



原子力安全の基本的考え方について
第Ⅰ編 別冊
深層防護の考え方

標準委員会 技術レポート

2014年5月

一般社団法人 日本原子力学会
標準委員会

第Ⅰ編別冊「深層防護の考え方」の発刊にあたって

平成 23 年 9 月から日本原子力学会標準委員会の傘下に原子力安全検討会、原子力安全分科会を設け「原子力安全の基本的考え方について」を検討してきた。標準委員会は標準の制改定をその任務としているが、標準委員会発足当時から、「安全原則（基本理念）も整備されるべき」との活動方針を明示してきた。また、標準の策定の検討は、原子力安全の意味や目的などを常に念頭に置いて行うべきと考えて活動している。そこで、これを明文化し、活動の拠り所とすべきと考え、「原子力安全の基本的考え方について 第Ⅰ編 原子力安全の目的と基本原則」を平成 25 年 6 月に発行した。

このたびは、その議論中において特に重要であり、共通の認識が必要であるとして「深層防護の考え方」を取り出してとりまとめ、別冊として発刊するものである。福島第一原子力発電所事故の教訓としても、深層防護の適用は重要なものとして扱われている。しかし、深層防護は基本概念であり、その解釈と適用は諸外国においても議論を継続しているところである。そこで我が国の関係者が原子力発電所の安全確保・向上に資するために、深層防護に関して共通の基本認識を記載したものが必要と考え、IAEA、NRC などの文献をまとめ、適用に際しての論点についても検討した。これを国内の関係者に広く共有し、深層防護の概念の適用に際して、関係者が拠り所とできるように、ワークショップなどを開催する予定である。

なお、引き続き、「原子力安全の基本的考え方について」は、第Ⅱ編「原子力安全確保のための基本的な技術要件」の策定を進めており、さらに関係学協会とも協働して規格・標準体系について検討を進めていく予定である。

平成 26 年 3 月

一般社団法人 日本原子力学会

標準委員会

委員長 宮野 廣

原子力安全検討会

主査 田中 知

深層防護とは何か

福島第一原子力発電所事故では、設計想定外の大きな津波により複数プラントの建屋設置エリア全域にわたって海水が浸水し、多くの安全上重要な設備が機能を喪失したため、炉心損傷事故（シビアアクシデント）が発生し、放射性物質が大量に周辺に放出されて多くの住民の方の長期間の避難が余儀なくされ、現在もその状態が続いている。

この事故の最大の背景要因として、IAEA 閣僚級会合報告書や NRC の NTTF 報告書等の多くの報告書において、深層防護の実践に不足があったとして、なぜ深層防護が原子炉の安全確保に有効に働かなかったのかについて多くの頁を割いて体系的に考察している。そして、新しく策定された我が国の規制基準の根幹にもリスクと深層防護の概念が導入されている。しかし、深層防護の概念は論理的で簡明である一方、その適用性が広く多様であるが故に、多重に層を設けることだけに注目してしまうなど、深層防護の正しい理解が不足している局面が見られる。また、深層防護は基本概念であるので、それだけでは安全性の向上の「万能薬」ではない。適用し、それを如何に改善していくか、に着目しなければならない。

そもそも、深層防護とは、人と環境を守るという原子力の安全確保の目的を達成するための方策を構築する考え方を定める基本概念であり、安全対策の妥当性を社会に説明し、信任いただくものである。具体的には、ハザード（原子力施設の場合には放射性物質）と防護すべき対象である人と環境の間に複数の層を置くことにより、特定のハザードが防護すべき対象にとって顕在リスクとならないように、すなわち、特定のハザードがもたらすリスクを許容できるレベルまで低減しようとするものにつながるものである。

深層防護の具体化を考える上でポイントとなる点は、①深層防護の目的（防護の対象）、②深層防護で防ぐハザード（放射性物質）、③望ましくない状態を決定、である。望ましくない状態の定義により、例えば、望ましくない状態を原子炉の状態の観点とするのか、公衆と環境への影響の観点とするのか、規制に使うために設計基準の観点にするのか、等によって複数の層の定め方は多様である。従って、層の数がいくつかというのは本質の問題ではなく、ハザードの質と規模、防護に係る不確かさ或いは知見の程度に応じて、深層防護を適切に実装することが重要である。

