

§ 2 2-2 設置許可基準規則等の策定経緯

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

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

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

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

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

た際の対策として、重大事故等対策を新たに要求した。

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

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

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

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

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

は可能である。

§ 2 2-2 設置許可基準規則等の策定経緯

2-2-3 バックフィット制度とは何か。

1 バックフィット制度導入の趣旨

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

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

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

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

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

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

2 バックフィット制度の内容

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

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

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

*3 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）69条から90条。

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

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

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

§ 2 2-3 国際原子力機関の安全基準と我が国の規制基準の関係

2-3-1 国際原子力機関（IAEA）の安全基準と我が国における規制基準とはどのような関係にあるか。

1 IAEA安全基準との関係

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

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

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

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

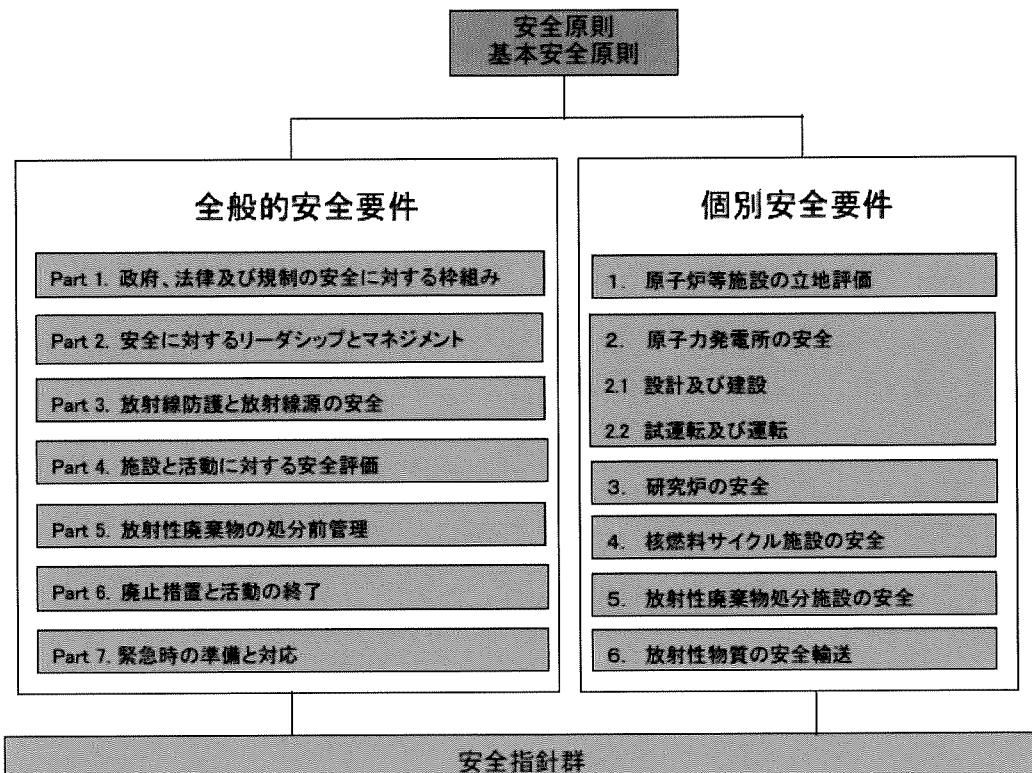


図1 IAEA安全基準シリーズの構成

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

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

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

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

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

§ 2 2-4 深層防護の考え方

2-4-1 國際原子力機関（I A E A）が採用している深層防護の考え方とはどういう考え方か。

1 深層防護とは

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

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

例えば、I A E Aの最上位の安全基準である「基本安全原則」（S F - 1）においては、原子力発電所において事故を防止し、かつ、発生時の事故の影響を緩和する主要な手段は、深層防護の考え方を適用することであるとされている。この深層防護は、複数の連続かつ独立したレベルの防護の組合せによって主に実現されるとし、ひとつの防護レベル又は障壁が万一機能しなくても、次の防護レベル又は障壁が機能するとされている。そして、各防護レベルが独立して有効に機能することが、深層防護の不可欠な要素であるとされている（基本安全原則 3 . 3 1 . ）。

2 原子力発電所における5層の深層防護

I A E Aの安全基準の一つである「原子力発電所の安全：設計」（S S R - 2

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

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

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

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

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

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

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

なお、設置許可基準規則では「運転時の異常な過渡変化」と定義している。

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

第5の防護レベルは、重大事故に起因して発生しうる放射性物質の放出による影響を緩和することを目的として、十分な装備を備えた緊急時対応施設の整備と、所内と所外の緊急事態の対応に関する緊急時計画と緊急時手順の整備が必要であるというものである。

