃度等の設定、規制上の位置付け及び要求に関する基本的考え方」（以下「気中降下火砕物に係る規制の考え方」という。）として取りまとめ、平成29年7月19日第25回原子力規制委員会において報告を行った。

あわせて、同委員会において、気中降下火砕物に係る規制の考え方に基づき規則等の改正を行うことが了承された。

（3）規則等の改正に係る意見公募手続及び施行状況

原子力規制委員会は、降下火砕物に係る規制の考え方に基づく規則等の改正案に対して、平成29年9月21日から1か月間の意見公募手続を行った。意見公募手続での指摘等を踏まえて一部修正された規則等の改正案については、同年11月29日第

*3 石峯 康浩（国立保健医療科学院 上席主任研究官）、土志田 潔（一般財団法人電力中央研究所 原子力リスク研究センター 主任研究員）、三浦 大助（一般財団法人電力中央研究所 原子力リスク研究センター 上席研究員）、山元 孝広（国立研究開発法人産業技術総合研究所 活断層・火山研究部門 研究部門付総括研究主幹）。肩書きは当時のもの。

5 2回原子力規制委員会において決定され^{*4}、同年12月14日に施行された。これらについては、施設の運転の安全性に与える影響、事業者及び規制当局の評価・確認等に要する期間等を踏まえ、経過措置として施行から約1年（平成30年12月31日まで）の猶予期間を設けることとした。

2 改正の内容（規則・火山影響評価ガイドにおける要求）

（1）気中降下火砕物に係る規制の考え方

気中降下火砕物は、改正以前から、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す火山事象として、その影響を十分に小さくする必要があるとし（本資料「§ 5 5-5 5-5-7」参照）、具体的には、外気取入口からの火山灰の侵入により非常用ディーゼル発電機の損傷等による系統・機器の機能損失が生じないこと等としている（ガイド5.1（3）(a)③等）。

気中降下火砕物に係る規制の考え方においては、前述の電力中央研究所の研究報告及び産業技術総合研究所の研究報告^{*5}を踏まえ、1980年のセントヘレンズ山の噴火で得られた観測データ等より高濃度の気中降下火砕物が到来する可能性があり、非常用ディーゼル発電機の吸気フィルタが閉塞する可能性があることが分かったため、これを考慮する必要があるとした。そこで、大きな不確実さを含んでいるものの、降灰継続時間を仮定して堆積量から推定する手法と数値シミュレーションにより推定する手法による推定値を考慮し、フィルタ交換等による安全施設の機能維持が可能かどうかの評価に用いる気中降下火砕物濃度及び継続時間を総合的・工学的判断により設定することとした。

（2）平成29年12月改正の内容

ア 原子力発電所敷地における気中降下火砕物濃度の評価（上記1（2）①）

*4 同年12月6日第53回原子力規制委員会において、第52回原子力規制委員会での指摘に係る追加報告を行った。

*5 産業技術総合研究所山元孝広ほか(2016年)「吸気フィルタの火山灰目詰試験」

気中降下火砕物濃度の評価に関し、火山影響評価ガイド（添付1）において、(a)降灰継続時間を仮定して堆積量から推定する手法、及び(b)数値シミュレーションにより推定する手法を新たに示し、これらのうちいずれかの手法^{*6}を用いて気中降下火砕物濃度を算出し、その算出された気中濃度における環境下における影響評価を行わなければならないとした^{*7}。

イ 機器への影響評価（上記1（2）②）

地震、津波等については、発生時に復旧が困難な損傷等の共通要因故障を複数設備に同時に引き起こす可能性があることから、あらかじめ、施設・設備等の設計において対応をすることを求めている。

他方、気中降下火砕物については、降灰時に使用しない施設・設備等は、外気取入口の閉止等を行い一時的に設備の停止を行うこと、また降灰時に使用する施設・設備等は、外気取入口に設置したフィルタの交換等を行うことにより、損傷等を防ぐことができる。また、降灰が収まれば安全機能の復旧が可能であることから、必ずしも降灰と同時に損傷等を引き起こすとは限らない。

このように、気中降下火砕物濃度に対しては、その特性を踏まえ、施設・設備等の設計による対策だけでなく、外気取入口の閉止等の運用による対策も含めて全体として対応することが適切である。

そのため、実用炉規則（84条の2（現行の83条）、92条）において、気中降下火砕物に対して、原子炉の運転の停止等による安定な状態への移行及び当該状態の維持、並びにこれら措置に必要な安全施設の機能を維持するための対策を求めることとした。具体的には、(i)上記アに示す手法で算出した気中降下火砕物濃度における安全

*6 想定すべき火山事象に対して、現に用いた手法による推定結果が保守的であると認められる場合には、いずれかの手法を用いればよい。

*7 気中降下火砕物に係る規制の考え方においては、機能維持評価用基準を、総合的、工学的判断により設定したものが「機能維持評価用参考濃度」としていた。機能維持評価用基準は、確立した知見による規制を行う際に用いてきた設計基準と区別するために用いられた用語である。もともと、検討の結果、確立した知見ではないものの、上記(a)及び(b)の推定する手法によって気中降下火砕物濃度を算出する方法を採用し、原子力規制委員会としてはこのような区別をしないこととした。

施設の機能を維持するための対策を要求することに加え、更に深層防護の観点から、(ii) 上記気中降下火砕物濃度を上回る場合も含め、濃度にかかわらず動作することが期待できる設備（例えば、タービン動補助給水ポンプ）による対策などを求めている^{*8}。

前述のとおり、気中降下火砕物に対しては、その影響を考慮すべき施設を抽出し必要な対策を講じる必要があるが、例えば、上記(i)の機能維持対策としては、原子炉の運転の停止等に必要な非常用交流動力電源等が上記アに示す手法で算出した気中降下火砕物濃度における環境下で使用できることを確認する必要がある。

