

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。

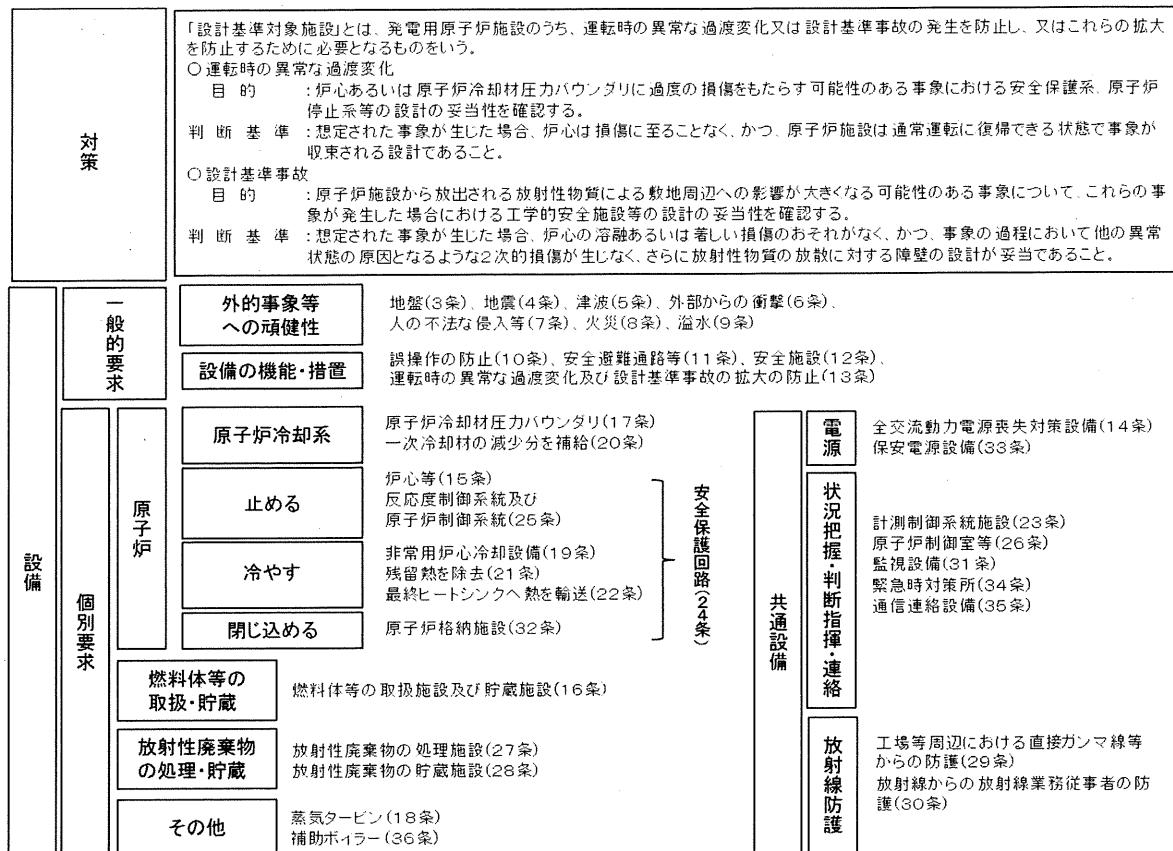


図2 設計基準対象施設の安全設計要求

§ 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とした。

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

新規制基準の策定に当たっては、諸外国及び IAEA の規則を調査し、それらも参考として厳しい要求事項としており、策定後に IAEA による総合規制評価サービス（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ることは、規制要求として極めて不合理である。さらに、そのような不確かさが大きい状況において、事故の態様等に係る特定の想定を前提とした対策を要求することは、実際の事故の態様と、前提とした想定との違いによって、要求に基づき用意した対策が実際の事故において機能しないなどといった、事故対処上の困難をもたらすおそれがあることから、むしろ、状況に応じた臨機応変な対策を講じることを求める方が、規制要求として合理的である。よって、新規制基準においては、原子炉格納容器が破損するような段階まで事故が進展した場合の対策について、放射性物質の拡散を抑制するために必要な機能を備えた設備と、これら設備を用いて状況に応じた柔軟な対応を可能とする体制・手順等を整備することを要求する一方で、当該対策の有効性の評価、例えば、放出される放射性物質の拡散抑制の定量的な評価までは求めていない。

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

4 要求事項の概要

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

(1) 重大事故等の拡大の防止のための対策と有効性の評価の要求

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

(2) 重大事故等対策に係る施設・設備などに対する要求

設置許可基準規則は、重大事故等対策に係る重大事故等対処施設と重大事故

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

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

重大事故等対処設備については、全ての設備に共通する一般的な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42条は、特定重大事故等対処施設^{*1}について、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突等に対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことなどを要求している。

2 重大事故等対処設備に関する要求事項（設置許可基準規則43条から62条）

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

（1）一般的な要求事項（設置許可基準規則43条）

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

（2）個別的な要求事項（設置許可基準規則44条から62条）

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

設置許可基準規則においては、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

なお同規則48条は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンク^{*5}

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

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

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

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

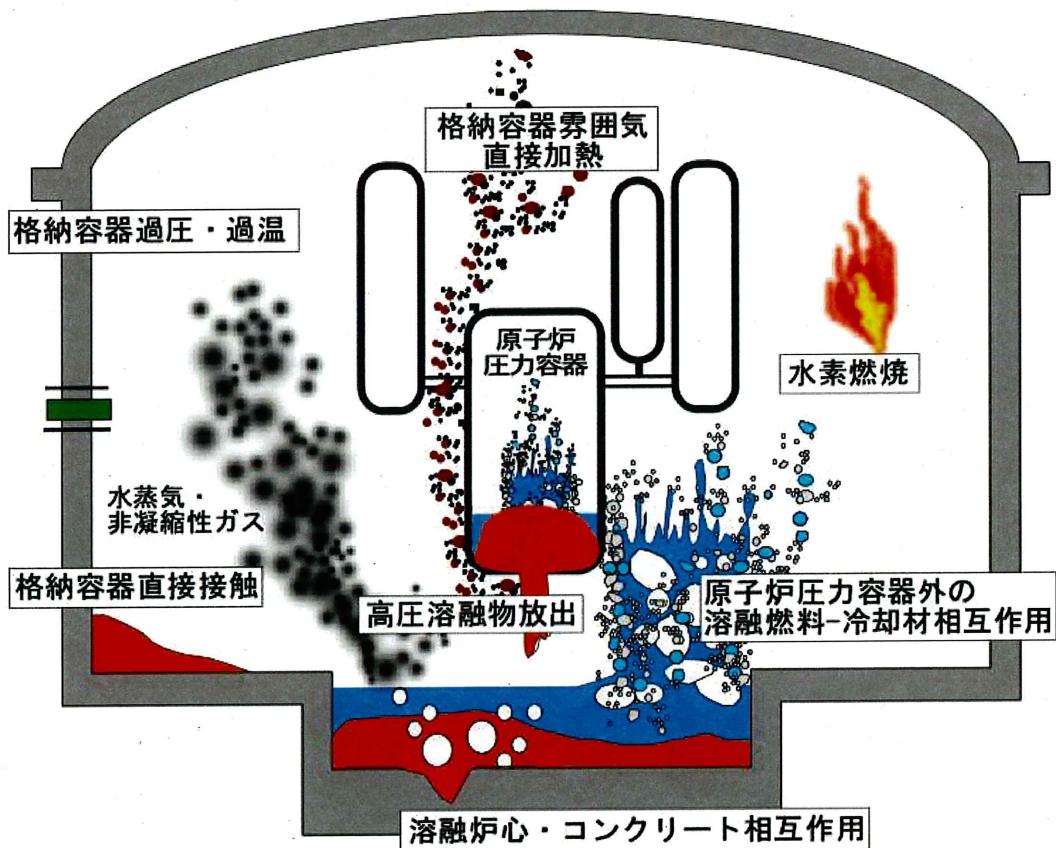


図1 格納容器破損に至る現象

設置許可基準規則は、前記アのとおり、炉心の著しい損傷を防止するため

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

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

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

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

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

ウ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための対策（設置許可基準規則54条）

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

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

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

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

オ その他の要求事項

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

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

対策(プログラム)		一般的な要求		設備の機能・措置		外部事象等への頑健性		想対応	
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 定:網羅的・体系的 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	原子炉	原子炉	未臨界への移行(44条) 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) 格納容器内の冷却(49条1項)	止めると 冷やす 閉じ込める・冷やす 閉じ込める	DCI防止 過圧過温破損防止 MCCI防止 水素爆発防止 原子炉の減圧(46条) 格納容器内の冷却(49条2項) 格納容器からの除熱(50条) 溶融炉心の落下・遮断・遮蔽 格納容器下部の溶融炉心の冷却(51条) 水素濃度の制御(52条) 原子炉建屋での格納 水素爆発による損傷防止(53条)	地盤(38条)、地震(39条)、津波(40条) 火災(41条)、大型航空機衝突(42条)	格納容器破損防止 放出防止	格納容器破損防止対策 不確かな考慮。対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等
個別要求									
設備									
大規模損傷対応									