3 設置許可基準規則は、深層防護の考え方を踏まえて策定されたものであること

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

§ 2 2-5 深層防護の考え方 避難計画

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

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

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

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

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

2 我が国の法体系における避難計画の位置づけ

(1) 原子炉等規制法について

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

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

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

護レベル) 等は要求事項とされていない。

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

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

(2) 災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法について

ア 災害対策基本法について

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

イ 原子力災害対策特別措置法について

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

財産を保護することを目的とする法律である（原子力災害対策特別措置法1条）。

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

ウ 国及び地方公共団体の防災計画

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

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

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

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

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

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

エ 原子力事業者の防災計画

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

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

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

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

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

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

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

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

§ 2 2-5 深層防護の考え方 避難計画

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

1 都道府県、市町村等が作成する避難計画等に関する国との関与、支援について

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

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

(1) 計画策定に必要な情報の提供

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

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

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

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

(2) 計画の具体化・充実化支援

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

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

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

ており、他の地域についてもこうした取組を進めている。

(3) 計画のさらなる改善・強化に向けた支援

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

2 原子力事業者防災業務計画について

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

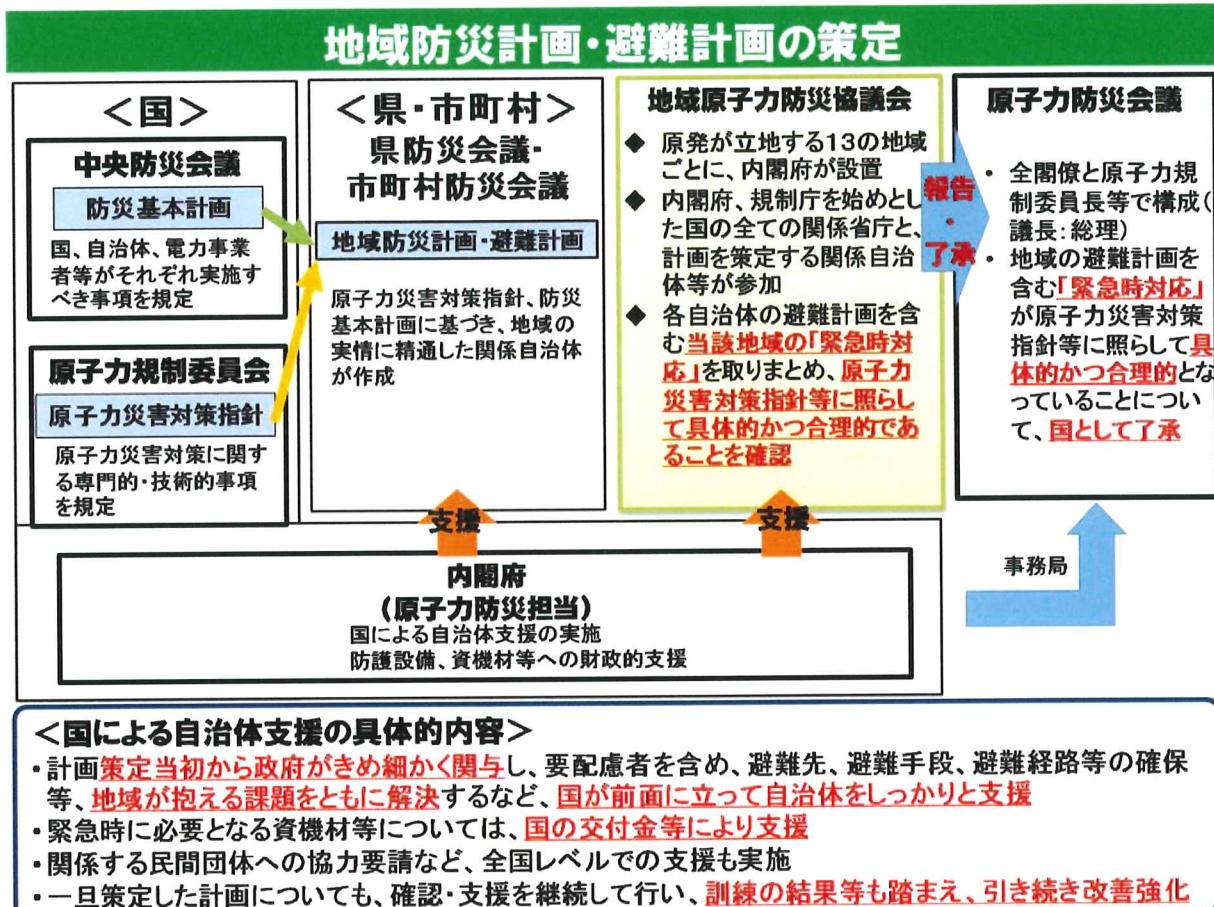


図1 国による避難計画等の具体化・充実化支援等の全体図

§ 2 2-6 安全目標と新規制基準の関係

2-6-1 安全目標と新規制基準はどのような関係にあるか。

1 相対的安全の考え方立脚した原子力分野における安全目標

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

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

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

さらに、技術的安全目標として、

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

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

ことを確認すること

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

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

と、具体的な到達目標を提示している（27項）。

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

2 規制と安全目標の関係について

（1）原子力安全委員会での安全目標、性能目標の議論

ア 安全目標の役割と定義について

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

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

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

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

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

イ 安全目標の取扱いについて

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

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

ウ 性能目標の議論

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

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

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

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

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

が明瞭で、適切に定量化できるものを選ぶ必要がある。」としている。

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

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

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

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

(2) 原子力規制委員会での安全目標の議論

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

具体的な合意内容は以下のとおりである。

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

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

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

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

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

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

なお、平成25年3月6日の原子力規制委員会に提出された論点のうちの残

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

(3) 新規制基準と安全目標の関係について

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

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

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

§ 2 2-7 安全重要度分類・耐震重要度分類の考え方

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

1 安全重要度分類とは

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

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

このうち、設置許可基準規則においては、安全機能^{*1}を有するS S Cは、

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

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

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

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

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

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

- ① その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの（異常発生防止系。以下「P S」（Prevention System）という。）。
- ② 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの（異常影響緩和系。以下「M S」（Mitigation system）という。）。

