

§ 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36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 requirement 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）一般的の要求事項（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の requirement 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）個別の要求事項（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安全機能は、「止める」、「冷やす」、「閉じ込む」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单一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、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」機能についていようと、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」機能についていようと、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溶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」機能についていようと、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に、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32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24条）。

イ 燃料体等の取扱・貯蔵に係る設備（設置許可基準規則16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こと、燃料体等が臨界に達するおそれがないものとすること、崩壊熱^{*2}により燃料体等が溶融しないものとすること、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こと、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えいした場合において水の漏えい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気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っては、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え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え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っては、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、放射性廃棄物が漏え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っては、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。

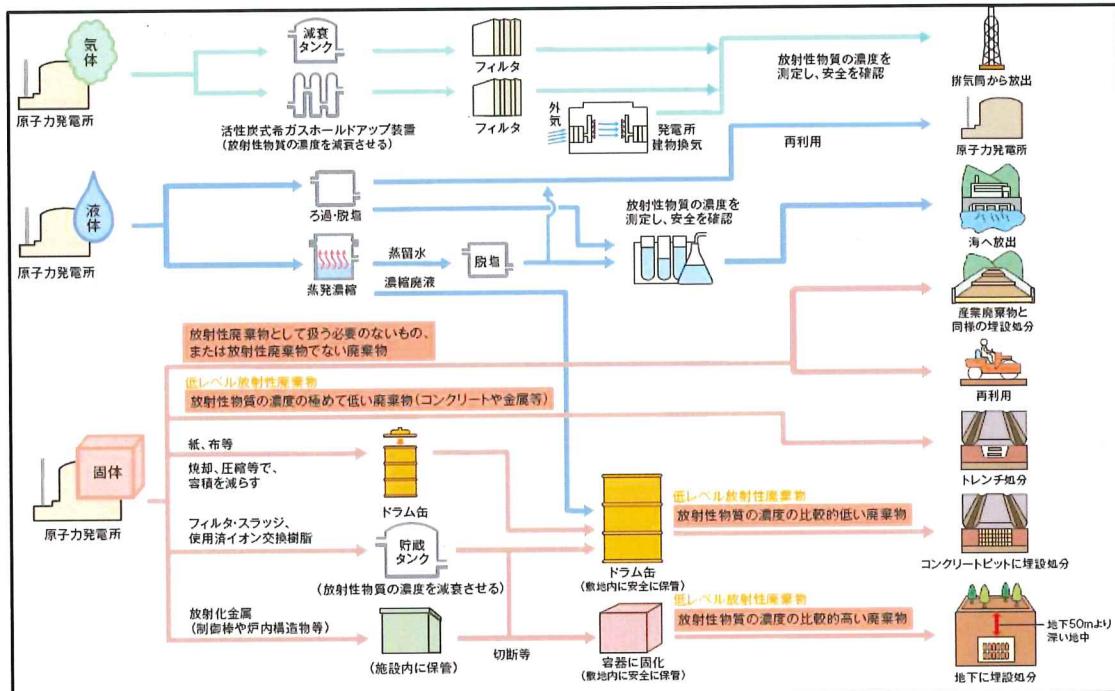


図1 原子炉施設の廃棄物処理方法

(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。

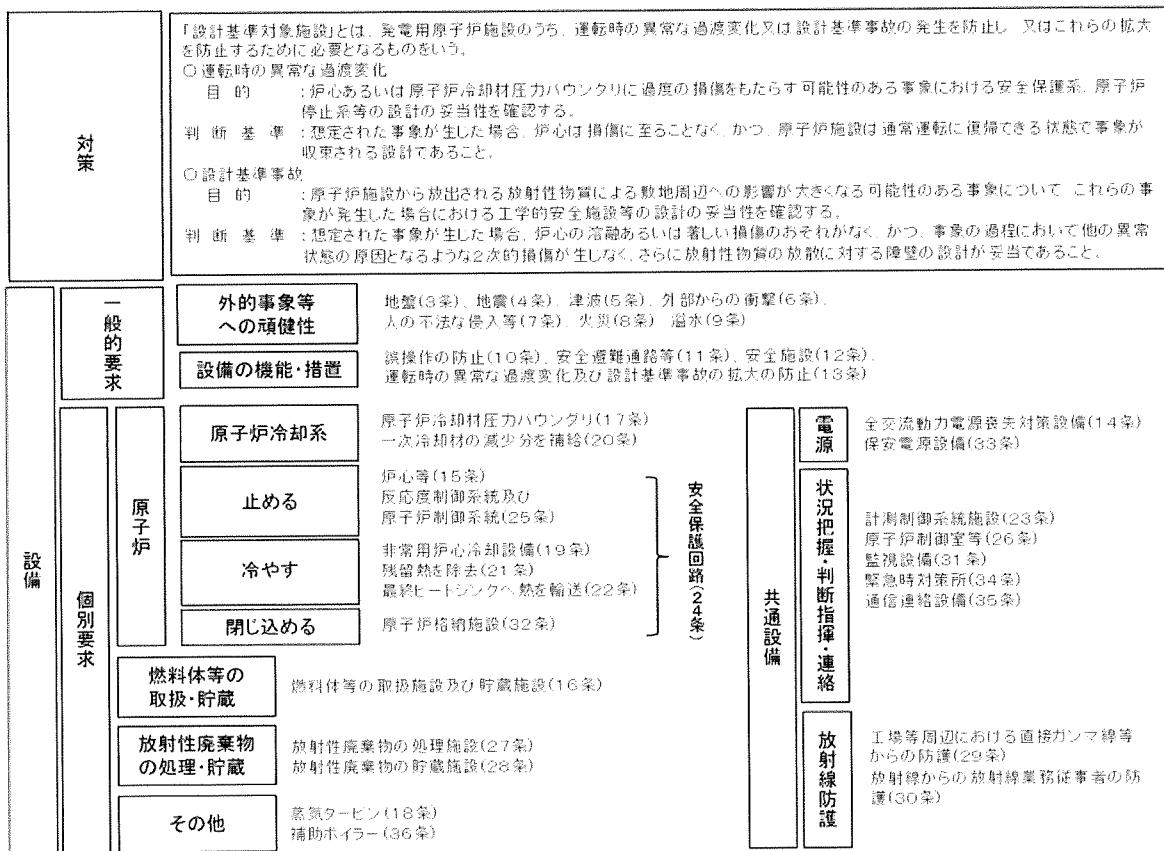


図2 設計基準対象施設の安全設計要求

§ 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、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、諸外国で対策を行っている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格納容器破損防止対策だけでなく、福島第一原子力発電所の事故を経験した日本は独自に、敢えて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 重大事故等対策における深層防護等の考え方