非常用交流動力電源等を当該濃度環境下で使用するための対策として、例えば、外気取入口のフィルタの交換体制の整備や交換用フィルタの用意等を行うことは運用による対策であり、設置（変更）許可に係る審査における確認内容を変更するものではないことから、保安規定（変更）認可に係る審査において確認することとなる。なお、事業者の判断で、設置（変更）許可を伴う設備変更による対策を講じることを妨げるものではない。

*8 「火山灰対策に係る保安規定の審査について―火山灰対策における考え方の再整理―」（平成30年1月7日第40回原子力規制委員会）

§ 5 5-5 火山

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。

1 目的

我が国は、東京電力福島第一原子力発電所における事故を経験し、原子力規制委員会は、想定される事象に対する規制を強化し、十分な対策を取ることを求めるだけでなく、想定を超える事象に対しても、事前にできる限りの準備を求めることが重要であることを認識した。

このため、火山影響評価ガイドでは、個別評価により原子力発電所の運用期間中に、設計対応が不可能な火山事象が原子力発電所に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価した火山であっても、この評価とは別に、第四紀に設計対応が不可能な火山事象が原子力発電所の敷地に到達した可能性が否定できない火山に対しては、評価時からの状態の変化の検知により評価の根拠が維持されていることを確認することを目的として、運用期間中のモニタリングを事業者が行うこととした。

このように、モニタリングを行うのは、そもそも、原子力発電所の運用期間中において、設計対応が不可能な火山事象が原子力発電所に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価することができ、立地が不適とならない場合であるが、火山影響評価ガイドでは、あえて事業者にモニタリングを行わせることとした以上、モニタリングにより観測データの有意な変化を把握した場合への備えを考慮しておくことも当然必要であることから、モニタリングの実施方針に加えてモニタリングにより観測データの有意な変化を把握した場合の対処方針についても、事業者が事前に定めておくこととした。

2 火山活動のモニタリングの実施方針の策定

火山影響評価ガイドでは、事業者が火山モニタリングの実施方針を定めることとしている。具体的には、監視対象火山に対して、火山活動の監視項目を選定した上で運用期間中のモニタリングを行い、その結果を定期的に評価することにより、状況に有意な変化がないことを確認することを示している。

監視対象火山は、第四紀に設計対応不可能な火山事象が原子力発電所の敷地に到達した可能性が否定できない火山であり、否定できる火山は監視対象火山とはならない。

火山活動の監視項目としては一般的に、地震活動の観測（火山性地震の観測）、地殻変動の観測（GNSS等を利用し地殻変動を観測）、火山ガスの観測（放出される二酸化硫黄や二酸化炭素量などの観測）等が考えられる。事業者は、自ら、適切な方法により監視するが、公的機関による火山活動の観測結果は、火山影響評価ガイドにおける監視とは目的が異なるものも含め、参考となる場合に活用することを妨げるものではない。

上記のとおり、モニタリングの目的は、原子力発電所の運用期間中において、設計対応が不可能な火山事象が原子力発電所に影響を及ぼす可能性が十分に小さいと評価した火山であっても、この評価とは別に、評価時からの状態の変化の検知により評価の根拠が維持されていることを確認することであり、モニタリングによって噴火の時期や規模を予測することを目的としていない。

そして、事業者は、抽出したモニタリング結果を第三者の助言を得るなどして定期的に評価する必要がある。

3 観測データの有意な変化を把握した場合の対処方針の策定

火山影響評価ガイドでは、モニタリングにより観測データの有意な変化を把握した場合の対処方針として、①対処を講じるために把握すべき観測データの有意な変化と、それを把握した場合に対処を講じるための判断条件、②火山活動のモニタリングにより把握された観測データの有意な変化に基づき、火山活動の監視を実施する公的機関の火山の活動情報を参考にして対処を実施する方針、③モニタリングにより観測データの有意な変化を把握した場合の対処として、原子炉の停止、適切な核燃料の搬出等を実施する

方針を事業者が定めることを示している。

そもそも、モニタリングを行うのは、原子力発電所の運用期間中において、設計対応が不可能な火山事象が原子力発電所に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価した場合であるが、それにもかかわらずモニタリングにより観測データの有意な変化を把握した場合の対処方針を定めておくこととしたのは、想定を超える事象に対して備えをすることで、対処方針が全くない場合と比較して、適切な対処を比較的容易にできるようにするためであり、あらかじめ、原子炉の停止、適切な核燃料の搬出等の対策を想定し、可能な範囲での対処方針を定めることとしている。

§ 5 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。

1 竜巻影響評価ガイドの策定経緯

平成24年10月、原子力規制委員会は、福島第一原子力発電所の事故から得られた知見や教訓等を踏まえた原子力発電所の安全に係る規制基準類の見直しを行うために「発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム」（以下「検討チーム」という。）を組織し、発電用軽水型原子炉の新規制基準策定のための検討を開始した。検討チームの会合では、原子炉施設の設計基準で考慮すべき外部事象の見直しについて議論がなされ、新規制基準（設計基準）における考慮すべき外部事象として竜巻を新たに明示する方針となった。

独立行政法人原子力安全基盤機構は、原子力規制庁からの依頼により、竜巻及びその随件事象^{*1}等が原子炉施設の安全性に及ぼす影響を確認する設置許可段階の安全審査に活用するためのガイド案の検討のため、各々気象学や風工学等の専門家であり、竜巻や耐風設計等に造詣のある6名の専門家^{*2}によって構成される「竜巻影響評価ガイド策定分科会」を組織した。そして、同分科会における審議等を経て、平成25年4月4日付けで「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（案）」を策定し、原子力規制庁へ提出した。