図 2 重大事故等対策に係る規制の概要

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

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

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

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

2 炉心損傷防止対策における有効性評価の手法

（1）事故シーケンスグループの選定方法

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

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

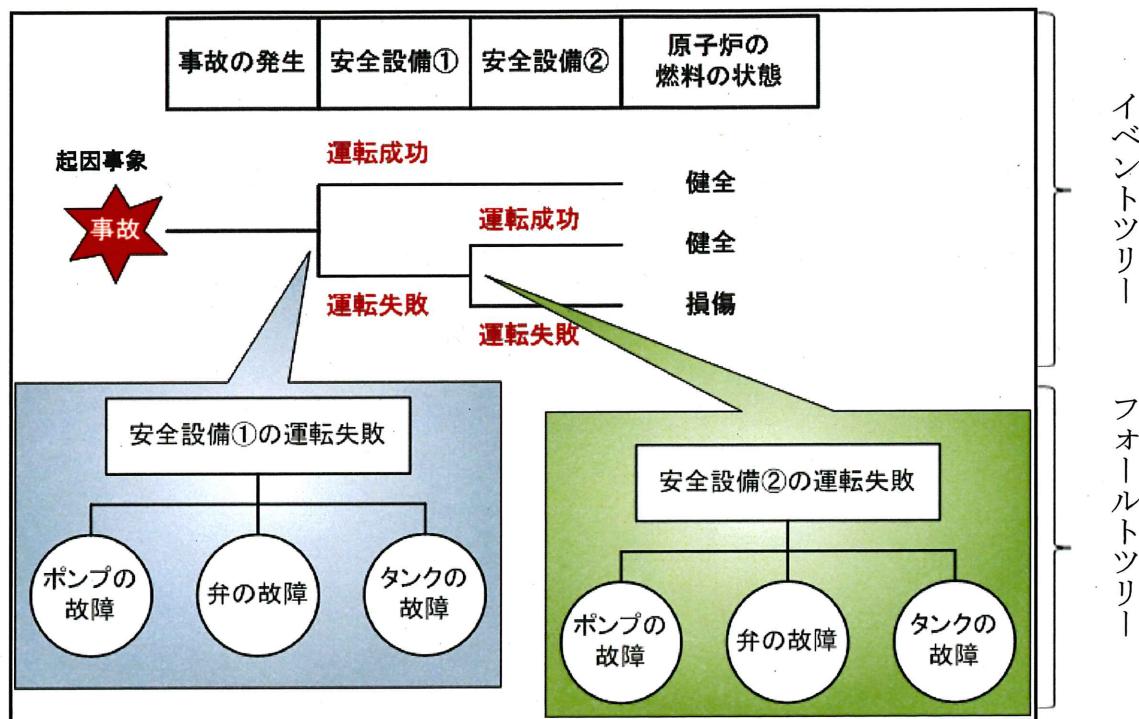
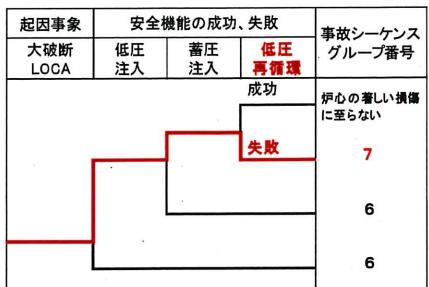


図1 イベントツリー及びフォールトツリーによる
炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出例

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

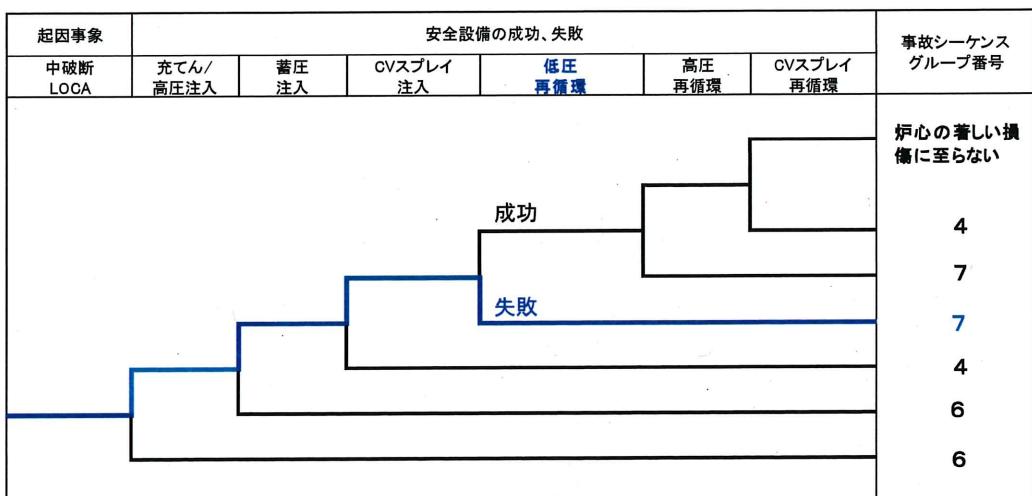
大破断LOCAを起因事象とするイベントツリー



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 : E C C S 注水機能喪失
- 7 : E C C S 再循環機能喪失

中破断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 : E C C S 再循環機能喪失」に類型化できる。