次に重要なのは、深層防護を用いて実効的に安全性向上を図る際にリスク評価、リスク管理を徹底することである。深層防護を用いて全体を俯瞰してバランスよく信頼性を強化し、真に質の高いロバストな原子力安全を確保するには、設計段階はもとより運転段階においても、最新知見や研究成果、事故の教訓等を活かすことにより、深層防護の適用になお残る不確かさへの対応が不十分ではないのかを絶えず問いかけ、継続的に改善する姿勢が大事である。そういった改善の効果を分析し把握し、安全目標に照らして効果的かつ効率的な改善を着実に進めていくことが重要である。

本書では、深層防護についての理解と深い洞察を持って、原子力関係者が安全確保対策に取り組んでいただけるように、日本原子力学会が刊行している「原子力安全の基本的考え方について 第Ⅰ編 原子力安全の目的と基本原則」（AESJ-SC-TR005）の別冊として、深層防護の考え方に関する共通的な認識と、それらに関する論点を纏めた。とり纏めにあたっては、原子力安全検討会 原子力安全分科会の深層防護ワーキンググループにおいて検討・整理が行われ、同分科会及び検討会において審議された。本書が基となって、原子力関係者の間のみならず社会との対話により深層防護の考え方に関して共通の認識が形成されるとともに、それぞれの分野への適用において活発な議論のもとに適切な実装がなされ、それらに関する活発な情報共有や意見交換が行われること、それによる安全確保に対する信頼が得られることを望んでいる。

平成 25 年 12 月
原子力安全分科会
主査 山口 彰

目 次
(第Ⅰ編 別冊 深層防護の考え方)

1. はじめに	1
2. 深層防護の考え方とは何か	2
2.1 深層防護の概念	2
2.2 原子力安全のための深層防護	2
2.3 防護レベルの設定の考え方	4
3. 深層防護の概念の具体的な適用と論点	7
3.1 深層防護の概念の適用と関連事項の整理	7
3.1.1 防護レベルの設定に関する適用とこれまでの認識	7
3.1.2 各防護レベルの信頼性に関する適用とこれまでの認識	9
3.1.3 関連事項の整理	12
3.1.4 論点とする項目のまとめ	13
3.2 深層防護の概念の理解のための論点	13
3.2.1 設計要求範囲と設計評価に関する整理	13
3.2.2 Design Extension Conditions (DEC) の持つ意義とは何か	16
3.2.3 各防護レベルの有効性が独立であることの一考察	20
3.2.4 設計基準を超える外的ハザードに対する取組み	21
3.2.5 深層防護の有効性評価	22
3.2.6 原子力安全規制の中で深層防護をどのように考えるか	23
4. まとめ	27
5. 解 説	28
参考文献	33
付録 1. 分科会, 検討会, 標準委員会 委員名簿	35
付録 2. 会合と報告会等の実績	38
添付資料 各機関における深層防護の防護レベルの分け方	40
あとがき	73

解 説

解説 1：深層防護の考え方について	28
解説 2：深層防護の概念を効果的に適用するための前提条件	28
解説 3：深層防護と多重障壁の関係	29
解説 4：設計における外的事象への深層防護の適用	30
解説 5：リスク評価と深層防護の関係	31
解説 6：ストレステストの意義	31

1. はじめに

本書は、日本原子力学会にて刊行している「原子力安全の基本的考え方について 第Ⅰ編 原子力安全の目的と基本原則」(AESJ-SC-TR005)の別冊として、深層防護の考え方について共通認識と論点をまとめたものである。

(1) 本書の目的

「原子力安全の基本的考え方について：第Ⅰ編 原子力安全の目的と基本原則」(AESJ-SC-TR005)では、基本原則を大きく3カテゴリー(「責任とマネジメント」、「人及び環境の防護」、「放射線リスク源の閉じ込め」)に分類しており、「深層防護の考え方」は、「放射線リスク源の閉じ込め」を実現し、原子力の安全を確保するための重要な概念である。

国内外において、これまでに深層防護の観点から様々な安全設計の方針が記述されてきた。それらはいずれも深層防護の概念に対して概ね一致した考え方によっている。しかしながら、福島第一事故が深層防護に対する取組みの不足に起因するものであることを踏まえ、今後、原子力安全を向上させていく上で、深層防護について原子力関係者が共通の認識を持って議論し、深層防護の概念を深化させていくことが、二度とこのような事故を起こさないようにするために極めて重要なことと考える。