同ガイド（案）は、原子力規制委員会が一般からの意見募集を行った結果等を反映して必要な修正を行い、第23回検討チーム会合（平成25年6月3日）での議論を経て、

*1 竜巻及び竜巻と同時に発生する可能性のある雷、大雨、雹等、あるいはダウンバースト等に伴って発生し得る事象。

*2 神田順主査（東京大学名誉教授、日本大学特任教授）、喜々津仁密委員（独立行政法人建築研究所構造研究グループ主任研究員）、小林文明委員（防衛大学校地球海洋学科教授）、野村卓史委員（日本大学理工学部土木工学教授）、松井正宏委員（東京工芸大学工学部建築学科教授）、丸山敬委員（京都大学防災研究所気象・水象災害研究部門教授）。肩書きは当時のもの。

平成25年6月19日付けで、原子力規制委員会により、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（以下「竜巻影響評価ガイド」という。）」として、制定された。

なお、上記ガイドは、国際原子力機関（以下「IAEA」という。）の竜巻の基準や、アメリカ合衆国原子力規制委員会（以下「米国NRC」という。）における竜巻に関する各種ガイドなどの基準類などを参考としている。

また、原子力規制委員会は、平成27年に気象庁が策定し、平成28年4月から竜巻等の突風の調査に使用している日本版改良藤田スケール（以下「JEFスケール」という。）について、当面の間は原則として採用せず、従来の藤田スケール^{*3}によって評価することとし、一般からの意見募集を行った結果等を踏まえ必要な修正を行ったうえで、竜巻影響評価ガイドを平成30年11月28日付けで改正し、上記の旨を明記した（なお、改正後の竜巻影響評価ガイドにおけるJEFスケールの具体的な適用方法については、本資料「§5 5-6 5-6-3」の1（2）ウ参照）。

2 竜巻影響評価ガイドの法的位置付け

原子炉等規制法は、発電用原子炉を設置しようとする者は、原子力規制委員会の原子炉設置許可を受けなければならない旨定めている（同法43条の3の5第1項）。そして、原子炉設置（変更）許可の要件の一つとして、「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つ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」を求めるいわゆる4号要件があり（同法43条の3の6第1項4号、43条の3の8第2項）、「原子力規制委員会規則で定める基準」については、設置許可基準規則に必要な基準が定められている。

設置許可基準規則6条1項は、「安全施設（兼用キャスクを除く。）は、想定される

*3 1971年にシカゴ大学の藤田哲也博士が考察した竜巻等の規模を表す指標。藤田スケールには、通常、F0～F5までの階級が用いられ、階級ごとに風速の範囲が定義されている。

自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）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。」と定め、「想定される自然現象」には「竜巻」が含まれる（設置許可基準規則の解釈6条2）。

竜巻影響評価ガイドは、当該規定に関連して、原子炉施設の供用期間中に極めてまれに発生する突風・強風を引き起こす自然現象としての竜巻及びその随伴事象等によって原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であることを設置許可段階において確認する一例として安全審査に活用することを目的とするものであり、審査における位置付けは、規制基準に関連する内規（行政手続法上の審査基準に該当しないもの）である。すなわち、竜巻影響評価ガイドは、設置許可基準規則6条1項に基づき、原子力発電所への竜巻影響評価の妥当性を審査官が判断する際に、参考とするものである。したがって、事業者において、その妥当性が適切に示されれば、竜巻影響評価ガイド以外の方法を用いてもよい。

§ 5 5-6 竜巻

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か（概要）。

1 評価方法の概要

(1) 目的

設置許可基準規則6条1項において、外部からの衝突による損傷の防止として、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とされており、敷地周辺の自然環境を基に想定される自然現象の一つとして、竜巻の影響を挙げている。竜巻影響評価ガイドは、当該規定に関連して、原子炉施設の供用期間中に極めてまれに発生する突風・強風を引き起こす自然現象としての竜巻及びその随件事象等によって原子炉施設の安全性を損なうことがない設計であることを設置許可段階において確認する一例として安全審査に活用することを目的としている。そして、設置許可段階の安全審査においては、①設計竜巻及び設計荷重（設計竜巻荷重及びその他の組み合わせ荷重^{*1}）が、竜巻影響評価ガイドに示す基本的な方針を満足した上で適切に設定されていること、②設計荷重に対して、竜巻防護施設の構造健全性等が維持されて安全機能が維持される方針であることの2点について確認するものである。

(2) 設計の基本方針

竜巻影響評価ガイドにおいて、設計の対象となる原子炉施設を設計対象施設という。設計対象施設には、竜巻防護施設と竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設があ

*1 その他の組み合わせ荷重とは、①設計対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重等と②竜巻以外の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重等をいう。

る。

竜巻防護施設とは、「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」の重要度分類における耐震Sクラスの設計を要求される設備(系統・機器)及び建屋・構築物等をいう。例えば、原子炉格納容器や安全機能を有する系統・機器(配管を含む)等がある。

竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設とは、当該施設の破損等により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼして安全機能を喪失させる可能性が否定できない施設、又はその施設の特定の区画*2をいう。例えば、送電鉄塔や開閉所等がある。

ただし、竜巻防護施設の外殻となる施設等(竜巻防護施設を内包する建屋・構築物等)による防護機能によって、設計竜巻による影響を受けないことが確認された施設については、設計対象から除外できる。

竜巻防護施設の外殻となる施設等による防護機能が期待できる設計対象施設とは、例えば、原子炉格納容器に内包された安全機能を有する設備等*3をいう。

(3) 設計の基本的な考え方

設置許可段階では、基準竜巻*4、設計竜巻*5及び設計荷重*6が適切に設定されていること、並びに設計荷重に対して、機能・配置・構造計画等を経て抽出された設計対象施設の安全機能が維持される方針であることを確認する。ただし、設計荷重については、設置許可段階において、その基本的な種類や値等が適切に設定されていることを確認する。以下「5-6-3」及び「5-6-4」において、それぞれについて詳述する。