出典：関西電力説明資料に一部加筆

図2 事故シーケンスを事故シーケンスグループに分類する例

同規則37条1項の解釈では、これまでの研究の成果等を踏まえ、有意¹な炉

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

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

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

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

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

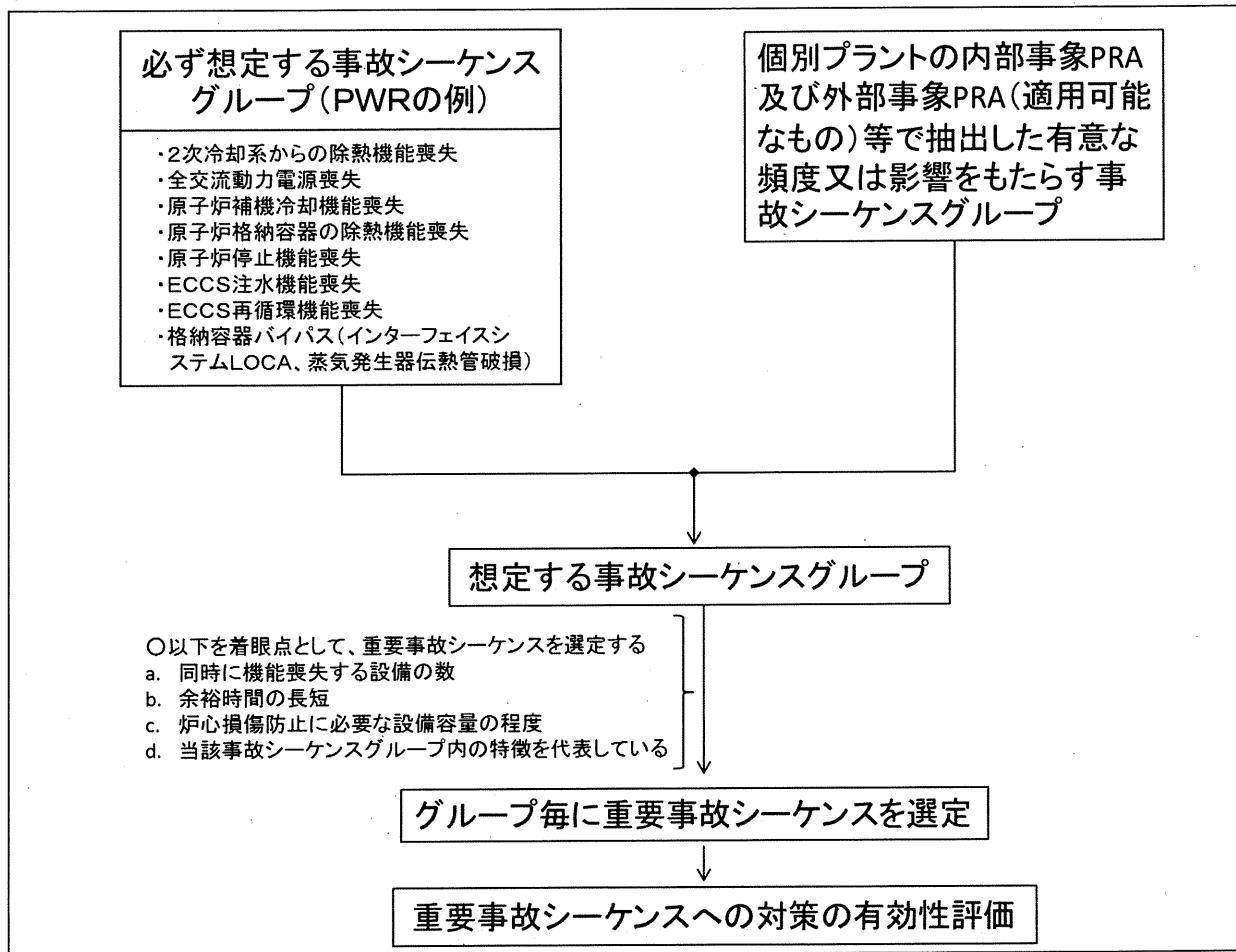


図3 炉心損傷防止対策の有効性評価の流れ

(2) 重要事故シーケンスの選定と有効性評価の方法

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

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

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

3 格納容器破損防止対策における有効性評価の手法

(1) 格納容器破損モードの選定

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

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

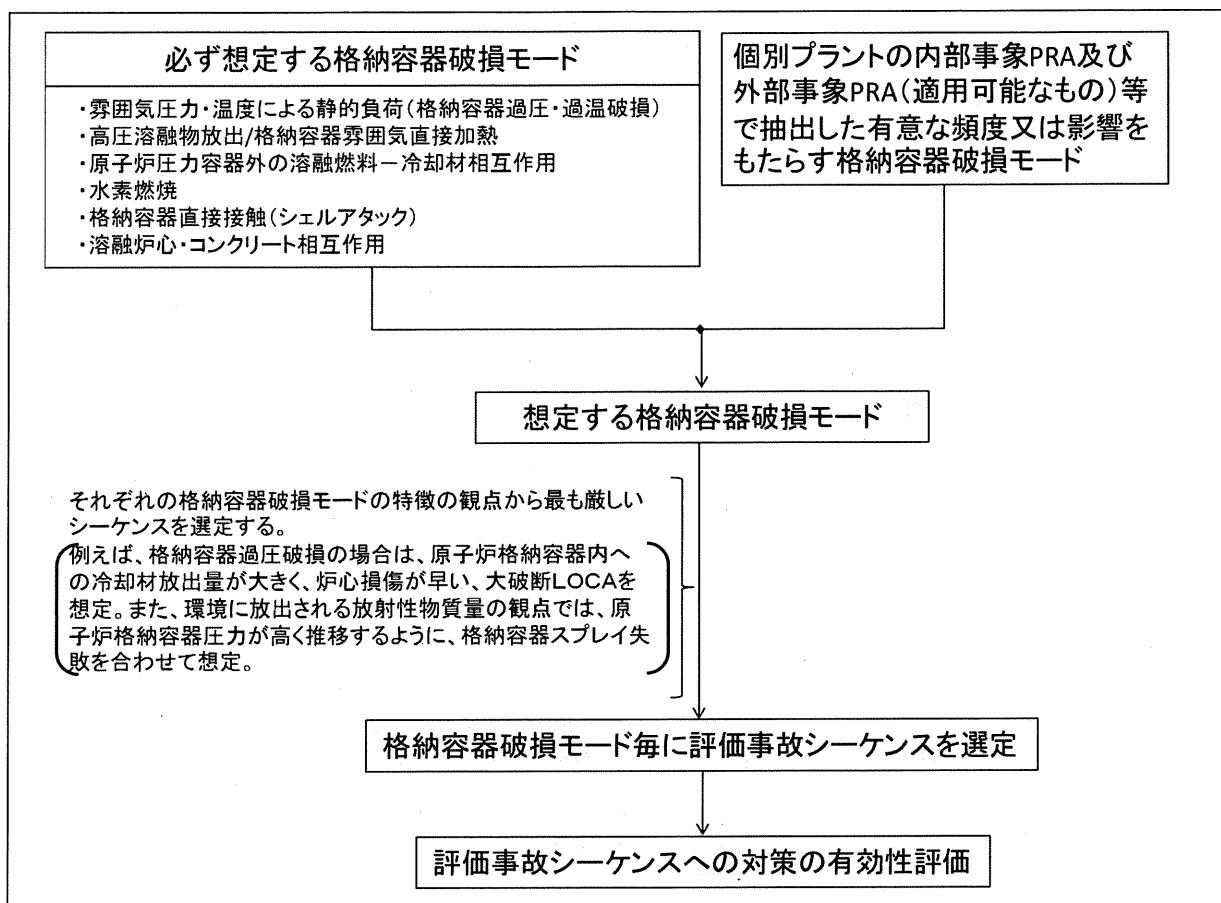


図4 格納容器破損防止対策の有効性評価の流れ

(2) 評価事故シーケンスの選定と有効性評価の方法

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

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

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

3-3-4

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

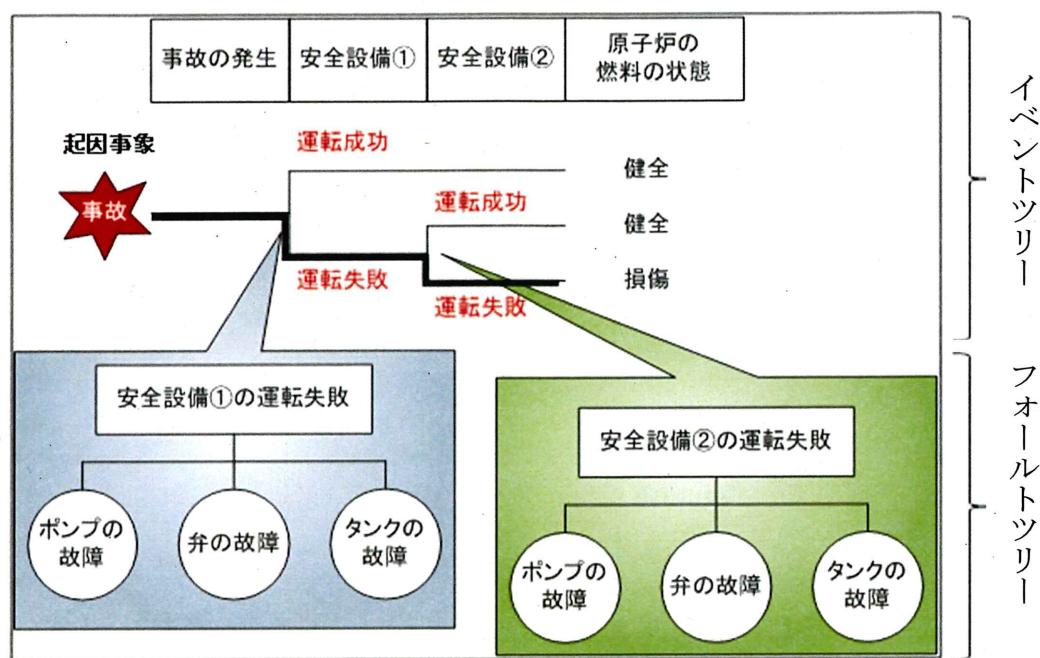
例えば、全交流動力電源喪失と高圧・低圧注水機能喪失が同時に発生することは考慮しないのか。

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

1 事故シーケンスグループについて

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

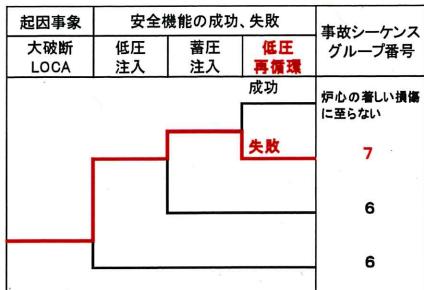
この「想定する事故シーケンスグループ」は、多数存在する事故シーケンスを、起因事象、安全機能（注水設備等）及びサポート機能（電源等）の作動状態、対策の共通点に着目して類型化したものであり、グループごとに、炉心の著しい損傷の防止対策を定めることとなる。



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

図1 イベントツリーによる炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出例

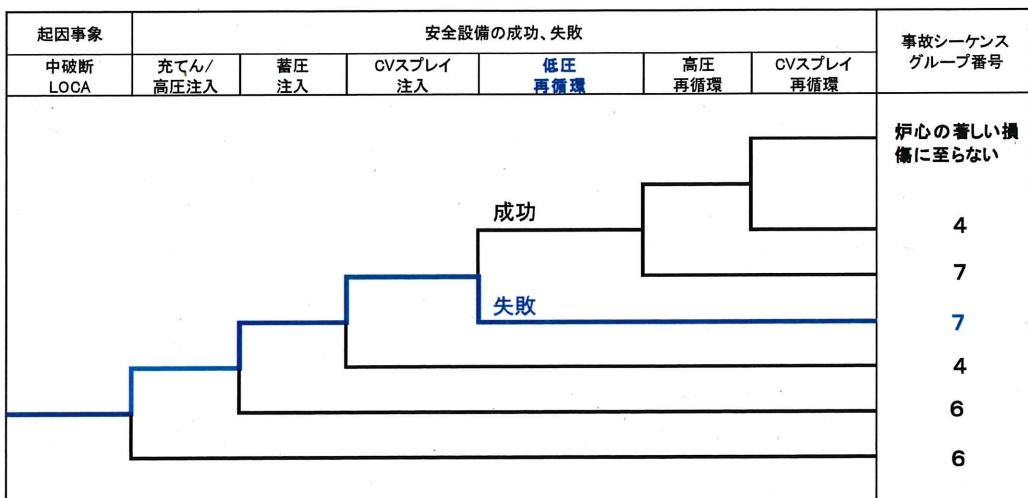
大破断LOCAを起因事象とするイベントツリー



事故シーケンスグループ番号(抜粋)