設置許可基準規則は、第3章（重大事故等対処施設。同規則37条から62条）において、重大事故等対策の内容について規定し、深層防護の観点から、

- ① 第2章（設計基準対象施設）における対策をとった上でもなお重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合を想定し、重大事故の発生防止対策として、炉心、燃料体若しくは使用済燃料、及び運転停止中の原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための対策を講じることを求め（例えば、同規則44条から49条1項及び54条）
 - ② さらに万一重大事故が発生した場合においても、重大事故の拡大防止対策として、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対策を講じることを求め（例えば、同規則49条2項、50条から53条）
 - ③ それでも、敢えて格納容器が破損した場合も想定し、放射性物質の拡散を抑制することを求めている（同規則55条）。
- 加えて、技術的能力基準においては、
- ④ 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（以下「大規模損壊」という。）への対応を求めている（技術的能力基準 2. 1）。

4 要求事項の概要

(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、重大事故等の発生や拡大を防止するために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確認することを求めている（同規則37条の解釈）。

(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）。

また、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。なお、各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）。

さらに、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）。

§ 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」、「閉じ込む」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いる。

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

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

なお同規則48条は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンク^{*5}

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

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

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）

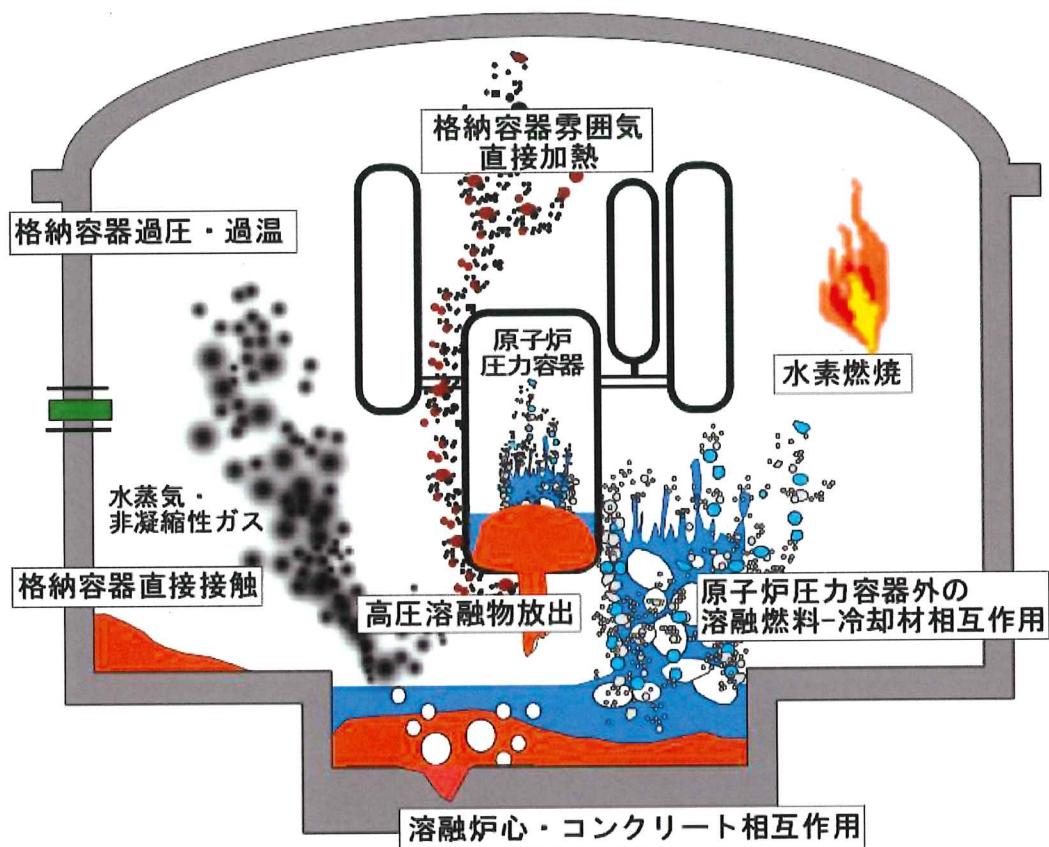


図1 格納容器破損に至る現象

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

いる。（設置許可基準規則2条2項34号、）。

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4

7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。

才 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。

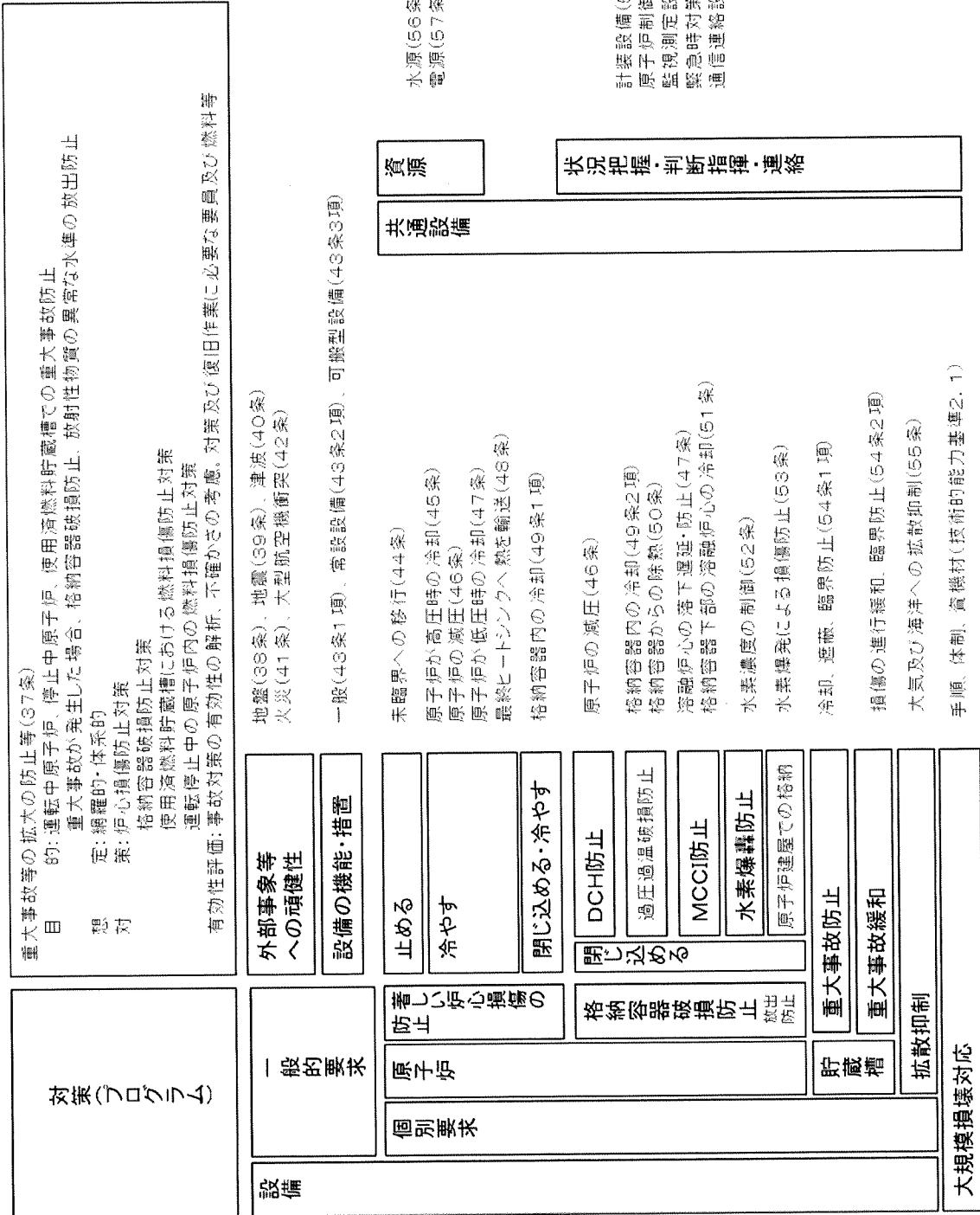


図2 重大事故等対策に係る規制の概要

§ 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）。

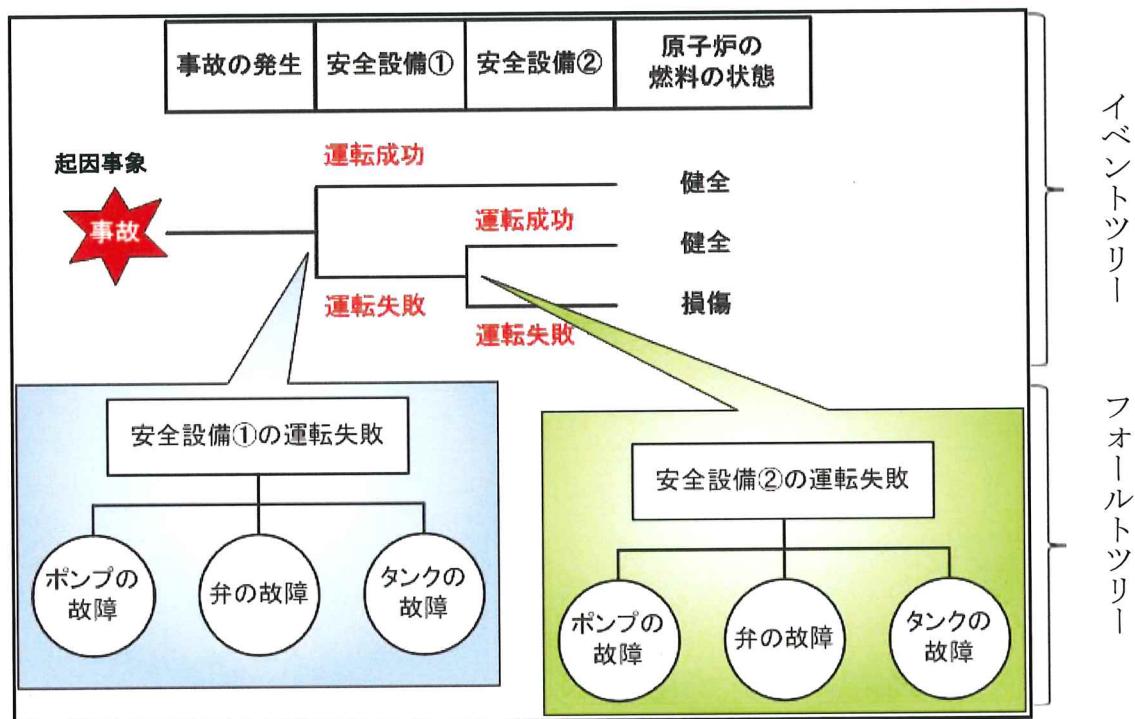
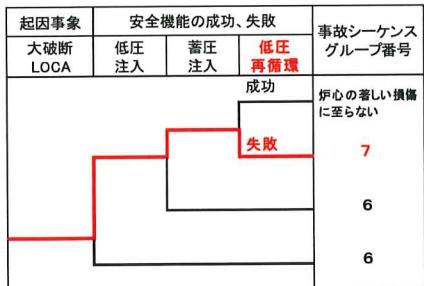


図1 イベントツリー及びフォールトツリーによる
炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出例

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



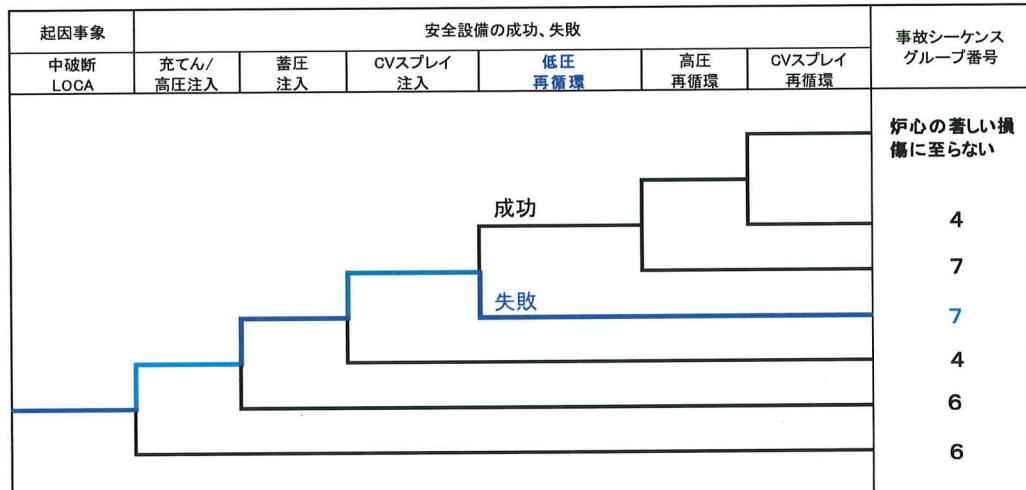
事故シーケンスグループ番号(抜粋)