本書では、

- ・そもそも原子力安全における深層防護とは何かということを共有化すること
- ・これまでの原子力安全への深層防護の具体的な適用を調査するとともに、必ずしも体系的に整理できてはいないものの原子力の安全確保に関する様々な事項と深層防護との関連に係る論点について整理することで原子力関係者間で論点が共有・認識され、深層防護の概念の適用が原子力の安全確保をより効果的なものにしていくための手段となる足掛かりとなること

を目的としている。従って本書では、具体的な防護レベルの数や深層防護概念の原子力施設への具現化の提案を行うものではない。

(2) 本書の構成

本書では、まず第2章において原子力安全における深層防護とはどういうものかについて論じ、各深層防護レベルを設定する際の考え方を提示することで、原子力安全における深層防護概念の考え方の共有化を図っている。

次に第3章では、論点とした事項について、3.1節にて論点を展開する上で必要となる共通の認識をまとめるとともに、3.2節にて具体的な論点の展開を行っている。

また、原子力施設への深層防護概念の適用とは直接は関係が無いものの、原子力安全の向上にとって必須である規制についても、深層防護の考え方をどう取り入れるべきかについて論じている。

2. 深層防護の考え方とは何か

2.1 深層防護の概念

「深層防護の考え方」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、ある目標をもったいくつかの障壁（以下「防護レベル」）を用意して、あるレベルの防護に失敗したら次のレベルで防護するという概念である。

この概念を適用して高い安全性を確保するためには、信頼性が高く、かつ共倒れしない防護レベルを、脅威に対して幾重にも準備しておく必要がある。すなわち、ある防護レベルがどんなに頑健であったとしても、単一の防護レベルに完全に頼ってはならず、一つの防護レベルが万一機能し損なっても次の防護レベルが機能するようにしなければならない。

こうした深層防護の概念は原子力に特有のものではないが¹、原子力の利用においては、炉心に大量の放射性物質を内蔵している原子炉施設のように、人と環境に対して大きなリスク源が内在し、かつどのようにリスクが顕在化するかの不確かさも大きいという化学プラントや航空機などと同様の特徴があることから、不確かさに対処しつつ、リスクの顕在化を徹底的に防ぐために、深層防護の概念を適用することが有効と考えられている【解説 1 参照】。

なお、防護レベルの目標を達成するための手段（以下「防護策」）としては、物理的な障壁の他、例えば制御・管理や緊急時における対応手段といったものがある。

2.2 原子力安全のための深層防護

(1) 原子力安全の特徴

一般産業や社会的活動についても、我々の生活に影響を及ぼすリスクがあるという面では、原子力施設の場合と同じである。ただし、原子力施設は放射性物質を内蔵しているので、他の産業などが有するのと同種の危険があるだけでなく、放射線影響という原子力固有のハザードが存在する。さらに、万一、大量の放射性物質が放出される事故が発生した場合には、広範囲かつ長期間、人と環境に深刻な影響を及ぼすという特徴を持っている。特に、原子炉施設の場合は、福島第一原子力発電所事故のように、放射性物質が大量に放出されてしまうと、周辺住民の放射線影響を防ぐための避難や居住制限などの施策によって、生活への影響が出るなど社会的な影響が大きい。このような原子力固有の特徴を踏まえて、放射性物質の放出を抑制し、放射線影響の顕在化を徹底的に防ぐため、原子力安全を確保する取り組みが必要である。

このため、原子力安全の基本的な目的は、原子力の施設や活動に起因する放射線の有害な影響から人と環境を防護することであり、原子力施設の安全確保の目標は、人や環境に放射線の有害な影響を与えるような事故の可能性を確実にきわめて低いものとする

¹ 例えば、軍事用語では“縦深防御（じゅうしんぼうぎょ）”という。その意味は攻撃側の軍勢を停止させるのではなく、占領地を与えつつ時間を稼ぎ、遅延させることを目的とした戦略であり、対義語としては“水際作戦”がある（Wikipedia より）。