- 4 : 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- 6 : ECCS注水機能喪失
- 7 : ECCS再循環機能喪失

中破断LOCAを起因事象とするイベントツリー



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

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

出典：関西電力説明資料に一部加筆

図2 事故シーケンスから事故シーケンスグループに分類する例

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

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

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

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

3 確率論的リスク評価を採用する理由（（2）の回答）

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

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

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

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

1 設置許可基準規則及び解釈における規定内容

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

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

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

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

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

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

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

*1 セシウム137の半減期は約30年

*2 ヨウ素131の半減期は約8日

*3 セシウム134の半減期は約2年

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

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

3-3-6 重大事故等対処設備として、可搬型設備を要求するのはなぜか。

1 重大事故等対策における可搬型設備の扱いについて

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

他方、可搬型設備の場合は、例えば想定していた配管が使えなくなった場合でも、他の配管への接続を試みることができるなど柔軟性があり、接続に要する時間は接続手法の改善で短縮が見込める上、作業環境も接続場所の分散などによ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こと（同条2号）及び原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること（同条3号）が要求されている。

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

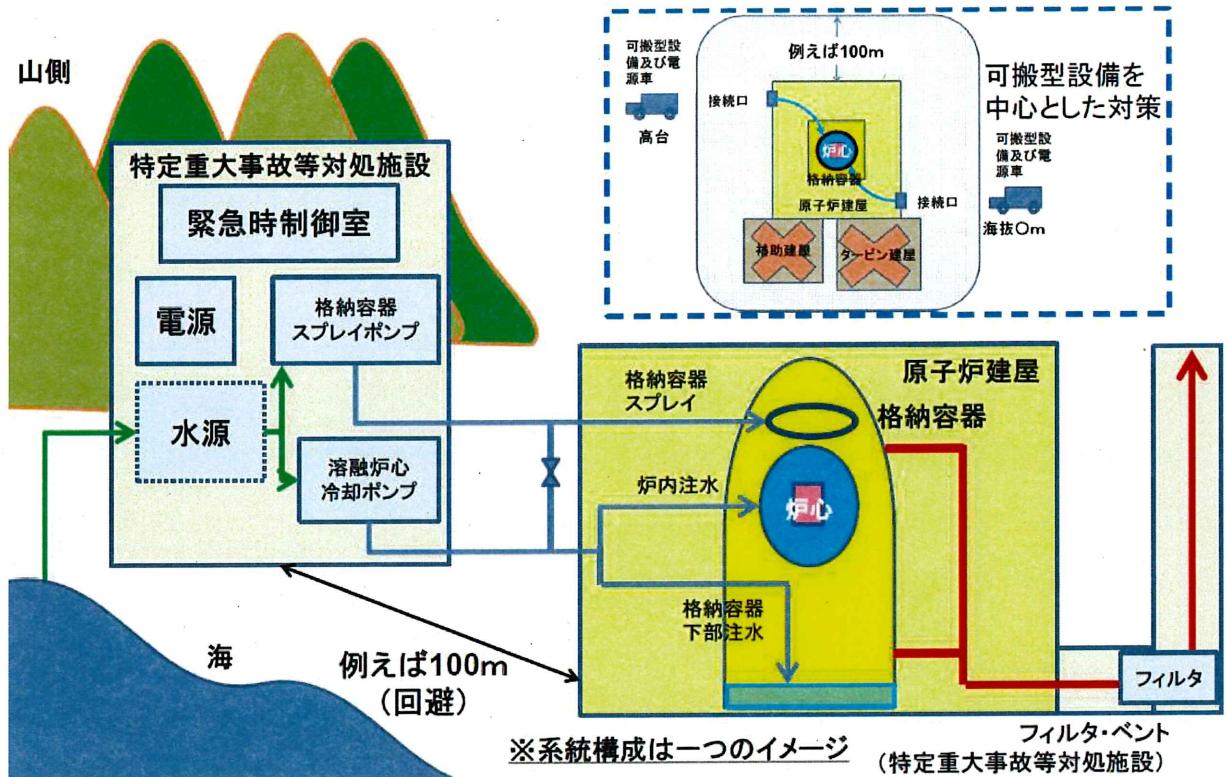


図 1 特定重大事故等対処施設の概要

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

2 特定重大事故等対処施設の規制要求上の位置付け

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

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

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

3 猶予期間について

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

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

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

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

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

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

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

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

3-3-8

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

1 必要な離隔距離について ((1) の回答)

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

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

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

2 7日間の備蓄を要求していることについて（（2）の回答）

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

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

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

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

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

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

3-3-9

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

1 設置許可基準規則55条の策定経緯

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

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

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

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

置許可基準規則 55 条に係る主な検討内容は以下のとおりである。

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

平成 24 年 12 月 27 日に開催された原子炉施設等基準検討チーム第 8 回会合において、設計基準を超える外部事象への対応について議論がされた。設計基準を超える事故への包括的な対応策（敷地外への影響緩和対策）としては、放射性物質を含んだ空気の一団（放射性プルーム）が大気中に放出されるような状況を想定し、遠距離からの放水により放射性物質を沈降させる等、周辺環境への影響を緩和する対策が必要とされた。

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

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

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

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

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

エ 平成24年度第27回原子力規制委員会（平成25年2月6日）

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

オ 原子炉施設等基準検討チーム第18回会合（平成25年3月19日）

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

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

カ 原子炉施設等基準検討チーム第20回会合（平成25年3月28日）

平成25年3月28日に開催された原子炉施設等基準検討チーム第20回

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

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

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

キ 平成25年度第11回原子力規制委員会（平成25年6月19日）

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

2 設置許可基準規則55条の要求内容

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

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

む。) を想定した規定である。

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

しかしながら、東京電力福島第一原子力発電所事故時に現実に放射性物質が放出された事実を踏まえ、深層防護の観点から、これらの対策を講じてもなお想定し難い事情によりこれらの対策が有効に機能せず原子炉格納容器が破損するなどして、放射性物質が格納容器から放出されるような場合をあえて想定し、放射性物質の拡散を抑制するための設備について、設置許可基準規則 55 条において、特に追加的な要求を規定したものである。そして、上記及び本資料「§ 3-3-3-3-1」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、構造及び設備といつていわゆるハード面からの対策と、状況に的確かつ柔軟に対処できるような手順、事故発生後に外部からの支援を受けられる体制の整備等、当該設備や緊急時資機材等を有効に活用する能力（アクシデントマネ

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

（1）設置許可基準規則55条が要求する具体的な設備等（ハード面からの対策）

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

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

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

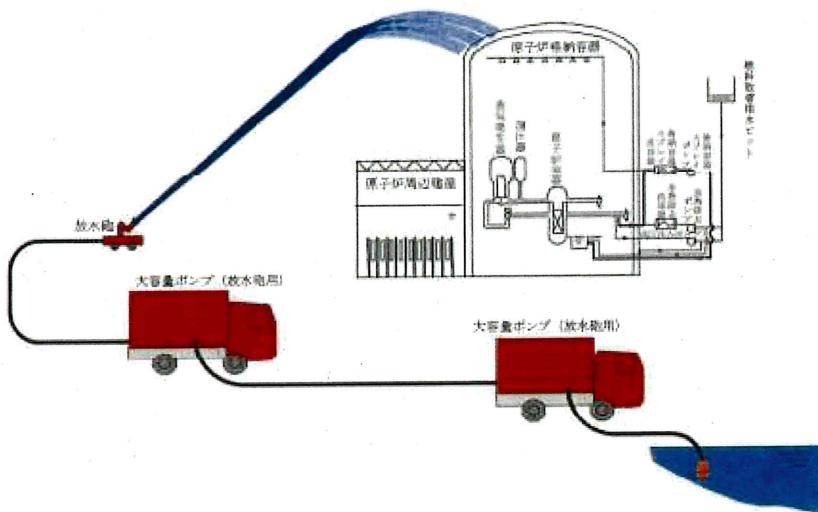


図1 放水設備の例（PWRの場合）

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

（2）設備以外による重大事故等対策（ソフト面からの対策）

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

§ 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）」のことという。

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43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でき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 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）を通っ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と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、被水していなかつたとしても機能しなかつた。

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、これに備えるべき常用直流電源の蓄電容量が十分に確保できなかつたために冷却機能等を長時間維持することができなかつ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でき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経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单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こと、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、独立性を有し、位置的分散を図るものと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