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

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

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

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

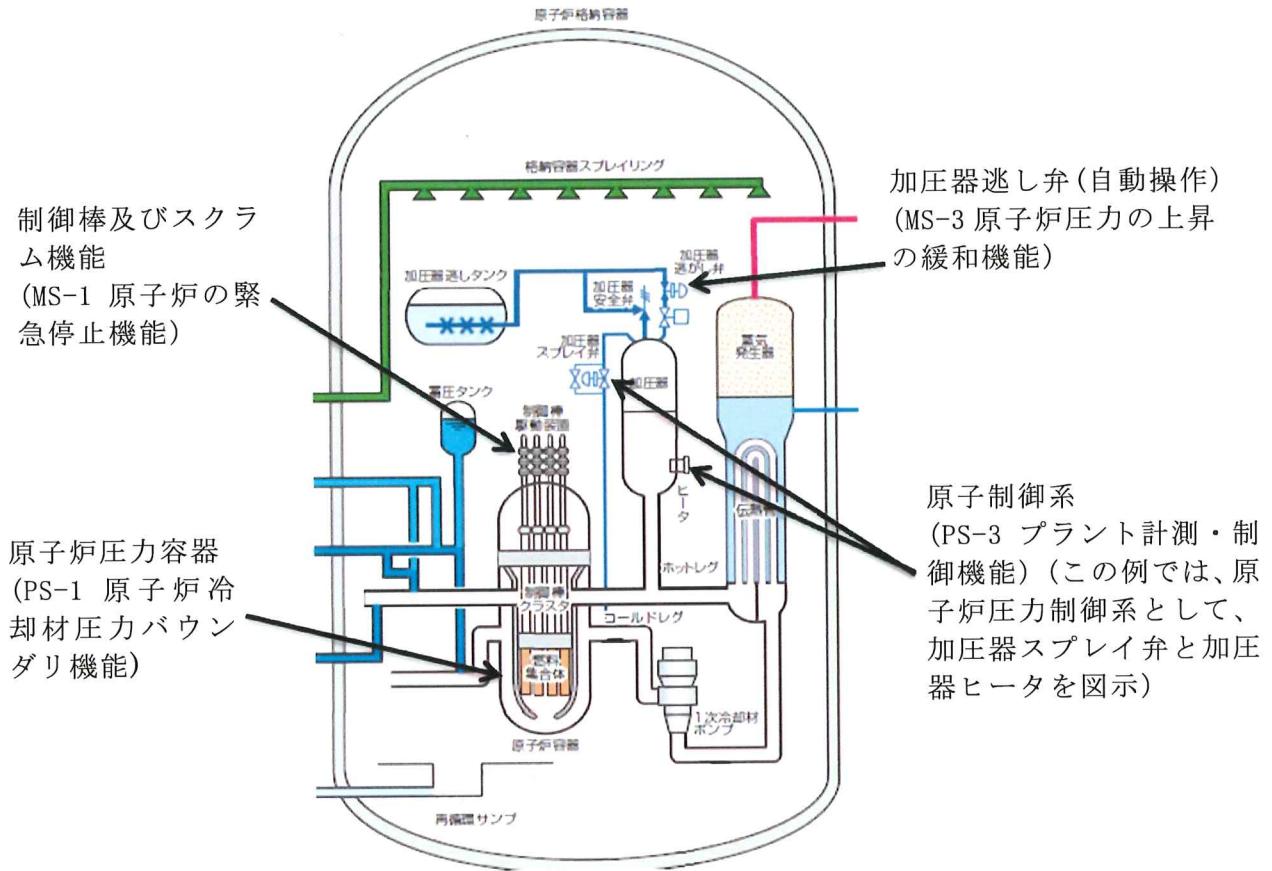


図 1 加圧水型原子炉における重要度分類の例

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

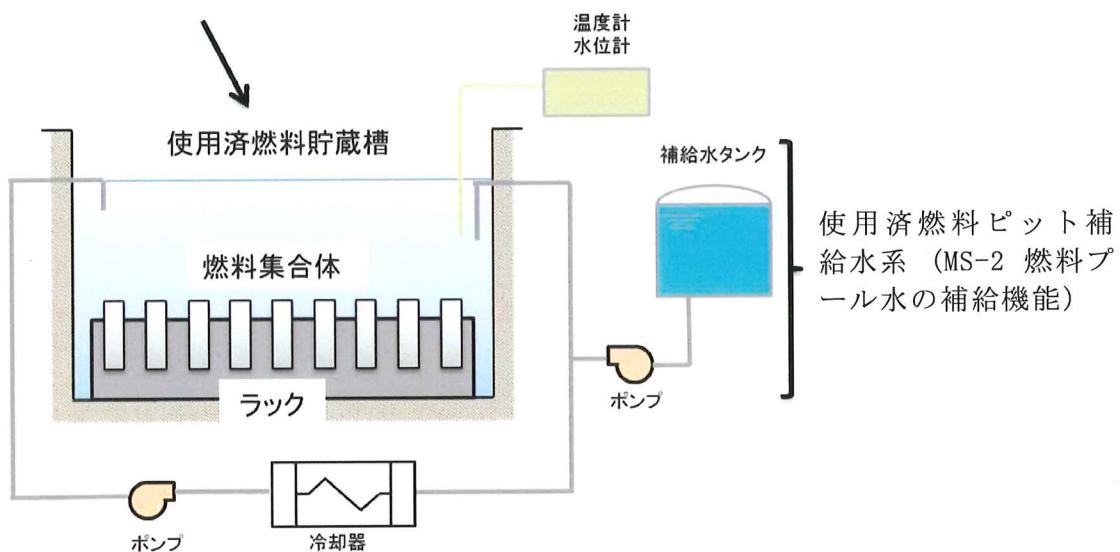


図2 使用済燃料貯蔵槽等における重要度分類の例

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

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

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

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

2 安全重要度分類を採用することの合理性について

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

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

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

表1 安全上の機能別重要度分類に係る定義及び機能

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

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

§ 2 2-7 安全重要度分類・耐震重要度分類の考え方

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

1 国際原子力機関における考え方

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

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

また、これら4つの因子に基づき、安全上重要なSSCを具体的にどのように分類するかについては、「原子力発電所における構築物、系統及び機器の安全分類」（個別安全指針No. SSG-30）で規定されている。