ことである。

(2)原子力安全のための深層防護

原子力施設に限らず一般産業や社会的活動を含めて一般に、ある一つの対策が完璧に機能するのであれば、対策はそれだけで十分なはずである。一方、対策はある想定に基づいて考えられるため、その想定から抜け落ちる事項や人知が及ばない事項が存在することは否定できない。原子力施設の場合、人と環境を防護するにあたって、放射線や放射性物質が制御されずに環境中に放出される原因にも、それらが人と環境に影響を与えるまでの種々の現象にも、人知が及ばない振る舞いが存在しうる。すなわち、人と環境に影響を与えるまでの諸現象や対策やその対策の効果には不確かさが存在するため、一つの対策のみでは完璧な対策とはなり得ない（形あるものは必ず壊れるし、思うように動かない、対処できないこともある）。事前には充分と思われた対策でも思いがけない理由で失敗するかもしれないという不確かさの影響を考慮して、別の対策、次の防護レベルの対策と繰り返すことにより、人と環境に対する一連の防護策全体の実効性を高めることが必要となる。このように、一つの対策では防げないという不確かさを考慮して、放射線リスクから人と環境を護るための防護策全体の実効性（成功確率）を高めるために適用されるのが原子力安全のための深層防護の概念である。

(3)防護策の実効性を高めるための考え方

防護策全体の実効性を高めるために様々な対策がなされるが、この対策を多層とすることを基本的な考え方として、積極的な防護策を講じている（重要な戦略としている）。具体的な対策には、想定する事象に対して、複数の防護レベルでさまざまな手段を用意しておく、すなわち、設計基準事象という想定の中で対策することが基本であり、少なくとも TMI 事故までは、この設計基準事象を厳格に運用することで十分な安全性が確保できると考えられていた。一方、現実世界で発生する事故（特にシビアアクシデント）には、設計基準事象で想定したシナリオを逸脱する、多重故障やヒューマンエラー（特にコミッションエラー）、外部事象が関与する場合がある。すなわち、定められた設計基準事象に対して備えるのみでは高い安全を達成するには十分ではない（現実の事故には完全には備えることはできない）と考えるべきである。このことは、設計基準事象の想定の不完全さに伴う不確かさを示すものであり、不確かさに対する備えを用意する、つまり、不確かさに備えて対策を多層とすることで、防護策全体の効果（成功確率）を高めることができる。放射線影響が抑制され、リスクが低く維持されるようになるように、対策を多層とすることが必要である。ここで、リスクの低減効果を評価するためには、目指すべきリスクの抑制水準（安全目標）やこれを満たすための性能目標といった指標が必要である。

(4)原子力安全を確保するための普遍的な考え方

以上のように、我々が最善を尽くし万全を目指して設計したシステムであっても、なおかつ安全を損なう事象が発生しうる可能性は排除できないとして、そのような不確かさにも適切に対応できるように対策をとる考え方が「深層防護の考え方」である。つまり、「深層防護の考え方」は、不確かさに対する備えであり、原子力安全を確保する上で、想定外は存在するということを考慮して事前に対策しておくために不可欠な考え方である。具体的な対策は、それぞれの原子力施設により異なるものとなりうるが、「深層防護の考え方」は原子力安全を確保するための普遍的な考え方となっている²。

2.3 防護レベルの設定の考え方

「深層防護の考え方」に基づく対策を有効なものとするためには、防護レベルの設定について次のような考え方が大切である。

(1)各防護レベルの信頼性

それぞれのレベルで最善を尽くすことで、初めて全体としての効果が期待されるものであって、他のレベルに依存して対策を考えるものではない。例えば、あるレベルの対策が十分になされているのだから次のレベルでは甘くても良いとか、逆に、次のレベルでの対策があるからこのレベルは甘くても良いといった考え方をとってはならない。また、他のレベルに依存して対策を考えるものではない。さらに、あるレベルの対策に欠陥があるから、次のレベルの対策が必要とされるのだというように理解すべきではない。各レベルの十分な対策を前提にして、あえてその効果が十分でなかった場合に備えて対策を多層にするという考え方である。現実には事故が起きた場合には、あるレベルの取り組みが不十分であったことが事後に分析されるが、事前の計画としては、可能な限りの知見を駆使して対策をとっておくという考え方である。各防護レベルの防護策の信頼性を高めることは、高い安全性を実現するためには不可欠な取り組みである。