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。

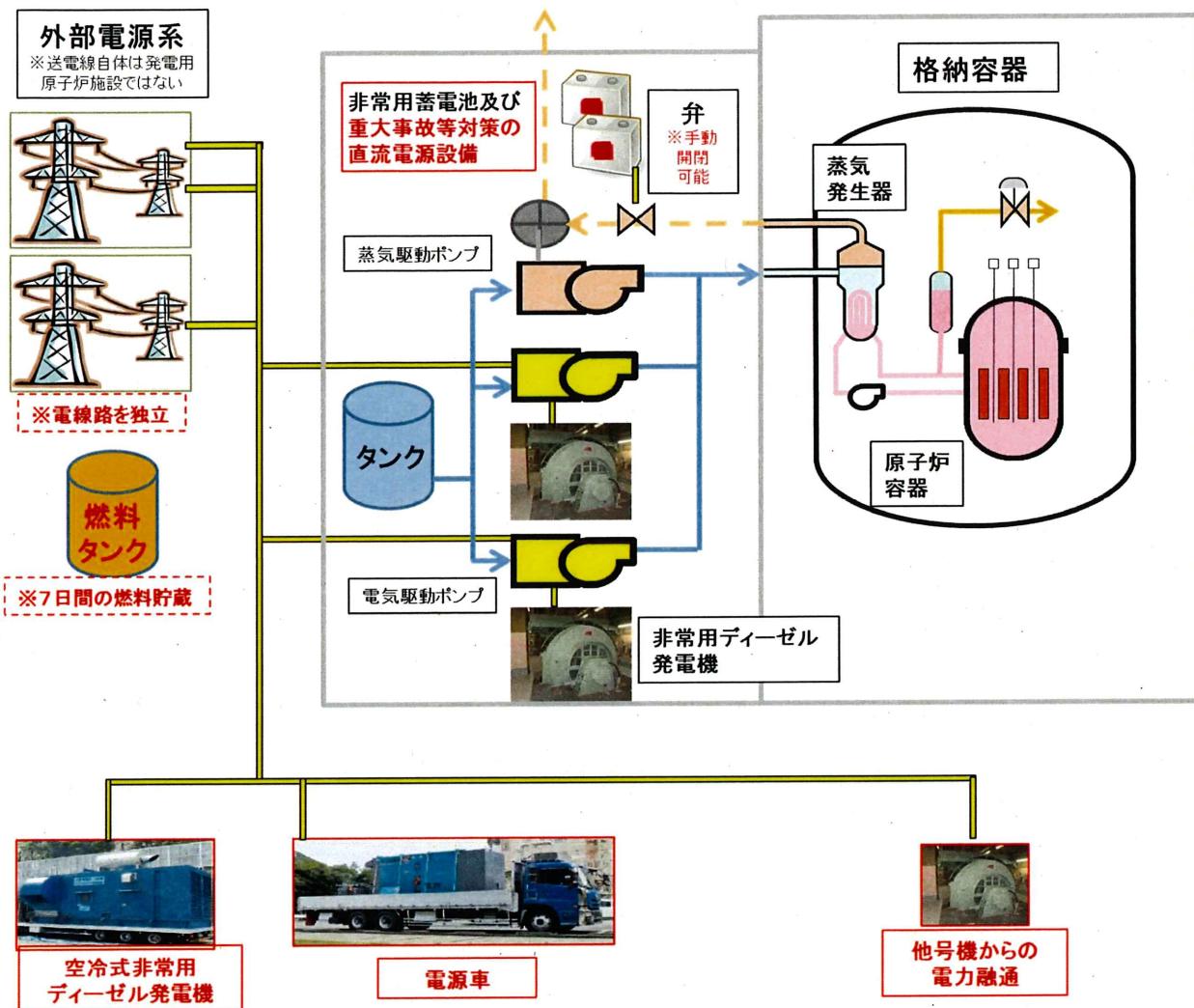


図1 設置許可基準規則における電源確保に係る設備の概要

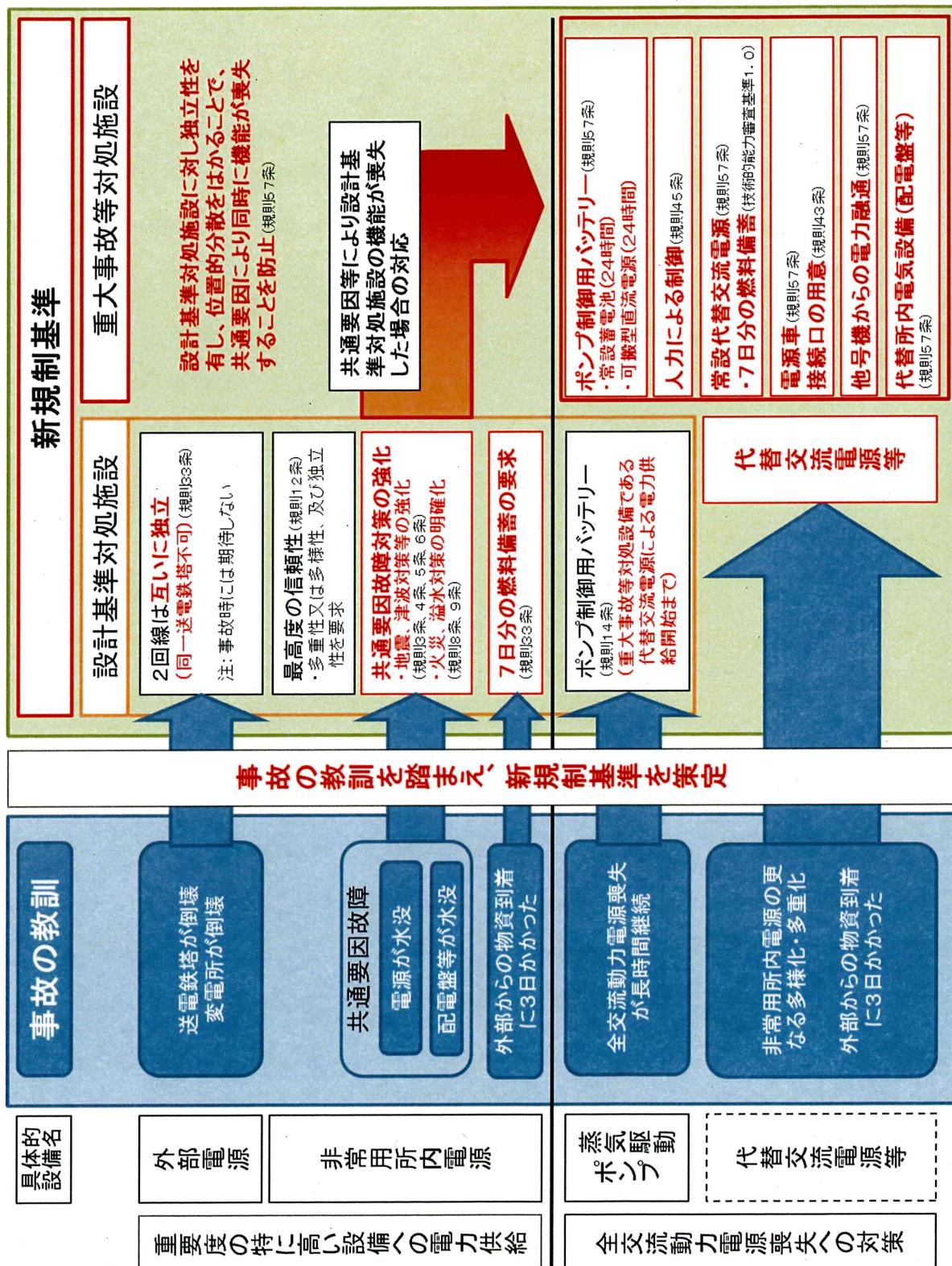


図2 事故の教訓を踏まえた電源確保対策の考え方について

§ 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、PS-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「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。

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、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 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、PS-3（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）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、MS-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IAEA安全基準の原子力発電所の安全要件：設計（SSR-2/1（Rev. 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でき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。