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

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

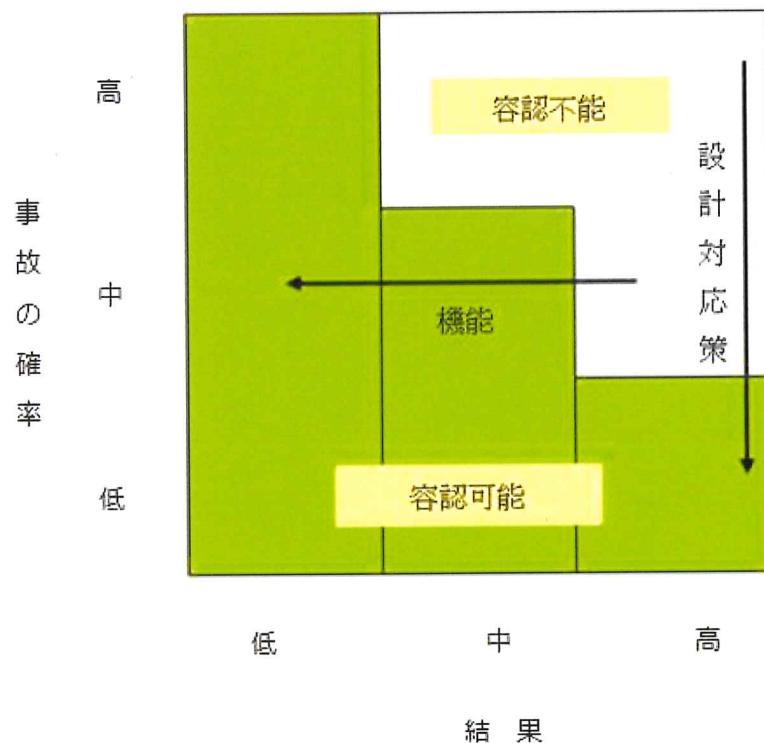


図1 確率と結果の基本原理(SSG-30より引用)

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

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

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

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

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

2 安全重要度分類の考え方に関する我が国とIAEAの比較

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

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

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

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

§ 2 2-7 安全重要度分類・耐震重要度分類の考え方

2-7-3 耐震重要度分類とは何か。

1 耐震重要度分類とは

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

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

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

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

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

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

なお、東北地方太平洋沖地震において、福島第一発電所等で、基準地震動と同等かそれを超える地震動による影響を受けた後に、津波が襲来していることを考慮して、「津波防護機能を有する防潮堤等」は、基準地震動に耐えてその機能を維持し、地震に続く基準津波に対しそれらの施設が耐津波性の機能を發揮するよう求め、耐震重要度分類をSクラスとしている。

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

2 耐震重要度分類の合理性について

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

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

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

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

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

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

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

(別記) 耐震重要度分類に係る規制上の要求

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

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

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

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

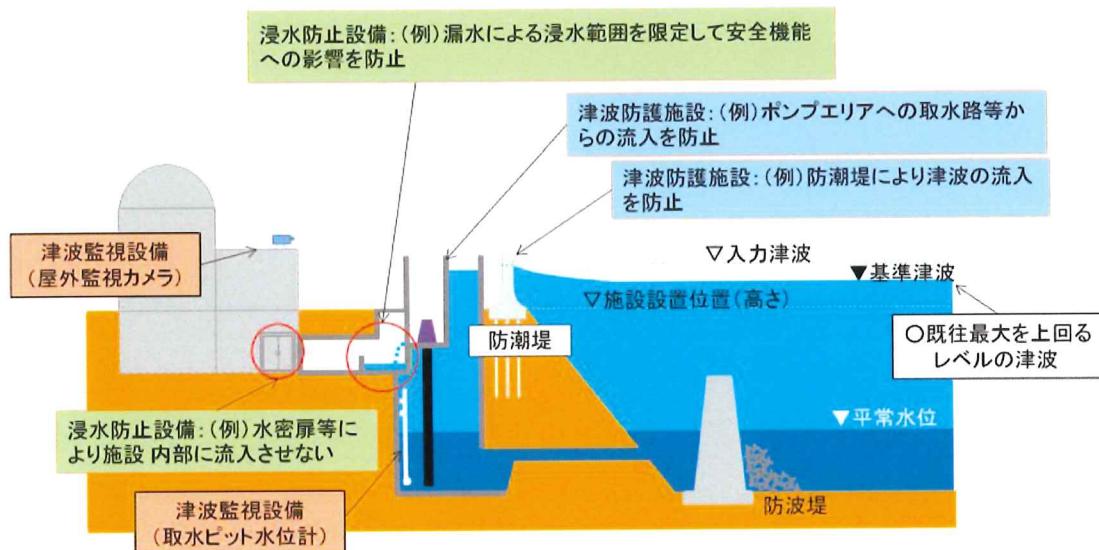


図1 津波対策施設・設備のイメージ

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

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

原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）第2条第2項第6号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。）（例：液体廃棄物処理設備等）