深層防護の考え方を各防護レベルで効果的に適用するためには、確固たる安全文化を前提とした上で、適切な保守性を考えること、及び品質保証を、全ての防護レベルにおける全ての方策に適用することが前提となる【解説 2 参照】。また、各防護レベルの信頼性は、単なる設備設計の対応だけでなく、適切な立地の選定、製造、建設、試運転、運転及び保全、体制（組織、人員、力量）等を含めた対応により高められるものである。そして、運転経験をフィードバックすることは、不確かさが表出した例に学び防護策を

² 「改訂 原子力安全の論理」（佐藤一男）では、「・・・多重防護と言う考え方は、私たちの身近なところにも存在している。例えば、健康管理の原則がそれである。・・・まず必要なことは、・・・病気にならないように普段から気を付けることで、・・・次には、病気になりかかった時にこれを早期に発見して早期に治療することで、・・・第三レベルでは、・・・病院などの医療施設を充実しておくことである。」としており、深層防護の考え方は、一般に安全や信頼性確保の考え方として存在する。原子力利用の場合は、その影響が大きい「深層防護の考え方」という用語を象徴的に用いていると考える。

強固なものとしていく継続的改善活動の重要な取り組みである。このように、深層防護の考え方を効果的に適用し防護策の信頼性を高めるためには、設備（ハード面）と運用（ソフト面）の両面からの取り組みが必要であり、運転経験に学ぶ活動が重要となる。

(2)各防護レベルの独立性

複数の防護レベルが全て機能しなかったときに、人或いは環境に対する有害な影響が引き起こされる。深層防護の考え方で不可欠な要素は、異なる防護レベルが、各々独立して有効に機能することである。そのため、ある防護レベルにおける設計、機能、対策等が、他の防護レベルのそれらにとって障害とならないようにしなければならない。ある防護レベルが他の防護レベルの機能失敗によって従属的に機能失敗することがないことを含め、各防護レベルが独立な効果を発揮するように設計を行うことが必要である。なお、防護レベルの設定の仕方によっては、独立な効果を発揮する具体的な対策が存在しなくなる場合もあり、深層防護の考え方が適切に適用できなくなる場合がある。また、各防護レベルの独立性を確保するためには、想定外がありうることを考慮して、全く異なる取り組み（例えば、設備や機器などのハードウェアだけに頼った対策だけではなく、マネジメントによる対策など）をとることも有効である。

(3)防護レベルのバランス

一方、各防護レベルが各々独立して有効に機能することが必要であるが、これは各防護レベルが相互に無関係に考えられるべきということを意味するものではない。防護策全体の性能を高めるためには、各レベルが適切な厚みを持ち、各レベルの防護策がバランスよく講じられ、あるレベルの防護策に負担が集中しないことが重要である。

(4)防護レベルでの不確かさへの対処

「深層防護の考え方」に基づく防護策が全体として有効に機能するためには、「効果が独立な防護レベルの設定」と「それぞれの防護レベルの信頼性」が必要な要素である。防護レベルの信頼性について、安全確保のための想定や具体的方法にはいずれも不確かさが含まれており、このため結果として、人と環境への放射線影響のリスクを完全にゼロとすることはできず、さらに、リスクを完全に把握して厳密に定量化することも不可能であるため、想定する条件に対して裕度を確保することによって、想定を超える条件に対しても頑健性が期待できるようにし、リスク並びにその不確かさに対処するという考え方がとられている。

(5)その他の留意すべき事項

ところで、「深層防護」という言葉が、多重障壁や物理的障壁といった狭い意味で受け取られる場合や、直接ハードウェアをイメージした意味でとらえていると見られる場合、

物理的障壁の数と認識している場合が見られるが、「深層防護の考え方」とは、基本的な考え方であり、個別のハードウェアと直接的に対応するものではない」ことを強調したい。さらに、例えば「設計基準事象を深層防護の第三層」と表現するように、プラント状態と深層防護を関係づけるとらえ方も多く見られるが、これについても深層防護の考え方に基づいた対策の実現方法の一つである（一つにしか過ぎない）という理解が必要と考える。

防護策を具体化するためには、脅威となる事象やハザードを想定することが必要である。脅威となる事象やハザードは、その原子力施設への影響がそれぞれ異なるので、リスクの内容並びにリスクの不確かさに応じて、安全確保のために必要な防護レベルや個々の防護策は異なるものになりうる。