*2 竜巻防護施設を内包する区画をいう。

*3 原子炉容器、蒸気発生器等。

*4 設計対象施設の供用期間中に極めてまれであるが発生する可能性があり、設計対象施設の安全性に影響を与えるおそれがある竜巻をいう。

*5 原子力発電所が立地する地域の特性(地形効果による竜巻の増幅特性等)等を考慮して、科学的見地等から基準竜巻に対して最大風速の割り増し等を行った竜巻。

*6 設計荷重とは、設計竜巻荷重(風圧力、気圧差による圧力及び飛来物の衝撃荷重)と設計竜巻荷重と組み合わせる荷重(設計対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重等及び竜巻以外の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重等)をいう。

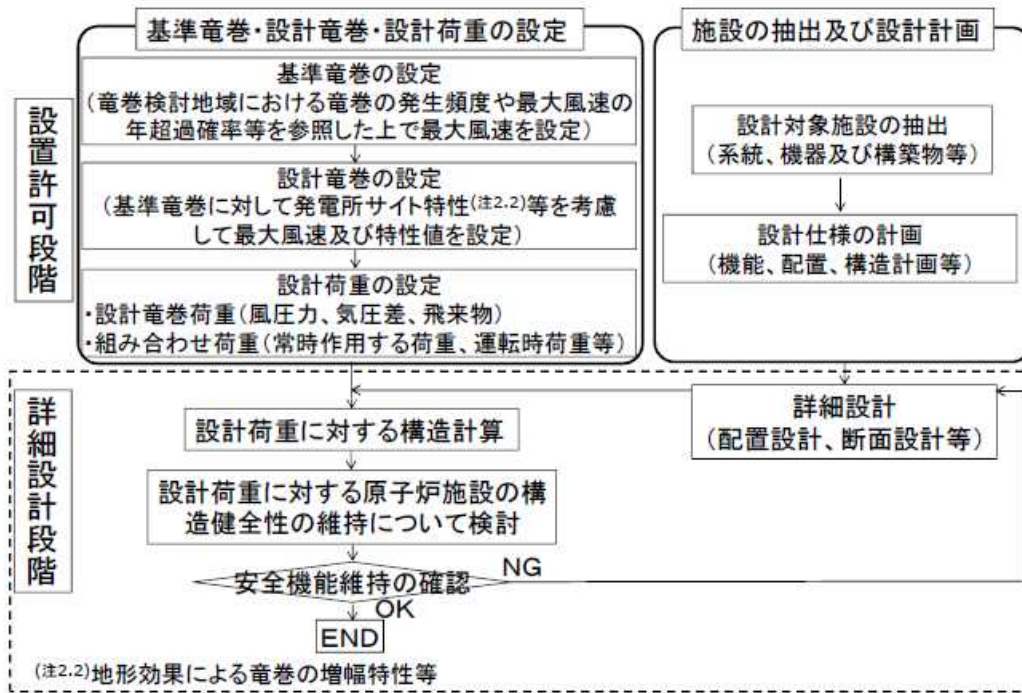


図1 設計の基本フロー

§ 5 5-6 竜巻

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か（概要）。

1 基準竜巻の設定

設置許可段階の安全審査において、基準竜巻及び設計竜巻が適切に設定されていることを確認する。審査では、まず、竜巻検討地域の設定を確認し、次に、その地域における基準竜巻の最大風速（ V_B ）の設定及び設計竜巻の最大風速（ V_D ）の設定を確認した上で、さらに、上記設計竜巻の特性値の設定及び設計竜巻荷重（ F_D ）の設定を確認するという流れになる（図1参照）。そこで、ここでは、基準竜巻の最大風速（ V_B ）の設定までの流れについて、以下詳述する。

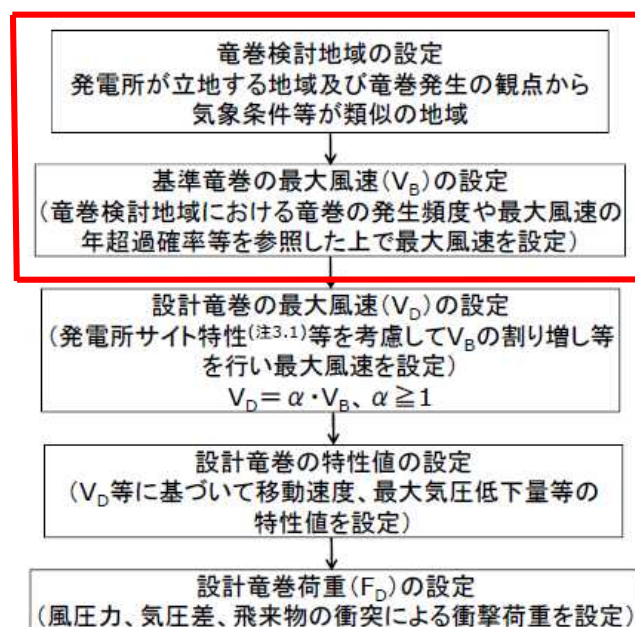


図1 基準竜巻・設計竜巻の設計に係る基本フロー

(1) 竜巻検討地域の設定

竜巻検討地域は、原子力発電所が立地する地域及び竜巻発生観点から原子力発電所が立地する地域と気象条件等が類似の地域から設定する。

竜巻検討地域の設定にあたって、竜巻影響評価ガイドは、IAEAの基準を参考にしている。IAEAの基準では、ある特定の風速を超過する竜巻の年発生頻度の検討にあたって竜巻の記録を調査する範囲として、およそ10万km²を目安としている。そこで、日本においても、竜巻検討地域を目安を、原子力発電所を中心とする10万km²の範囲としている。しかし、日本は、日本海側と太平洋側では気象条件等が異なるなど、比較的狭い範囲で気象条件が大きく異なる場合があることから、必ずしも10万km²に拘らずに原子力発電所の立地する地域と気象条件等が類似する地域を調査した結果に基づいて竜巻検討地域を設定することを基本とする。