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。

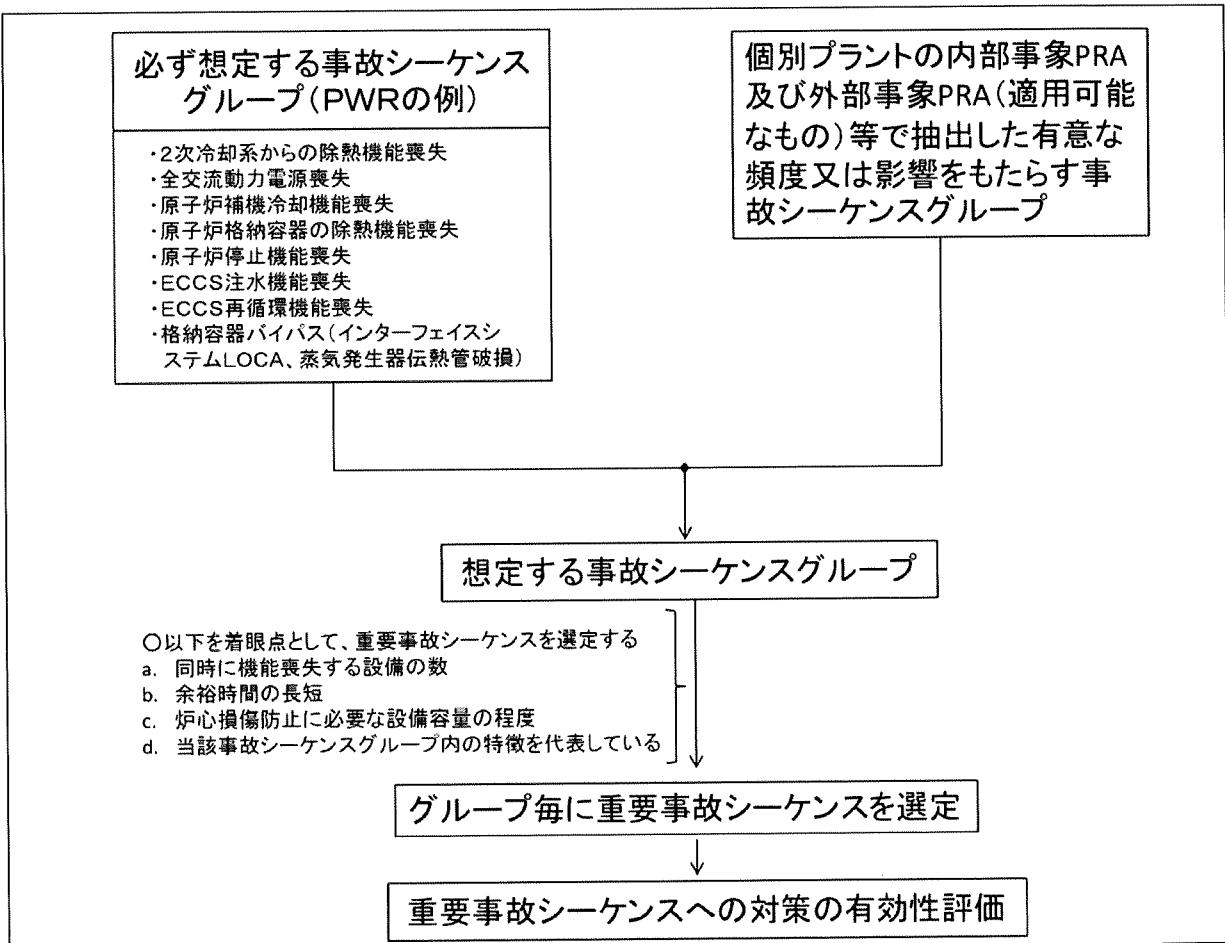


図3 炉心損傷防止対策の有効性評価の流れ

(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）。

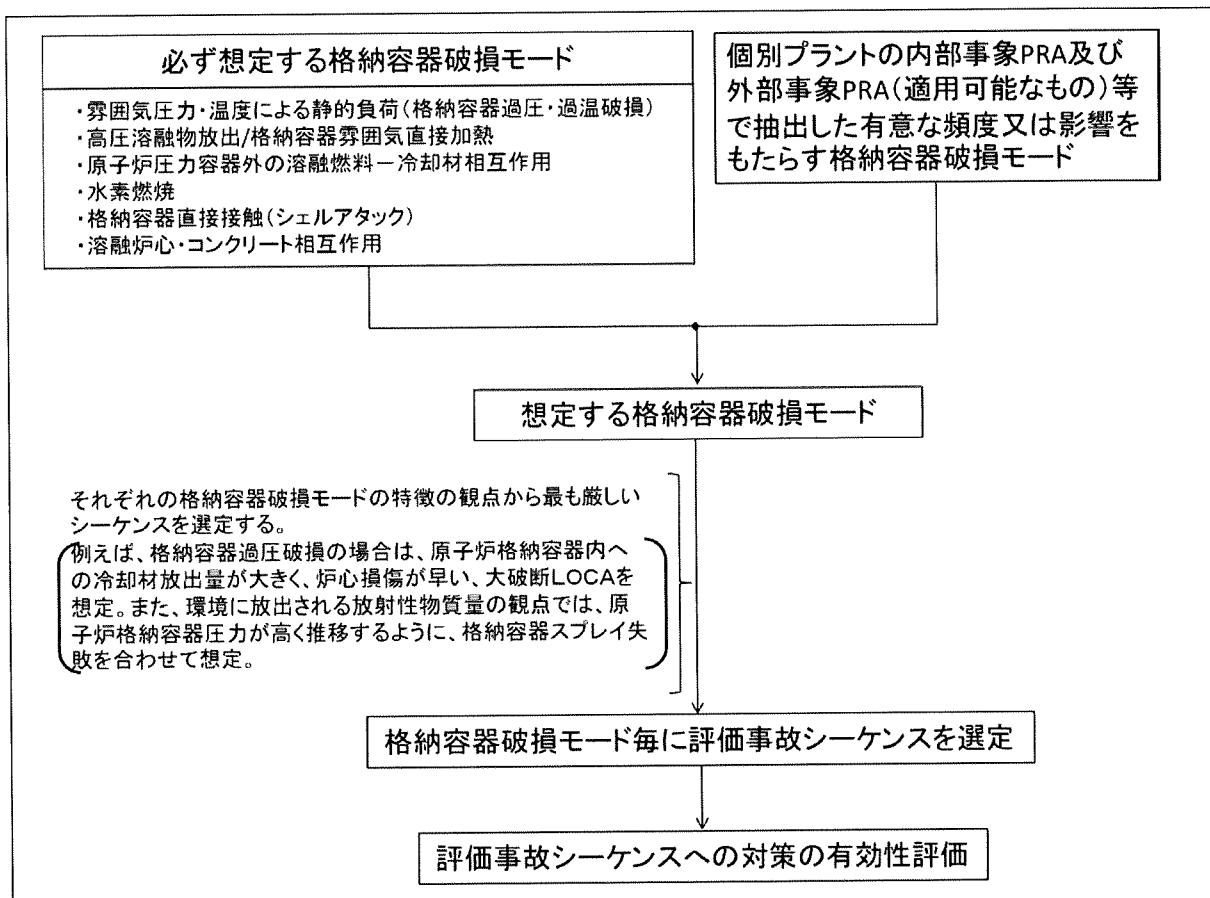


図 4 格納容器破損防止対策の有効性評価の流れ

(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。

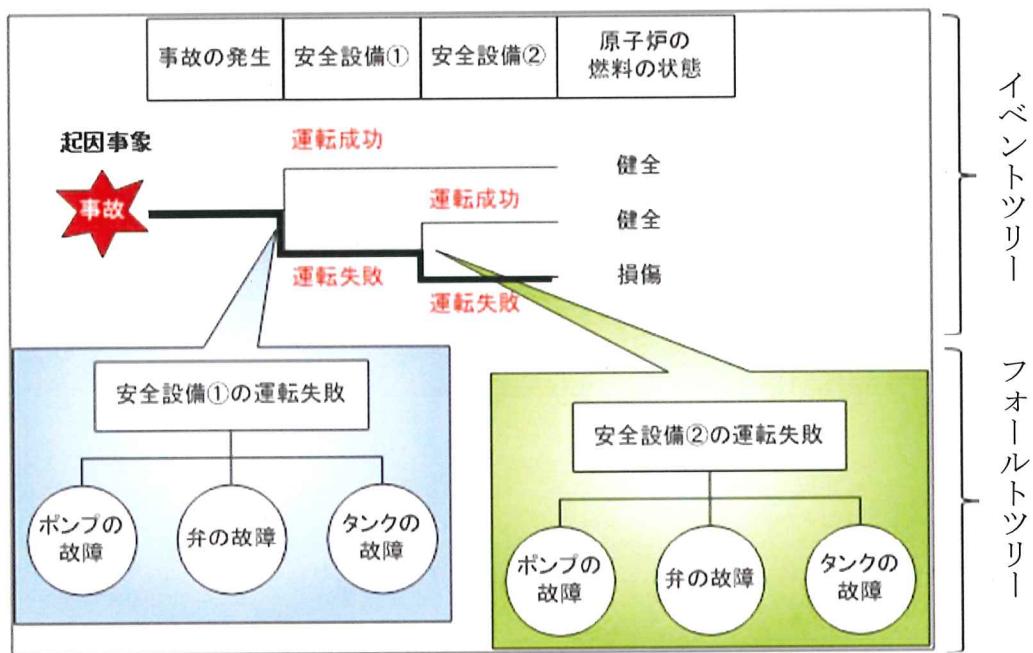
例えば、全交流動力電源喪失と高圧・低压注水機能喪失が同時に発生することは考慮しないのか。

(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。