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

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

§ 2 2-8 共通要因に起因する設備の故障を防止する考え方

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

1 共通要因^{*1}に起因する設備の故障の防止

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

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

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

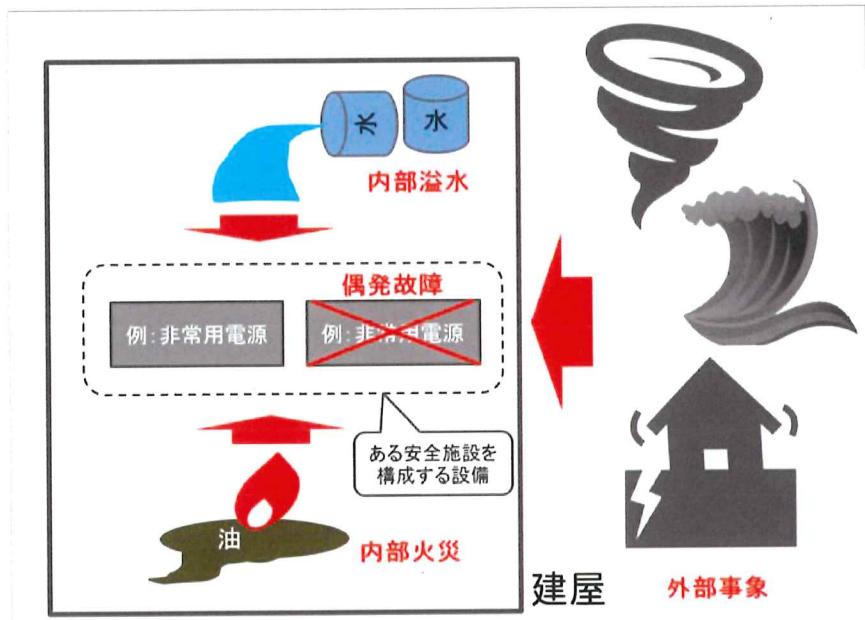


図1 安全施設を構成する設備を故障させる原因（例）

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

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

§ 2 2-8 共通要因に起因する設備の故障を防止する考え方

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

1 設計基準対象施設に係る安全設計としての要求事項

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

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

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

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

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

ここでいう「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する 2 以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在すること（設置許可基準規則 2 条 2 項 17 号）、「多様性」とは、同一の機能を有する 2 以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（2 以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。）によって同時にその機能が損なわれないこと（同項 18 号）、「独立性」とは、2 以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって、同時にその機能が損なわれないことをいう（同項 19 号）。

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

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

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

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

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

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

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

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

このように、設計基準事象とは、工学的な観点から、類似した事故シナリオを広く包絡する代表的事故シナリオを複数抽出したものであり、設置許可基準規則においては、原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮すべきものとして抽出された事象であり、单一の故障を想定することまでが考慮される。ここで、想定すべき故障を单一としているのは、設置許可基準規則12条において安全機能の重要度に応じて安全機能が確保されたものであることが要求されていること等により、安全施設の信頼性が確保されているためである。

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

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

ことを要求している。

3 「単一故障の仮定」の考え方

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

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

§ 2 2-8 共通要因に起因する設備の故障を防止する考え方

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

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

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

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

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

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

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

§ 2 2-8 共通要因に起因する設備の故障を防止する考え方

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

1 外部事象による損傷の考え方

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

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

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

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

上記のように、外部事象を起因とする故障の発生を防止し、その上でさらに、

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

例えば、設計基準事故の一つとして、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定した冷却材喪失事故に対する安全評価においては、かかる事故が生じたと仮定したとしても安全性が損なわれないかについての評価において单一故障の仮定を適用し、多重性又は多様性及び独立性が確保できているか確認する。この際、設置許可基準規則4条に規定されている地震による損傷防止に係る要求などによって、そもそも設計上想定されている外部事象によって壊れないよう設計されている構築物、系統及び機器について、あえて地震等の外部事象による損傷を解析条件として追加しなければならないとする技術的な理由はない。