例えば、原子力発電所が海岸線付近に立地する場合の竜巻検討地域の設定においては、安易に原子力発電所を中心とする円又は矩形の領域等を竜巻検討地域にするのではなく、気象条件の類似性が日本海側や太平洋側の海岸沿いに分布しているのであれば、日本海側や太平洋側の海岸沿いの地域を対象に10万km²の範囲を設定するなど、原子力発電所の立地する地域と気象条件等が類似する地域を調査するという本来の趣旨にのっとり、竜巻検討地域を設定すべきである。そして、その際には、日本における竜巻位置は、海岸線付近に集中している傾向があり（図2参照）、かつ海岸線から5km以上離れた地域では竜巻発生数が急激に減少する傾向があることから（図3参照）、海岸線から陸側及び海側それぞれ5kmの範囲を目安に設定する。



図2 日本における竜巻の発生分布（1961～2011年）

（出典：気象庁：竜巻分布図（全国：1961-2011年）2012.8.24作成）

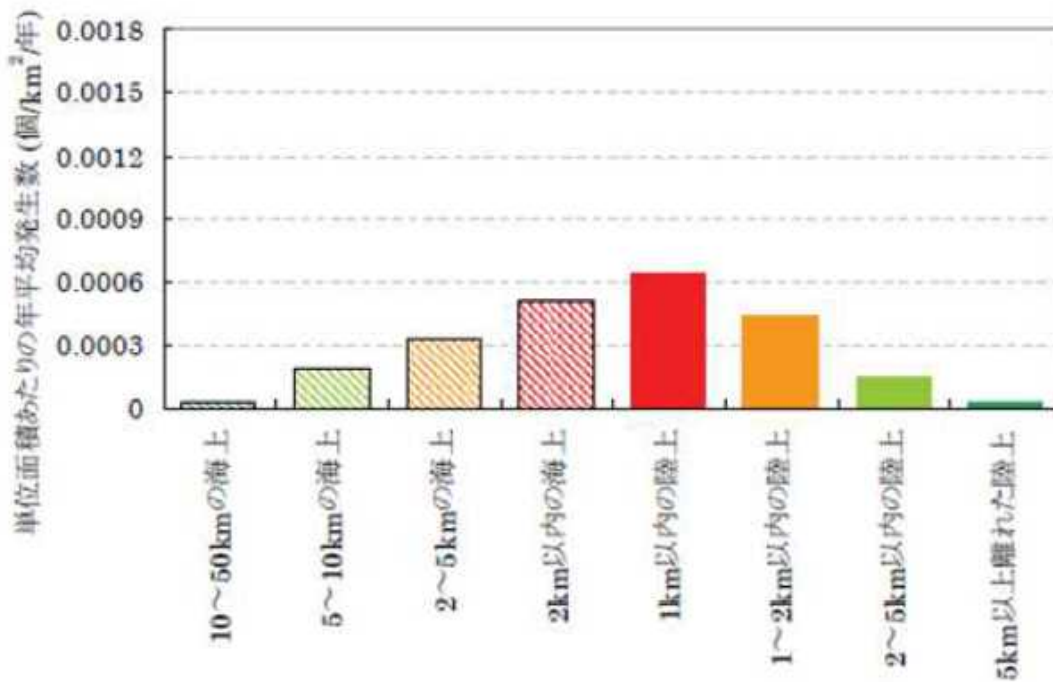


図3 日本の海岸線付近における竜巻の発生状況^{*1}（1961～2009年12月、規模：F0以上）

*1 被害の痕跡が残りにくい海上竜巻は、単位面積あたりの年平均発生数が、実際の発生数より特に少ない可能性が考えられる。

(出典：東京工芸大学：「平成21～22年度原子力安全基盤調査研究（平成22年度）竜巻による原子力施設への影響に関する調査研究」独立行政法人原子力安全基盤機構委託研究成果報告書、平成23年2月）

(2) 基準竜巻の最大風速 (V_B) の設定

基準竜巻の最大風速 (V_B) は、①過去に発生した竜巻による最大風速 (V_{B1}) と②竜巻最大風速のハザード曲線*2による最大風速 (V_{B2}) のうち大きな風速とする。なお、 V_B は、最大瞬間風速とする。

ア ①過去に発生した竜巻による最大風速 (V_{B1})

日本で過去に発生した竜巻による最大風速を V_{B1} として設定する。ただし、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速を十分な信頼性のあるデータ等*3に基づいて評価できる場合は「日本」を「竜巻検討地域」と読み替えることができる。つまり、日本で過去に発生した竜巻による最大風速を V_{B1} として設定するのではなく、竜巻検討地域における過去に発生した竜巻による最大風速を V_{B1} として設定することも可能である。

過去に発生した竜巻による最大風速は、竜巻による被害状況等に基づく既往のデータベース、研究成果等について十分に調査・検討した上で設定する必要がある。

竜巻検討地域の観測記録等に基づいて①を設定する場合において、日本における過去最大級の竜巻を考慮しない場合には、その明確な根拠を提示する必要がある。

竜巻による被害状況から推定された最大風速を参照して設定された藤田スケールを用いて基準竜巻の最大風速を設定する場合は、藤田スケールの各階級 (F0～F5) の最大風速を用いる。図4に藤田スケールと風速の関係を示す。なお、風速計等によって観測された風速記録がある場合には、その風速記録を用いてもよい。