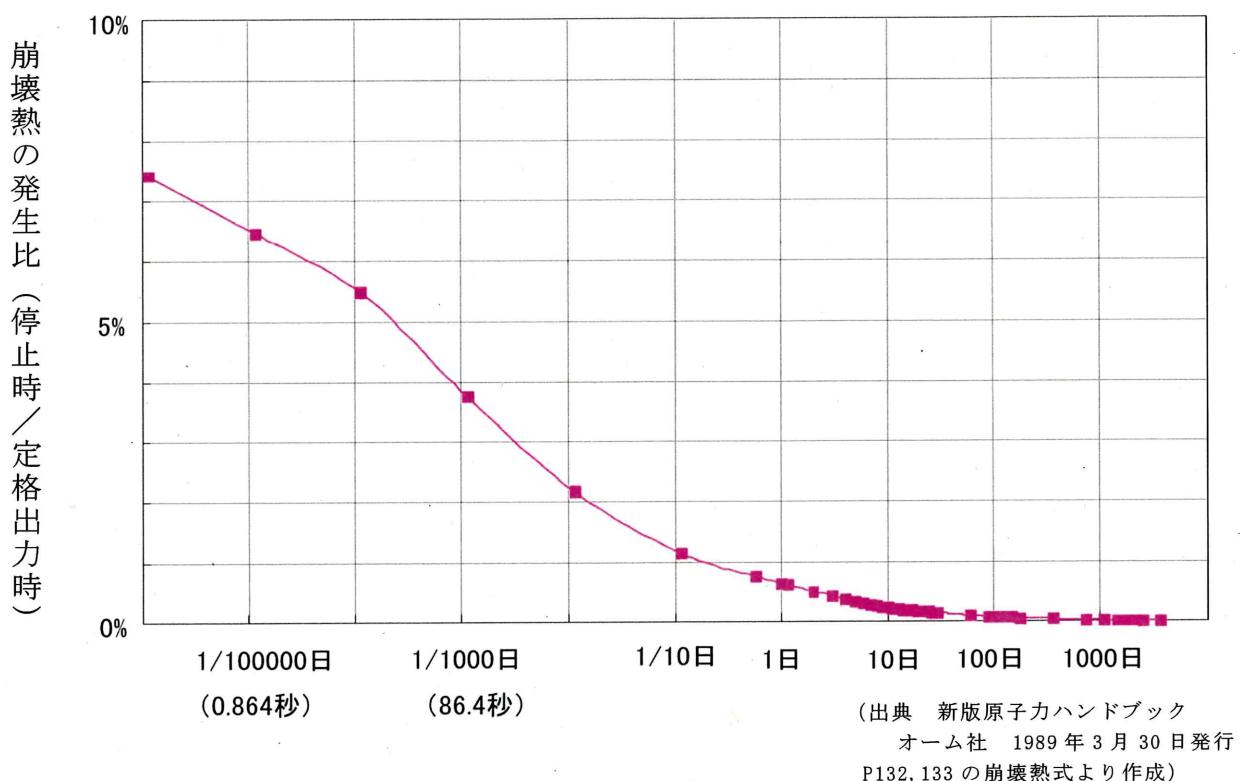


図1 ウラン燃料の崩壊熱の時間変化
(ウラン燃料の燃焼期間は1000日として作成)

(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こと（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こと（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こと（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つ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こと（設置許可基準規則 16 条 3 項 2 号）を要求している。

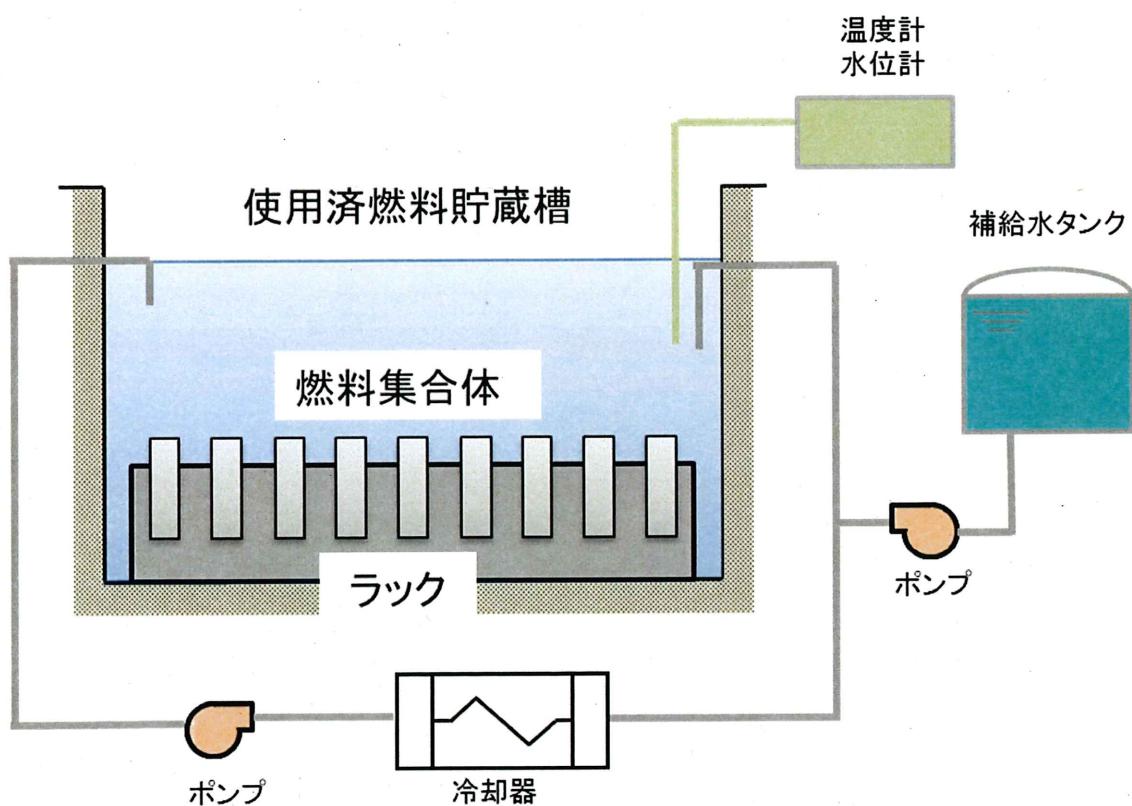


図2 使用済燃料の貯蔵施設（設計基準対象施設）の例

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 54条1項）。

さらに、同規則54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、スプレイヘッダ等の可搬型スプレイ設備を配備し、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。

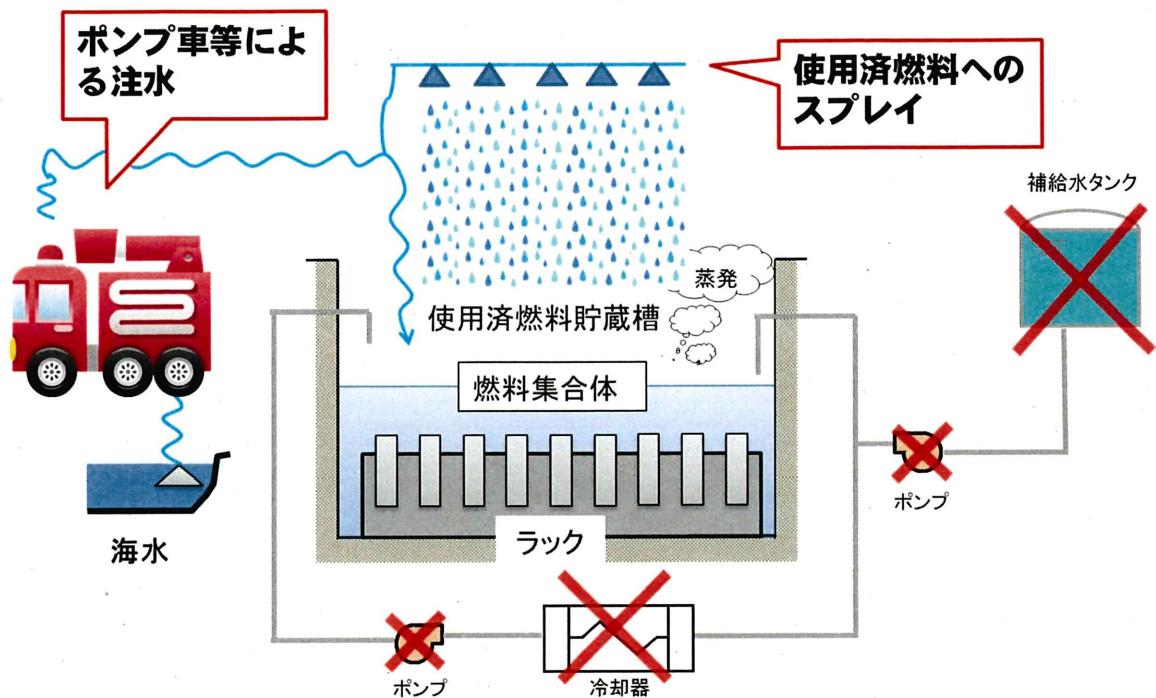


図3 使用済燃料貯蔵槽の重大事故等対処施設の例

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いったん導かれ、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。