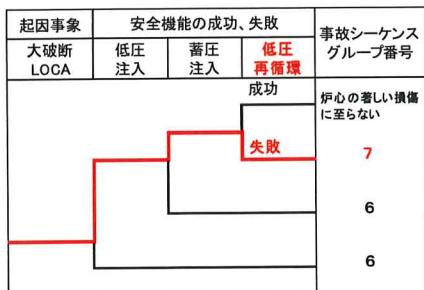
この「想定する事故シーケンスグループ」は、多数存在する事故シーケンスを、起因事象、安全機能（注水設備等）及びサポート機能（電源等）の作動状態、対策の共通点に着目して類型化したものであり、グループごとに、炉心の著しい損傷の防止対策を定めることとなる。



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



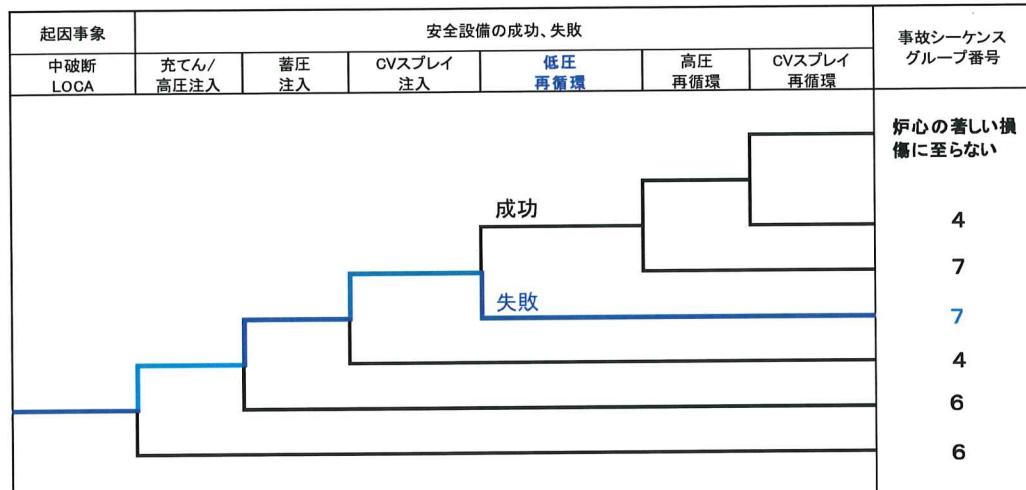
事故シーケンスグループ番号(抜粋)

4 : 原子炉格納容器の除熱機能喪失

6 : 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 事故シーケンスから事故シーケンスグループに分類する例