*2 ある任意地点において将来の一定期間中に襲来するであろう任意の竜巻の最大風速と、その強さを超過する頻度または確率との関係を示したもの。

*3 例えば、気象庁における「竜巻等の突風データベース」に基づくもの。

スケール	風速
F0	17～32m/s (約 15 秒間の平均)
F1	33～49m/s (約 10 秒間の平均)
F2	50～69m/s (約 7 秒間の平均)
F3	70～92m/s (約 5 秒間の平均)
F4	93～116m/s (約 4 秒間の平均)
F5	117～142m/s (約 3 秒間の平均)

図 4 藤田スケールと風速の関係

イ ②竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (V_{B2})

竜巻検討地域における竜巻の観測記録等に基づいて作成した竜巻最大風速のハザード曲線上において、年超過確率*4 (P_{B2}) に対応する竜巻最大風速を V_{B2} とする。 P_{B2} は 10^{-5} (暫定値) を上回らないものとする。

また、竜巻検討地域において基準竜巻の最大風速 (V_B) が発生する可能性を定量的に確認するために、 V_B の年超過確率を算定することとする。なお、 V_B が V_{B1} から決定された場合 ($V_B = V_{B1}$ の場合) は、 V_{B2} の算定に用いた竜巻最大風速のハザード曲線を用いて、 V_B の年超過確率を算定する。ちなみに、米国 NRC の基準類では、設計に用いる竜巻 (設計基準竜巻 : Design-basis tornado) の最大風速は、年超過確率 10^{-7} の風速として設定されている。

②の算定においては、まず、原子力発電所の号機ごとの全ての設計対象施設の設置面積の合計値及び推定される竜巻被害域 (被害幅、被害長さ移動方向等から設定) に基づいて竜巻影響エリアを設定する。

*4 ある事象の発生頻度、発生確率の単位の一つ。例えば、「年超過確率が 10^{-5} 」とは、10 万年に 1 回の発生頻度ということになる。

次に、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の記録等に基づいて基本的にはポアソン過程*5等により竜巻の年発生数の確率分布の設定をする。

さらに、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の記録等に基づいて対数正規分布*6等を仮定して竜巻最大風速の確率密度分布の設定をする。

そして、上記で設定した竜巻の年発生数の確率分布及び竜巻最大風速の確率密度を用いて、竜巻最大風速のハザード曲線の算定を行う。

最後に、上記で算定した竜巻最大風速のハザード曲線において年超過確率 P_{B2} ($\leq 10^{-5}$ (暫定値)) の竜巻最大風速を V_{B2} とする (図5参照)。

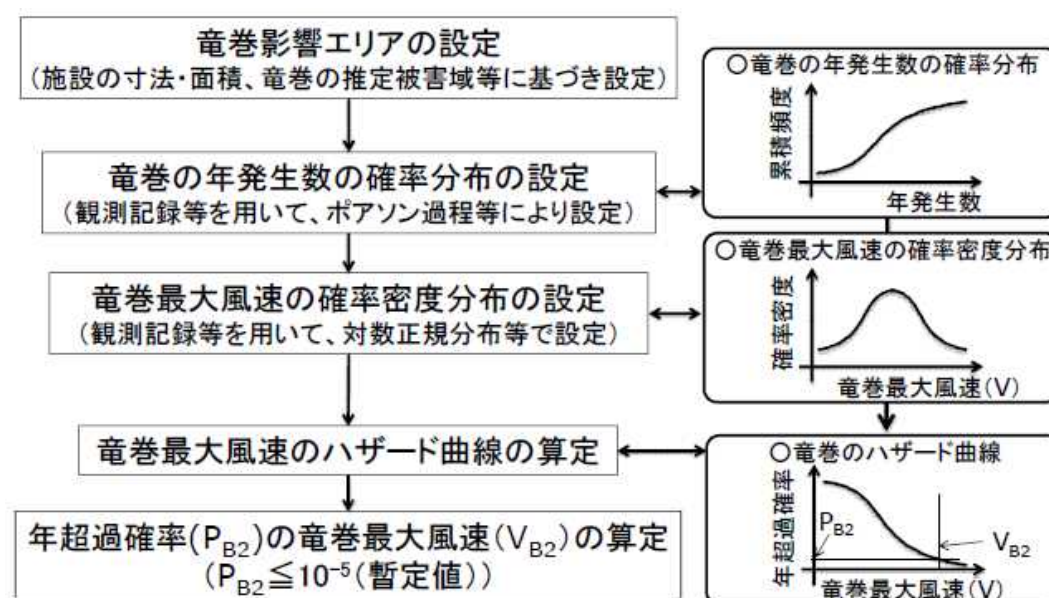


図5 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (V_{B2}) の算定フロー

*5 ポアソン過程とは、ある現象がランダムに起こる場合に、今までの発生状況がそれ以降の発生に影響を与えず、かつ発生が時間的に一様に推移する現象を表す数学的モデルであり、以下のような仮定に基づいている。

- ① 事象は時間・空間のいかなる場所でもランダムに発生する。
- ② 与えられた時間・空間の区間内で、事象の発生は他の任意の区間に対して独立である。
- ③ 微小区間 Δt における事象発生確率は Δt に比例する。 Δt の間に事象が2回以上発生する確率は無視できる。

*6 確率変数の自然対数が正規分布 (平均値を中心に左右対称の釣鐘型のような形状となる分布) に従う確率分布。

ウ J E F スケールの適用について

平成 27 年に気象庁が策定し、平成 28 年 4 月から竜巻等の突風の調査に使用している J E F スケールについては、日本の建築物等の種類や特性を踏まえた被害指標及び被害度が用いられており、個別被害から求められる風速の精度の向上が図られている。一方、J E F スケールにより評定された竜巻の風速等に関するデータの蓄積が少なく、そのデータのみによって竜巻影響評価ガイドにおいて評価が定められている竜巻最大風速の大きさと発生頻度との関係を把握することは困難であることから、 V_B の設定において、J E F スケールによるデータを用いず、平成 28 年 3 月以前に藤田スケールにより評定された竜巻の風速等に関するデータを用いて評価を行うものとする。ただし、これまでに日本国内において観測された最大の竜巻である藤田スケールの階級 F 3 の最大風速 92 m/s に近い値又はそれを超える値が気象庁等により評定された場合には、設計竜巻荷重 (F_D) の設定に影響が出る可能性があるため、観測された風速の扱いを別途検討する。