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

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

§ 2 2-8 共通要因に起因する設備の故障を防止する考え方

2-8-5 「单一故障の仮定」の考え方とはどのようなものか。

1 「单一故障の仮定」の考え方

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

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

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

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

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

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

2 単一故障の仮定の評価例

例えば、炉心への注水機能の評価について説明する。

（1）2つのポンプに一つの発電機が電力を供給している系統（図 1）

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

注水機能は要求事項を満たさない。

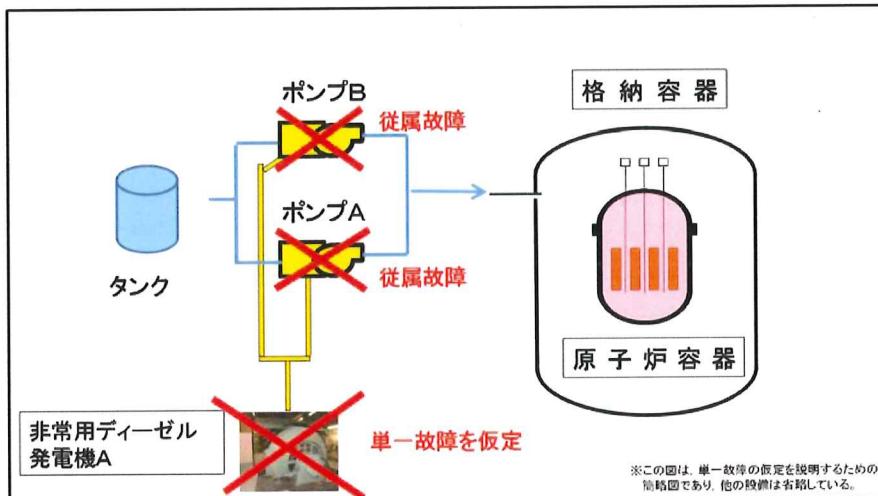


図1 単一故障の結果、安全機能が喪失する例

(2) 2つのポンプの各々に発電機が接続されている系統（図2）

例えば、非常用ディーゼル発電機Aが単一故障したことを想定した場合（図2）、従属故障を考えても、一つのポンプAが機能喪失するだけであって、注水機能が喪失することはない。この場合には、安全機能が維持することを確認できたといえ、注水機能は要求事項を満たしているといえる。