2 事故シーケンスグループが重畠する場合の検討について（（1）の回答）

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

とから、発生頻度は低いと考えられる。

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

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

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

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

3 確率論的リスク評価を採用する理由（（2）の回答）

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

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

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

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

1 設置許可基準規則及び解釈における規定内容

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

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

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という（同規則2条2項12号）。

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

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

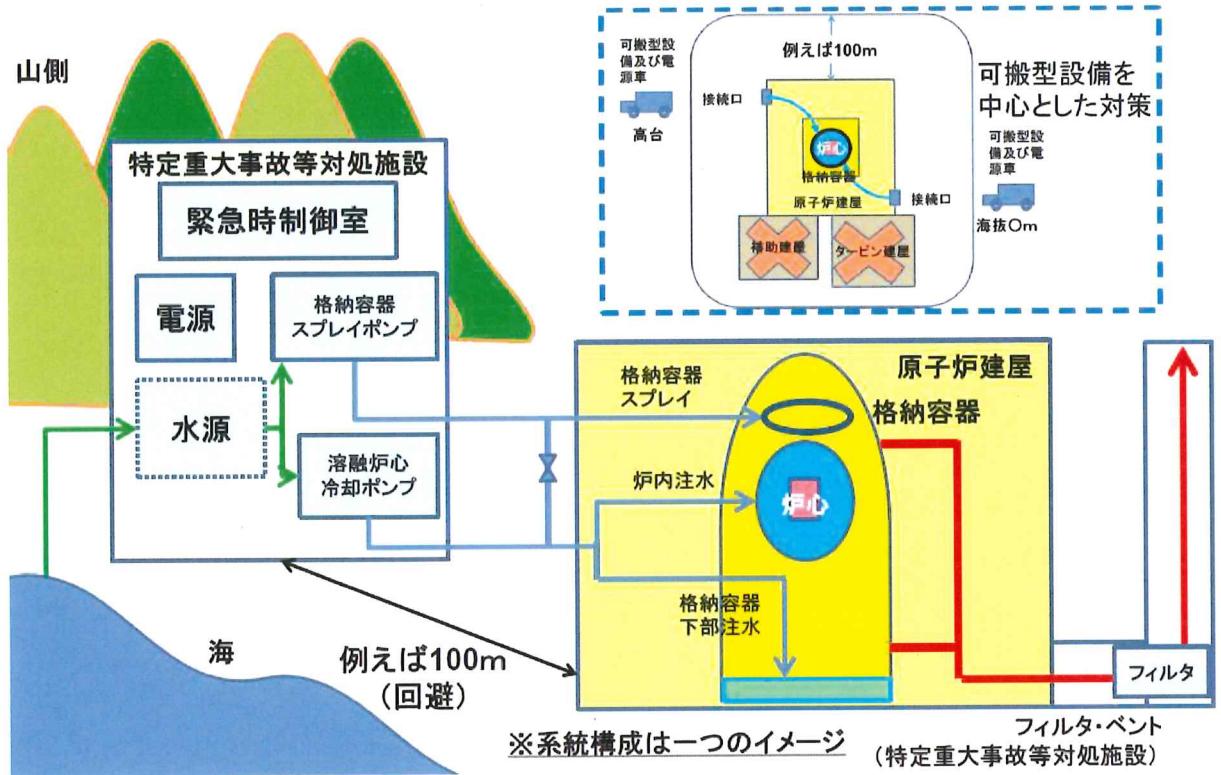


図1 特定重大事故等対処施設の概要

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

2 特定重大事故等対処施設の規制要求上の位置付け

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

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

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

3 猶予期間について

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

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

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

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

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

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

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

§ 3 3-3 重大事故等対処施設

3-3-8

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

1 必要な離隔距離について ((1) の回答)

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

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

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

2 7日間の備蓄を要求していることについて（（2）の回答）

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

これは、東京電力福島第一原子力発電所事故の例では、免震重要棟のガス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、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 重大事故等対策全体における設置許可基準規則55条の位置付け

原子炉等規制法及び設置許可基準規則等は、設計基準事象に対する十分な対策を要求し、それを踏まえてもなお重大事故等が発生することを想定して重大事故等対策を要求している。そもそも、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。しかしながら、重大事故等対策の一つである設置許可基準規則55条では、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規定したものである。

そして、重大事故等が発生した場合においては、原子炉施設の位置、構造及び設備といつといわゆるハード面からの対策と、重大事故等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

をあらかじめ一般的に設置しておくことを求める規定である。

2 設置許可基準規則 55 条、同規則の解釈 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 1 で述べたとおり、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、あらかじめ一般的に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、突発的に原子炉格納容器等外に放射性物質を含んだ空気の一団（放射性プルーム）が発生し、多量の放射性物質が短時間のうちに工場等外の広範囲に拡散することが想定される。このような拡散形態に對しては、原子炉建屋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、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對しては、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。

3 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 2 で述べた事象に對しては、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、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}Ⅱ 1. 1 2）。もっとも、前記 2 で述べた事象以外の事象の発生に対しては、原子炉施設の破損・損傷部位によって大きく異なるものであることから、現在の最新の技術的知見に基づいてもすべての事象を想定することは困難であり、あらかじめすべ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敢えて想定し、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。そうであれば、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が現実的かつ適切である。

そこで、前記 2 で述べたハード面に対するソフト面の要求として、技術的能力審査基準においては、重大事故等対策の一つとして、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が要求されている（技術的能力基準Ⅱ 1. 0（3）及び（4）、Ⅲ 1. 0（4））。

さらに、原子炉施設において地震、火災その他の災害の発生によって、原子炉等で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。そこで、このような事態が生じた場合には、当該原子力施設を「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 6 4 条の 2 ないし 4）。

*1 原子炉等規制法第 4 3 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必要な技術的能力に係る審査基準」。

4 設置許可基準規則 55 条の適用範囲

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、福島第一原子力発電所事故においては、事故後に福島第一原子力発電所 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、1 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。同条の設備が機能する場面は、福島第一原子力発電所事故を踏まえた何重もの炉心損傷防止対策や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、環境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敢えて想定し、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、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 分頃である。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、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る。

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、上記2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から、現実に発生した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、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。したがって、福島第一原子力発電所事故から得られた知見を踏まえたとしても、汚染冷却水の流出対策として必要な設備を設置許可基準規則55条が要求していると解することは適切ではない。

さらには、福島第一原子力発電所事故で生じたような汚染冷却水に対する対策は、前記3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3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、それに対しても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