§ 5 5-6 竜巻

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か（概要）。

1 設計竜巻の設定及び設計竜巻荷重の設定

図1のとおり、基準竜巻の最大風速（ V_B ）の設定がなされると、次に、設計竜巻の最大風速（ V_D ）及び特性値を設定し、さらに、設計竜巻荷重を設定する。以下、設計竜巻の最大風速の設定・特性値の設定及び設計竜巻荷重について、それぞれ詳述する。

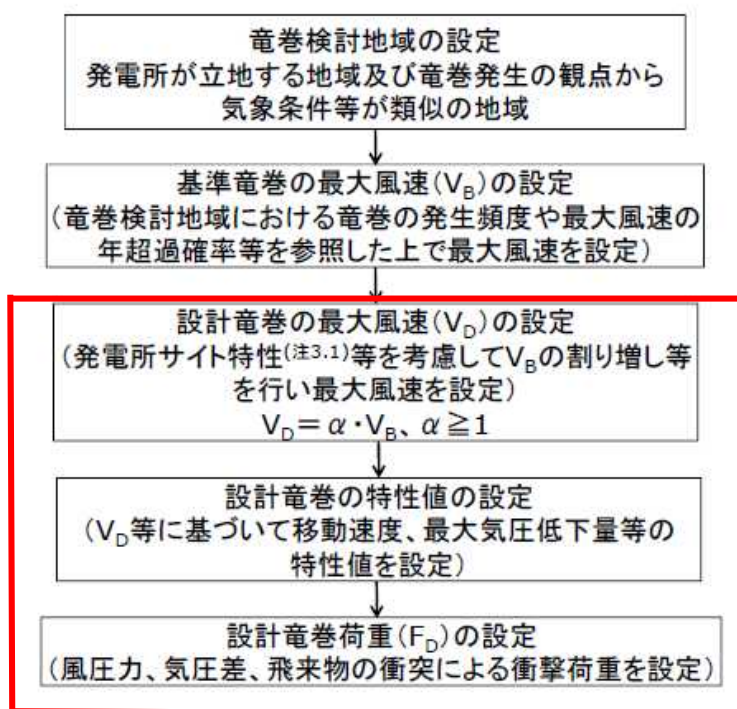


図1 基準竜巻・設計竜巻の設計に係る基本フロー

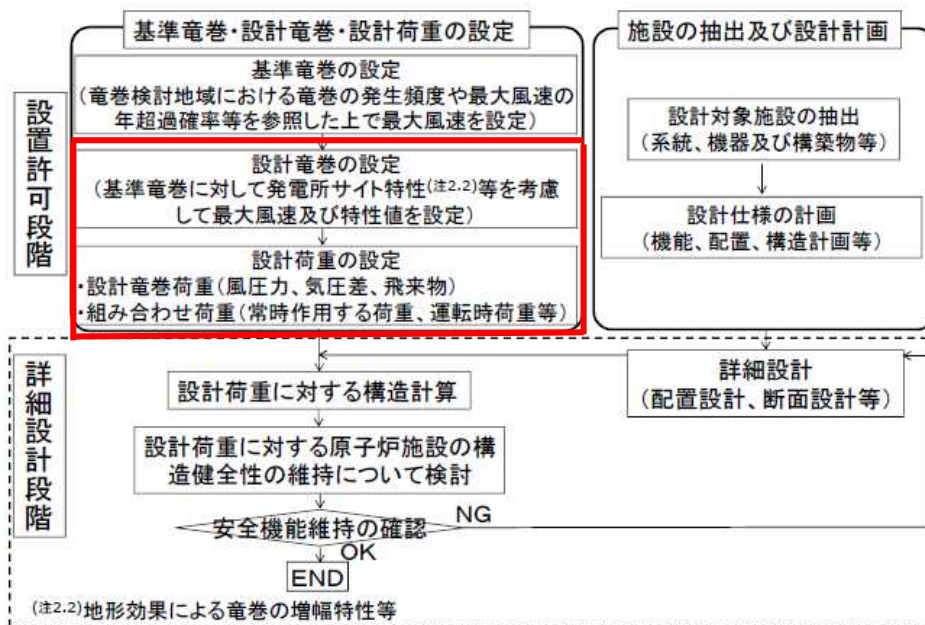


図2 設計の基本フロー

2 設計竜巻の設定

(1) 設計竜巻の最大風速 (V_D) の設定

設計竜巻の設定では、設計竜巻の最大風速^{*1} (V_D) 及び特性値を設定する。すなわち、設計竜巻の最大風速 (V_D) は、原子力発電所が立地する地域の特性（地形効果による竜巻の増幅特性等）等を考慮して、科学的見地等から基準竜巻の最大風速 (V_B) の適切な割り増し等を行って設定する。なお、 V_D は V_B を下回らないものとする。

原子力発電所が立地する地域の特性（地形効果による竜巻の増幅特性等）としては、丘陵等による地形効果によって竜巻が増幅する可能性があると考えられることから、原子力発電所が立地する地域において、設計対象施設の周辺地形等によって竜巻が増幅される可能性^{*2}について検討を行い、その検討結果に基づいて設計竜巻の最大風速 (V_D) を設定する。なお、竜巻が丘陵や段差等の上空を通過した際には、竜巻が減衰