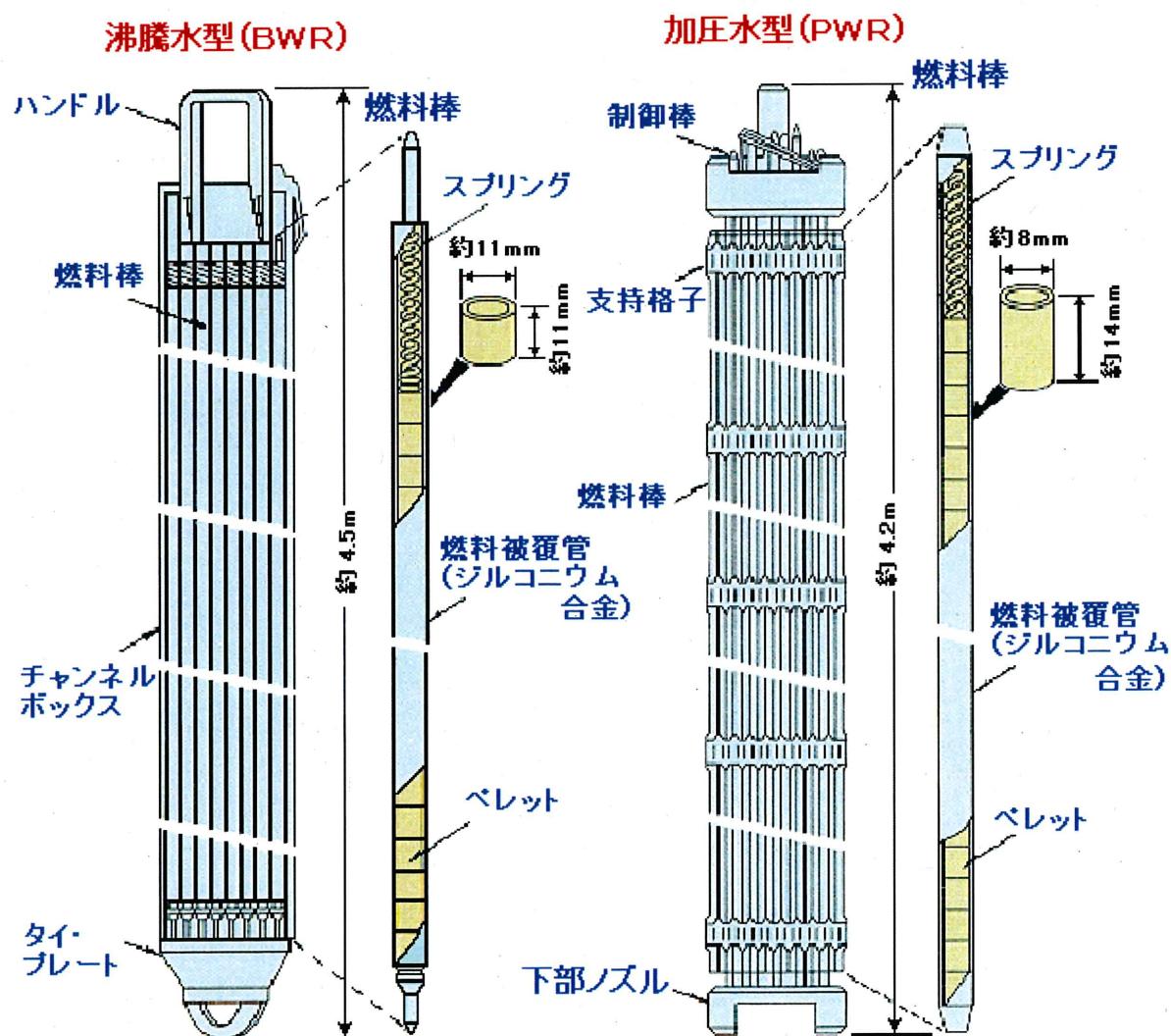


図 1 燃料体の概要

§ 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PS-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、PS-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とする構築物、系統及び機器としてMS-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しまい、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PS-2に分類され、また、補給水設備は、MS-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ではなく、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ぬこと、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ぬこと、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ぬ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ぬ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 43 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 43 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43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發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43条2項3号は、常設重大事故防止設備は、共通要因によつ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という、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43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15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16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「§ 2-7-3」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ってきて、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・・・にあっては、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・・・にあっては、・・・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「搖すり込み沈下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、地盤にどの様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）。

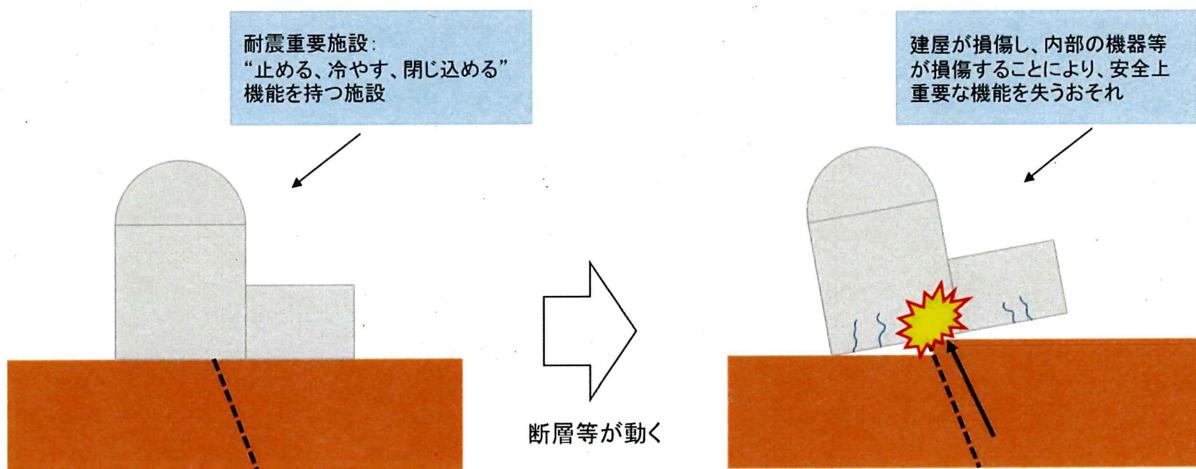


図1 断層活動による地盤のずれ

（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12～13万年前以降）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）ではなかつた等、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。この様な場合には、断层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つ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つたためである。

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M 6.5」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ーニング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ーニング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運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）。

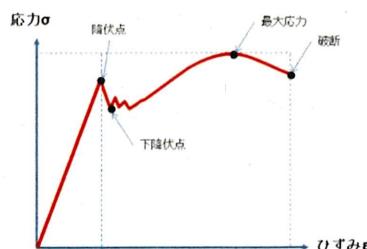
としておおむね弾性範囲^{*6}に留まるように設計し、耐震重要施設^{*7}が基準地震動^{*8}による地震力に対して安全機能を損なうおそれがないように設計することに加え、万一の重大事故等対策として、基準地震動による地震力に対して重大事故等対処施設^{*9}が重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないように設計することが必要である。

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 弾性範囲と塑性範団

*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弹性範囲に設計され、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ぬ。」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実さと、認識論的不確実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も含む（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てい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弹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、弹性設計用地震動^{*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弹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、「おおむね弹性状態」とは、局部的に弹性限界を超えたとしても施設全体としては、弹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弹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弹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弹性範囲に留まるよう設計する際に用いる地震動をいう。（弹性範囲については、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つ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单一の故障若しくはその誤作動又は運転員の单一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう（設置許可基準規則2条2項3号）。

*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39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39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38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12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は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は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るないよう、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）、地震の発生頻度が大きいことを踏まえ、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。

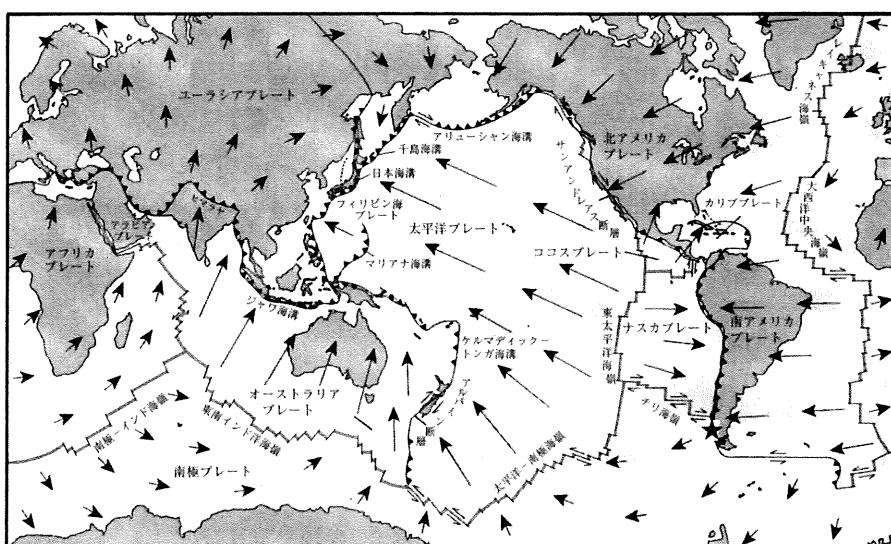


図1 世界のプレート境界

（出典：西村祐二郎編著（2010）『基礎地球科学 第2版』朝倉書店）

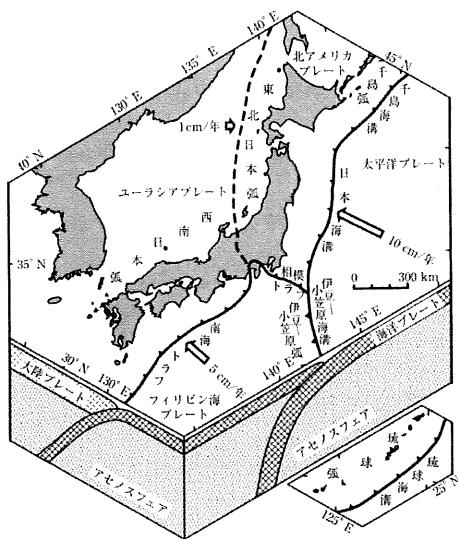


図2 日本列島を取り囲むプレート

(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な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」が想定されるところ、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・大きな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。