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。

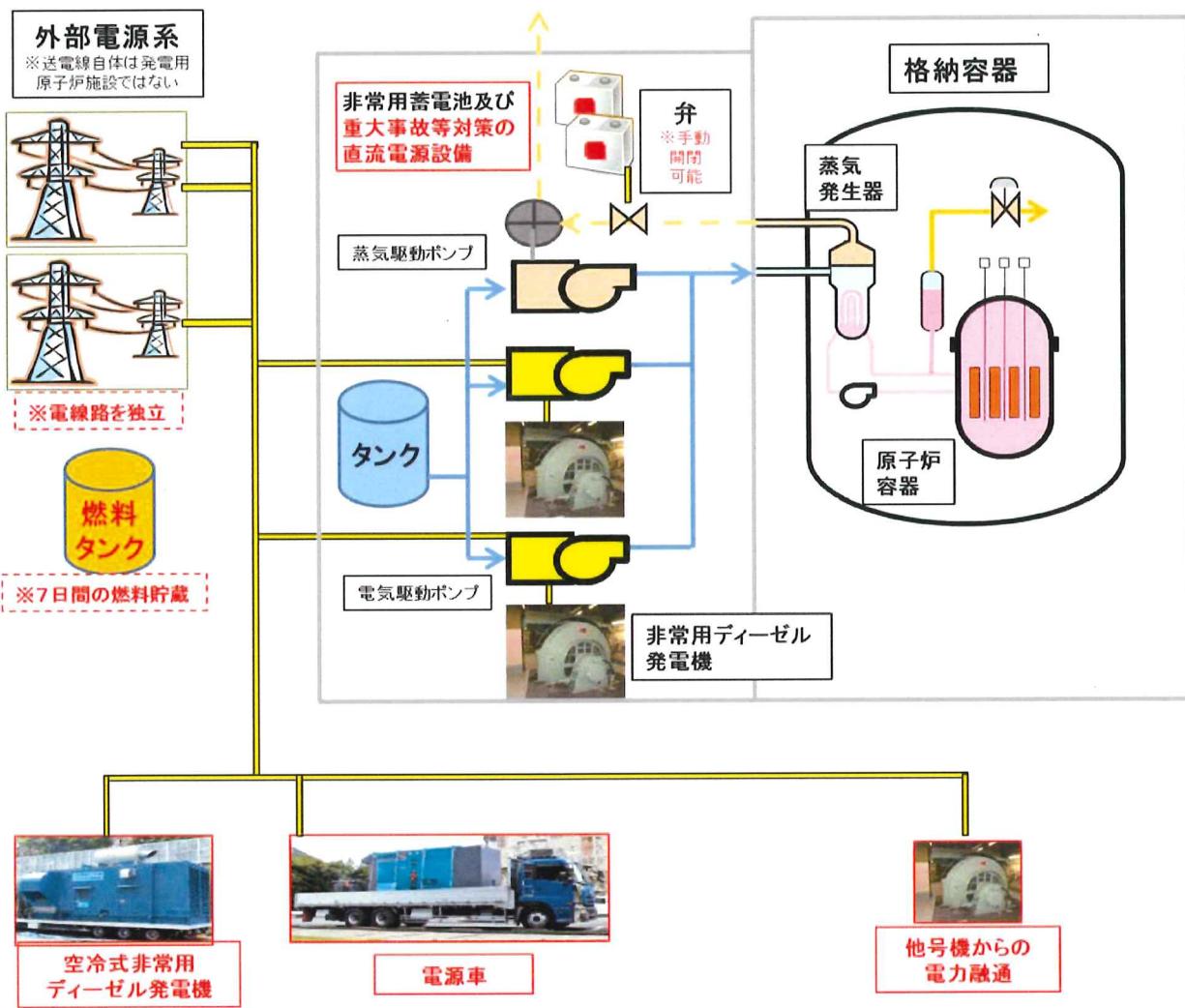


図 1 設置許可基準規則における電源確保に係る設備の概要

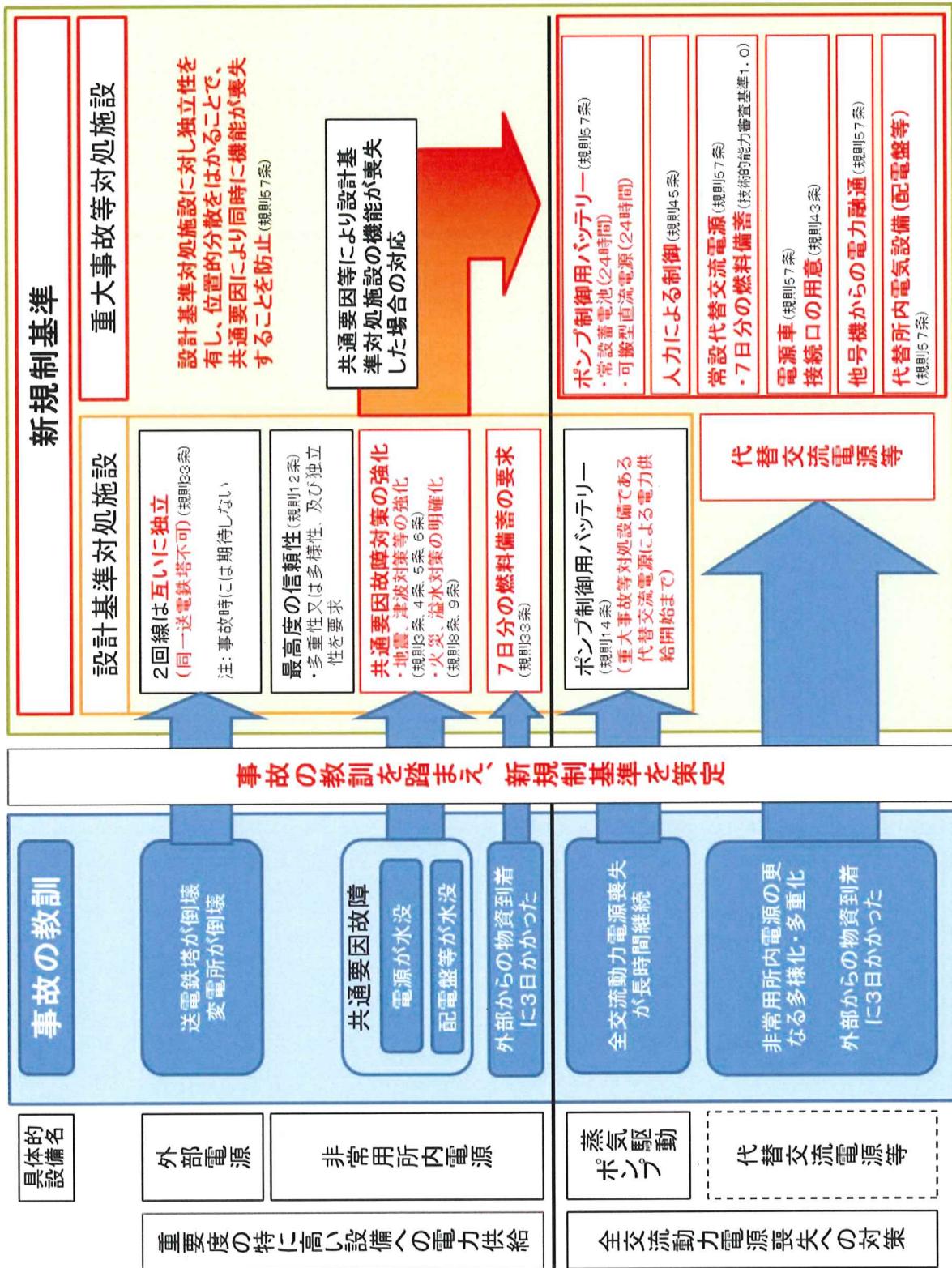


図2 事故の教訓を踏まえた電源確保対策の考え方について

§ 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。

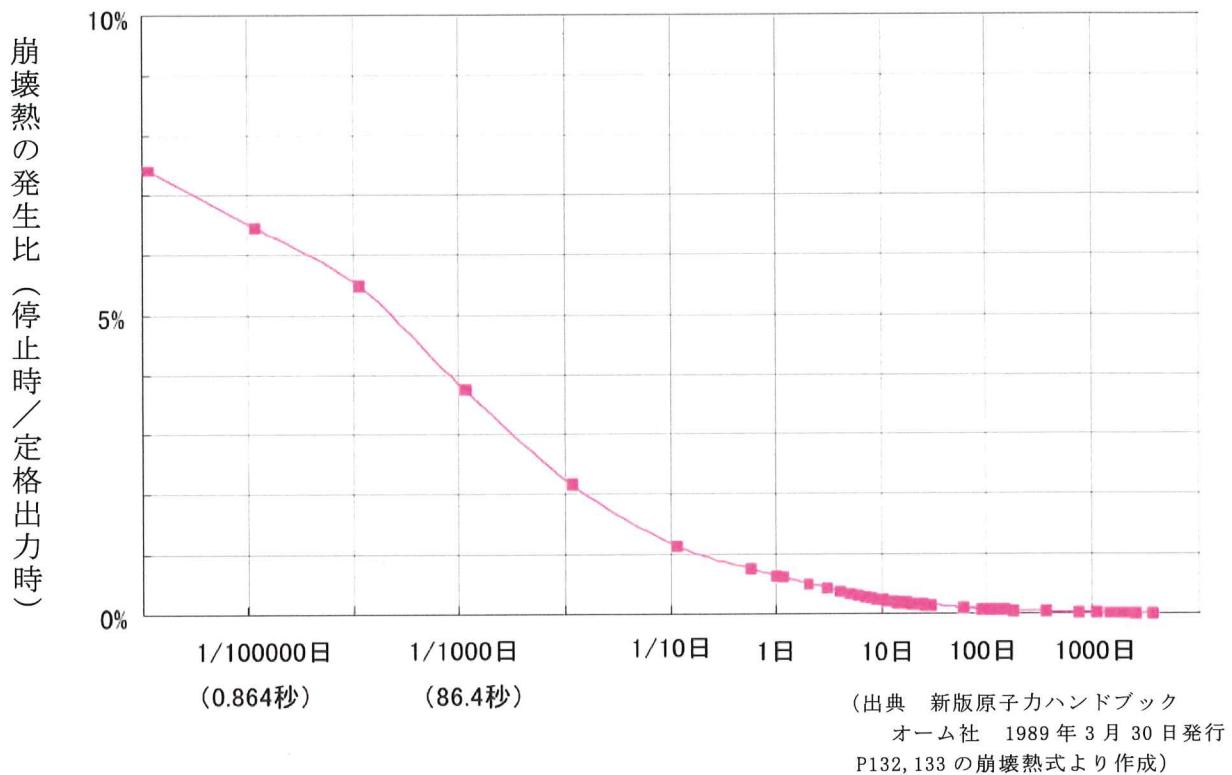


図1 ウラン燃料の崩壊熱の時間変化