*1 最大瞬間風速。

*2 例えば、竜巻が地表面の勾配の変化により増幅する知見が得られている。

する可能性が指摘されているが、保守性を考慮して、 V_D の設定においては、そのような減衰の効果は考慮しない。

(2) 設計竜巻の特性値の設定

設計竜巻の特性値は、設計竜巻の最大風速 (V_D)、及び竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の特性等を考慮して適切に設定する。具体的には、竜巻検討地域で観測された竜巻に関する情報、及び設計竜巻の最大風速 (V_D) 等に基づいて、移動速度、最大接線風速、最大接線風速半径、最大気圧低下量、最大気圧低下率を設定する。

3 設計竜巻荷重の設定

設計竜巻荷重 (F_D) の設定においては、①設計竜巻の最大風速による風圧力、②設計竜巻における気圧低下によって生じる設計対象施設内外の気圧差による圧力及び③設計竜巻によって設計対象施設に衝突し得る飛来物 (設計飛来物) が設計対象施設に衝突する際の衝撃荷重について、それぞれの技術的見地等から妥当な荷重を設定する。

4 設計荷重の設定

設計荷重の設定とは、設計竜巻荷重及び設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定をいう。設計竜巻荷重と組み合わせる荷重とは、①設計対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重等及び②竜巻以外の自然現象^{*3}による荷重、設計基準事故荷重等をいう。

なお、②の荷重については、竜巻以外の自然現象及び事故の発生頻度等を参照して、①の荷重に組み合わせることの適切性や設定する荷重の大きさ等を判断する。

そして、上記により算出された設計荷重に対して、設計対象施設、あるいはその特定の区画^{*4}の構造健全性が維持されて安全機能が維持される方針であることを確認する。具

*3 竜巻との同時発生が想定され得る雷、雪、雹及び大雨等の自然現象を含む。

*4 竜巻防護施設を内包する区画。

体的には、建屋、建築物等の構造健全性の確認や、設備の構造健全性の確認等であり、①外殻となる施設等による防護機能が確認された竜巻防護施設を除く竜巻防護施設においては、設計対象施設が終局耐力等の許容限界に対して妥当な安全余裕を有していることを確認し、②竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設においては、設計対象施設あるいはその特定の区画が、終局耐力等の許容限界に対して妥当な安全余裕を有していること、及び設計飛来物が設計対象施設あるいはその特定の区画に衝突した際に、竜巻防護施設の安全機能の維持に影響を与えないことなどを確認する。

5 竜巻随件事象に対する考慮

竜巻随件事象に対する考慮とは、竜巻随件事象に対して、竜巻防護施設の安全機能が維持される方針であることを確認することをいう。

検討対象とする竜巻随件事象は、原子力発電所の図面等を参照して十分に検討した上で設定する。ただし、竜巻随件事象として容易に想定される火災、溢水等及び外部電源喪失という事象については、その発生の可能性について検討を行い、必要に応じてそれら事象が発生した場合においても安全機能が維持される方針であることを確認する。

§ 5 5-6 竜巻

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。

1 基準竜巻の最大風速の設定手法に係る考え方

一般論として、ある自然現象に関して想定する水準（ハザード・レベル）を設定する際には、次に述べる手法のうちのいずれか又は複数を用いることが合理的である。

すなわち、まず、①既往最大の観測値等に基づきハザード・レベルを設定する手法がある。次に、②理論的評価に基づきハザード・レベルを設定する手法がある。同手法には、②-1 ある現象をモデル化するなどして、科学的に合理的な範囲で最大のハザード・レベルを予測して設定する、決定論的手法を用いたハザード・レベルの設定方法と、②-2 観測された複数の事例等からハザードカーブを作成し、ある確率以下のハザードをスクリーニングしてハザード・レベルを設定する、確率論的手法を用いたハザード・レベルの設定方法がある。

基準竜巻の最大風速の設定に関しては、①及び②-2の手法を用いている。すなわち、他の自然現象に比べて、竜巻の発生メカニズム解明や過去の観測記録のデータが不十分であることから、②-1のようにあるサイトにおいて起こり得る竜巻の最大風速を計算等により予測する手法が確立されていない。一方、国内での最大風速の観測値等のうち既往最大のものを用いることは可能であり、また、確率論的手法を用いて設定すべき最大風速を推定する手法も確立している。よって、現在の科学技術水準を踏まえれば、①及び②-2の手法を用いてハザード・レベルを設定することが最も合理的であり、したがって竜巻影響評価ガイドは①及び②-2の手法を用いて基準竜巻の最大風速を設定することを求めている（「5-6-3」参照）。

2 竜巻影響評価ガイドへの最新情報の反映

竜巻影響評価ガイドは「また、竜巻等の発生頻度、特性及びメカニズム等に関する情報、並びに竜巻等による被害の実情に関する情報等が不足している現在の日本の状況では、竜巻等に係る最新情報の調査・入手に努めるとともに、本ガイドは、最新情報を反映して適宜見直しを行うものとする。なお、将来に観測された竜巻の最大風速が、過去に観測された竜巻の最大風速を上回った場合は、本設計の妥当性について再度見直すこととする。」（6. 附則）としており、仮に地球温暖化という気象現象によって、竜巻の発生頻度や規模に影響を与えるというメカニズムが科学的知見によって明らかになった場合や、上記気象現象によって竜巻の最大風速が過去の最大風速を上回った場合には、上記附則によって本ガイドは、適宜見直すことになるので、本ガイドは、気象現象の将来的変化を考慮したものとなっている。

§ 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こと（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、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 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）。

(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、法的要求事項とされておらず、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要求事項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求事項となり、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求事項とした。

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こと」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砕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に整合している。

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、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

切な措置を講じうる環境にあること」) 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一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など、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など、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 mSv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」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、0.25 Sv未滿となっており、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う、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方法で

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。