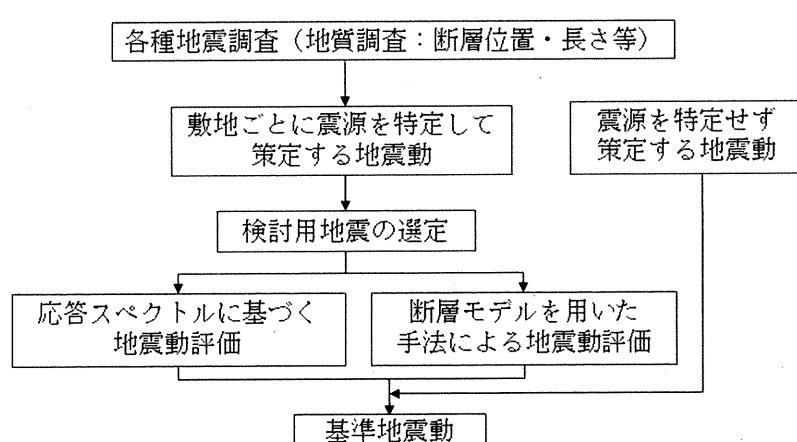


図3 基準地震動策定過程

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それが及ぼす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○Ga1」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つて異なるとされている（図 4）。

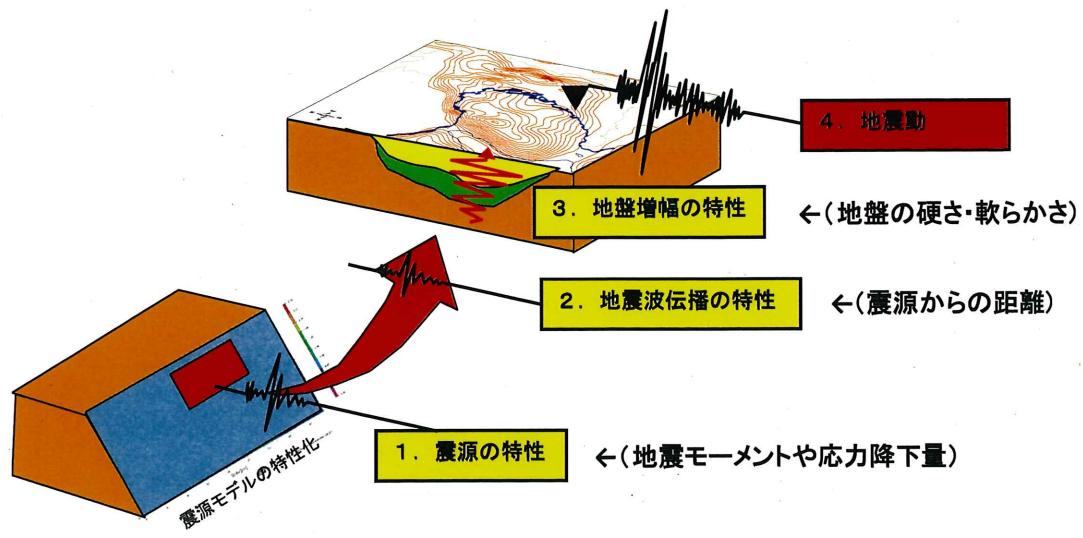


図4 地震動評価の3要素

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。

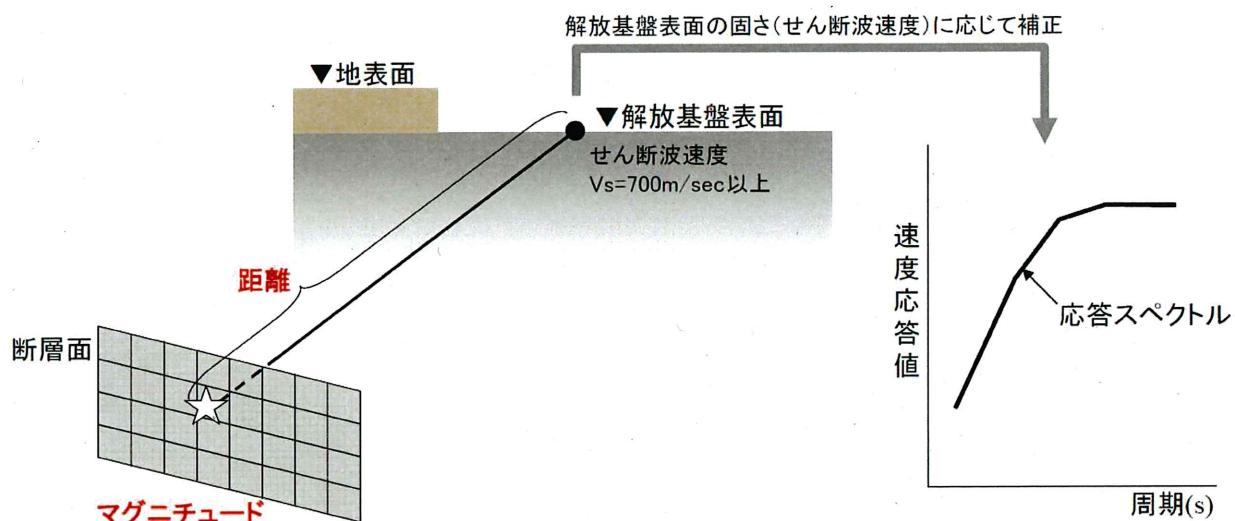
2 応答スペクトルに基づく地震動評価手法

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单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（增幅や卓越周期^{*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、地表に近付くにつれて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している。

*2 解放基盤表面については、「§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ことにより行われるが、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こと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。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。

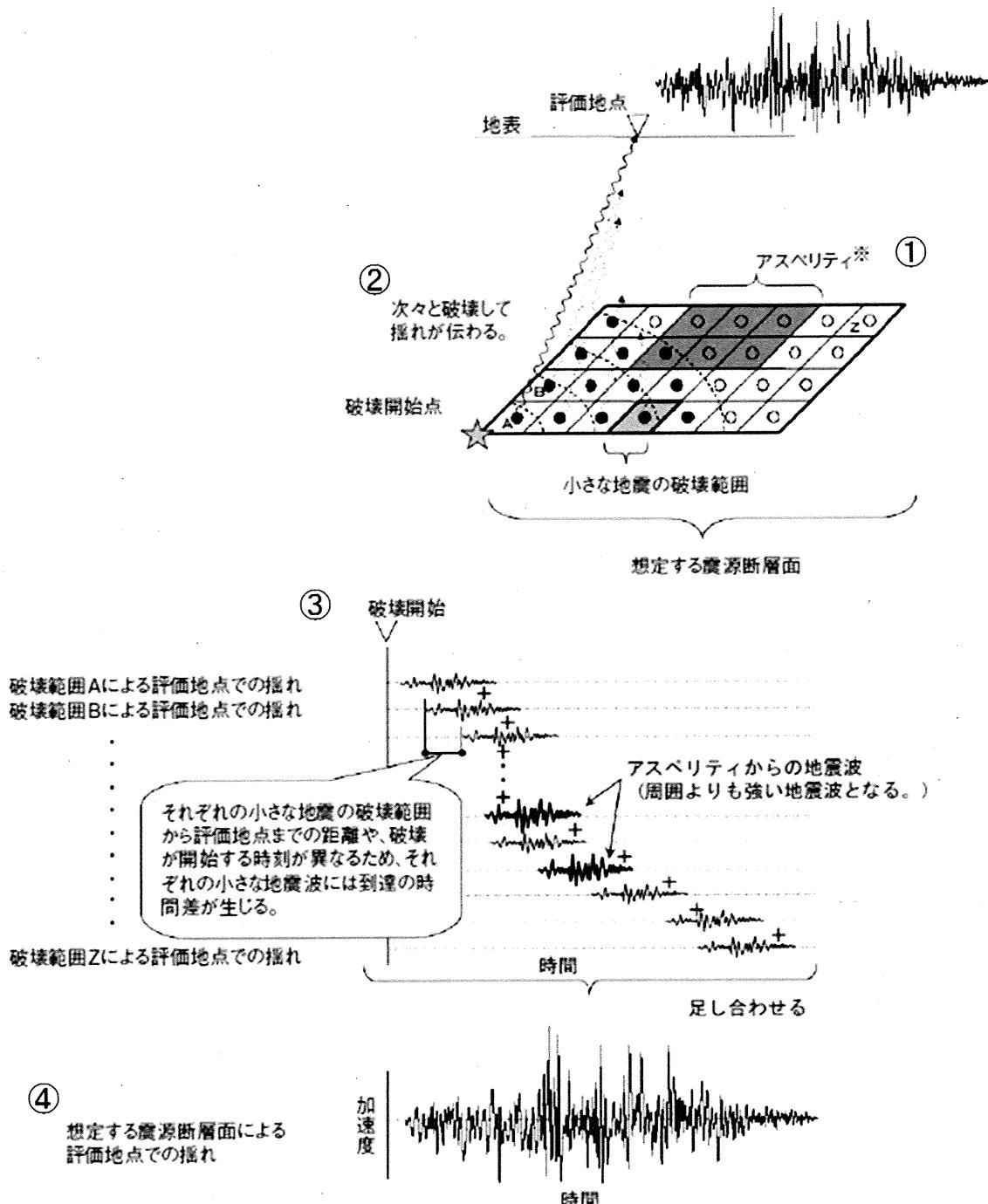


図 1 断層モデルの手法の概念について

(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、岩盤中の応力が下降する。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。