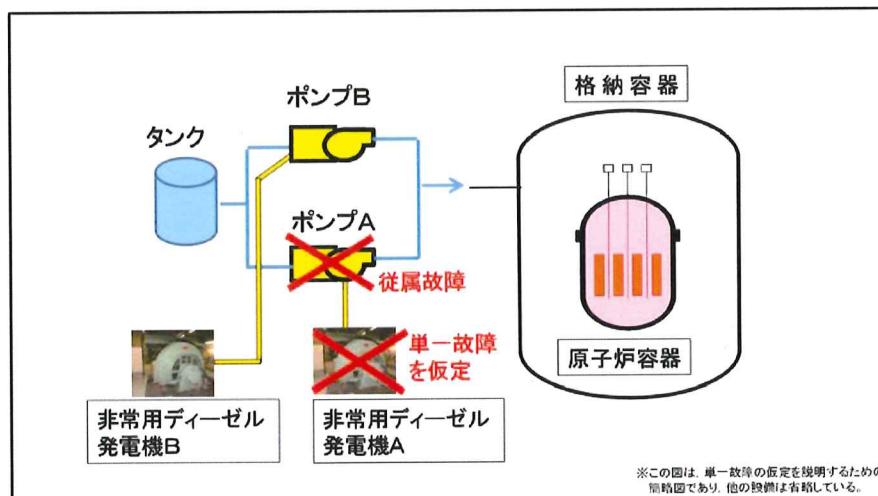


図2 単一故障しても、安全機能が維持される例

3 設計基準としては単一の設備の故障を想定して対策していること

单一故障の仮定による解析を行うのは、設備の偶発故障対策として、異常影響緩和機能を有する系統の安全評価を行うため、事故を想定する場合である。

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

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

§ 3 3－1 設置許可基準規則の概要

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

1 設置許可基準規則により確認しようとしているもの

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

そして、かかる危険性を顕在化させないための対策は、

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

に加えて、

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

である。

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

2 設置許可基準規則の概要

(1) 対策に必要な施設・設備の要求

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

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

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

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

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

(2) 設計の妥当性を確認するための安全評価等

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

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

を実施することも含まれている。

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

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

§ 3 3-2 設計基準対象施設

3-2-1 設置許可基準規則における設計基準対象施設に係る規制上の要求事項は何か。

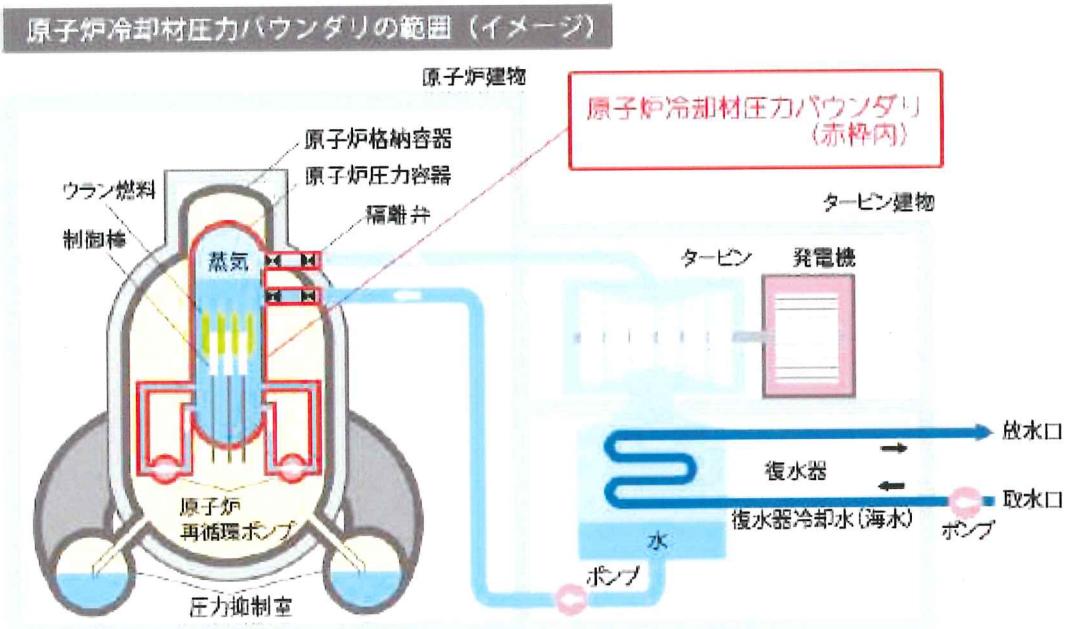
1 設計基準対象施設の定義とその基本設計の妥当性確認

設計基準対象施設とは、発電用原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要となるものをいい（設置許可基準規則2条2項7号）、本資料「§ 2 2-4 2-4-1」に述べたとおり、設置許可基準規則第2章では、設計基準対象施設について、第1から第3の防護レベルまでに相当する事項を求めている。

また、本資料「§ 2 2-8 2-8-2」に述べたとおり、設置許可基準規則13条では原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するために、発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（以下「安全評価審査指針」という。）等に基づいて、設計基準対象施設に対し、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に関する解析及び評価を求めている。

運転時の異常な過渡変化とは、通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心（以下単に「炉心」という。）又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう（設置許可基準規則2条2項3号）としている。

ここで原子炉冷却材圧力バウンダリとは、発電用原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において圧力障壁となる部分をいい、例えばBWRの場合を概略、図1のような範囲が相当する。



(注) 実際の原子炉圧力容器には、上図で示された以外にも様々な配管が接続しており、それぞれの配管について「原子炉冷却材圧力バウンダリ」の範囲を設定します。

図1 原子炉冷却材圧力バウンダリの例（BWR）
(出典：中国電力ホームページ資料一部加筆)

設計基準事故とは、発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であつて、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう（設置許可基準規則2条2項4号）。

2 要求事項の概要

（1）通常運転時

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

措置を講じることを要求しているほか、同規則12条では設計基準対象施設のうち、安全機能を有する施設（安全施設）は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならないとしている。同規則の解釈12条で引用している「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」では、安全機能を有する構築物、系統及び機器は一般の産業施設と同等以上の信頼性の確保を要求しており、このうち重要度が特に高い安全機能を有するものについては合理的に達成し得る最高度の信頼性の確保を要求している。

（2）運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時

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

ア 運転時の異常な過渡変化

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

1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

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

2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

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

3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

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

イ 設計基準事故

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

1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

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

2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

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

3) 環境への放射性物質の異常な放出

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

4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

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

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

（3）運転時の異常な過渡変化に対する要求

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

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

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

*2 核沸騰から膜沸騰への沸騰モード（沸騰形態）の遷移のこと。なお、核沸騰とは沸騰の形態の一つであり、発泡点を核として気泡が発生する沸騰のことをいう。ま

をいう。) が許容限界値以上であること。

- ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。
- ハ 燃料材のエンタルピー^{*3}が燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。
- ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力^{*4}の1.1倍以下となること。

(4) 設計基準事故に対する要求

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

- イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できることであること。
- ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。
- ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍以下となること。

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

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

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

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

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