(ウラン燃料の燃焼期間は1000日として作成)

(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。

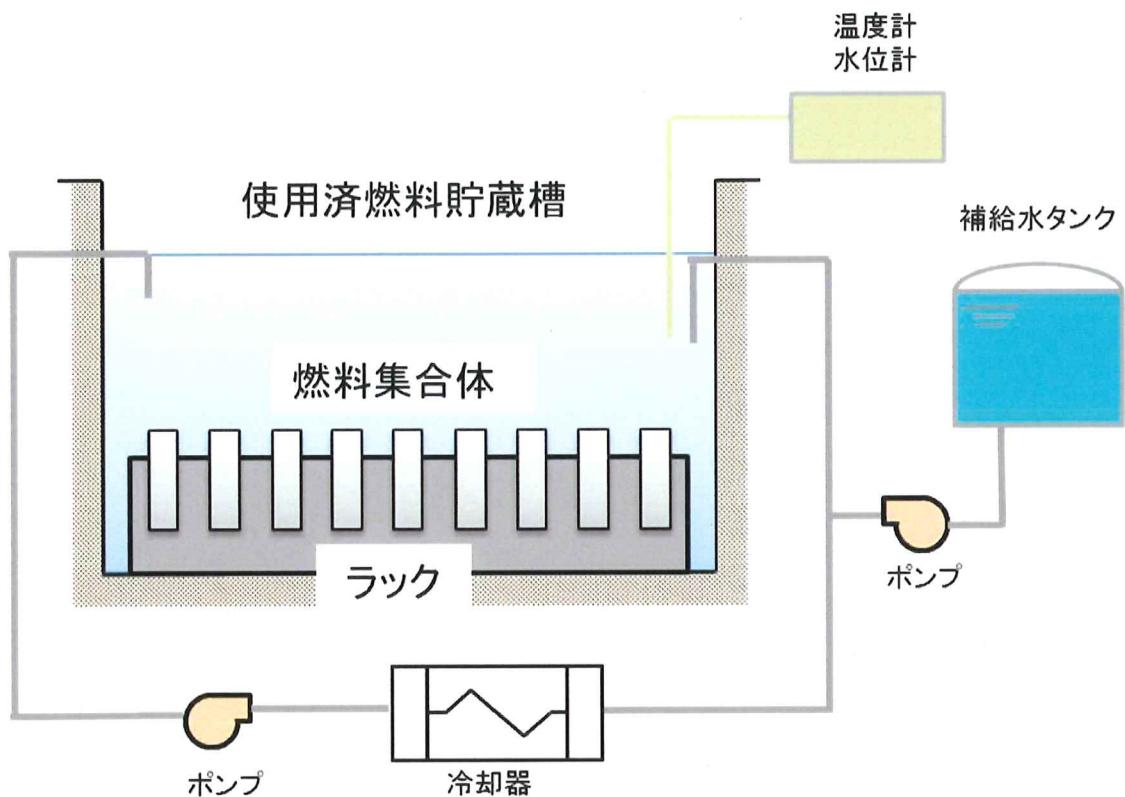


図2 使用済燃料の貯蔵施設（設計基準対象施設）の例

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。

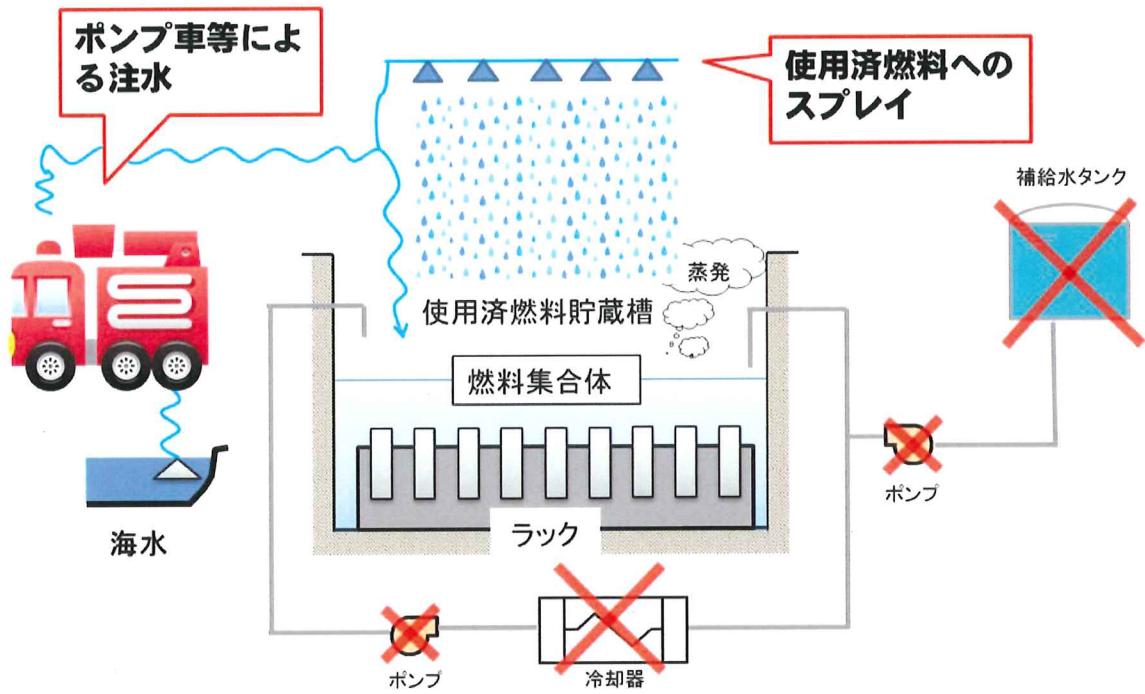


図3 使用済燃料貯蔵槽の重大事故等対処施設の例

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。