リスクの内容並びにリスクの不確かさについての認識は、運転経験や知見の蓄積とともに変化し、予測の不確かさも変化していく。知見の蓄積並びに洞察によって極力、排除する努力を継続することが必要である。リスクへの寄与が小さいことが明らかでない限り放置してはならず、リスクの定量化のための努力を継続するとともに、定量化が不完全な段階であっても合理的に実行可能な対策を検討することが必要である。合理的に実行可能な範囲は、技術の進展及び評価手法の進歩によって変化するものであって、このような変化を適切に取り込むことを含めて、継続的な改善が図られるべきである³。

防護レベルについては、これまでもいくつかの分け方が提案されているが、基本的には、①ある防護レベルの維持及び②ある防護レベルが突破されたときの影響の緩和（もしくは次のレベルの維持）といった段階的な防護レベルで整理することができる。施設の特性に加えてリスクの内容や程度など、施設に想定される脅威やその程度によって、防護レベルの分け方や内容を設定することが適切であり、それぞれの施設によって設定される防護レベルは異なるものとなりうる。

³ このような取り組みについて、同様な考え方が米国においても NUREG-2150 で提唱されている。

3. 深層防護の概念の具体的な適用と論点

第 3 章では深層防護の概念の具体的な適用、及び原子力安全に係る全ての人が共通の認識とすべき事項及び論点について検討・整理した内容を、原子炉施設を中心に記述する。

3.1 では、論点を展開する上で共通の認識とすべきと考えられる事項について述べ、3.2 では、具体的な論点について展開する。

3.1 深層防護の概念の適用と関連事項の整理

2.3 において深層防護の考え方に基づいた防護策が全体として有効に機能するためには、効果が独立な防護レベルの設定とそれぞれの防護レベルの信頼性が必要な要素であることを述べた。

ここでは、それぞれの要素の観点での適用とこれまでの認識を整理するとともに、深層防護と関連して検討した事項についても整理した。

3.1.1 防護レベルの設定に関する適用とこれまでの認識

防護レベルの設定に関連する事項のうち、原子炉施設に関する原子力安全確保の取り組みと防護レベルの関係、発生防止と影響緩和の考え方、多重の物理的障壁、及び内的事象・外的事象への適用に対する認識を示す。

(1) 原子力安全確保の取り組みと防護レベルの関係

深層防護の防護レベルを、ある 5 つのレベルに設定した場合⁴、原子炉施設に関する原子力安全確保の取り組みと各防護レベルは、概ね以下のように関係付けられる。

- ・（第 1 のレベル）そもそもの発端となる異常や故障等のトラブルの発生を防止するために、実証された技術に基づいて十分余裕のある設計を行うこと、必要に応じ地震や飛来物等の個々の誘因事象に対する防護設計を行うこと、高い品質管理システムに基づいて保守管理を行うこと等が図られる。
- ・（第 2 のレベル）トラブルが起きた場合にそれを直ちに検知して対応することにより、それが事故に発展するのを防ぐため、運転パラメータがある許容範囲を超えた時に制御棒を自動挿入して原子炉を停止すること等が図られる。
- ・（第 3 のレベル）事故に備えて、その影響を緩和するため、例えば、原子炉冷却系の配管が破断し、冷却水が流出して炉心が空焚きになるような事故（冷却材喪失事故。Loss-of-Coolant Accident : LOCA）に対して非常用炉心冷却系（Emergency

⁴ 「福島第一原子力発電所事故に関するセミナー」報告書（2013 年 3 月、日本原子力学会）では、原子力発電所についての深層防護は、一般には次の 5 つのレベルからなるとされている、としている。

第 1 のレベル：異常・故障の発生防止

第 2 のレベル：異常・故障の「事故」への拡大防止

第 3 のレベル：「事故」の影響緩和

第 4 のレベル：「設計基準を越す事故」への施設内対策

第 5 のレベル：「設計基準を越す事故」への施設外対策

Core Cooling System：ECCS）を用意しておくこと、また、放射性物質の環境への放出を防ぐために頑丈で気密性の高い格納容器を用意しておくこと、格納容器が内圧によって破損するのを防止するために格納容器冷却系を用意すること等が図られる。これらの方策は、施設及び設備の安全設計及び安全評価のために想定する設計基準事象（後述）に基づいて用意される。

- ・（第 4 のレベル）設計基準⁵を超すような事故状態になった時に備えて、それがシビアアクシデントになるのを防止するための対策（フェイズ 1 の AM）、シビアアクシデントになってしまったあとにその影響を緩和するための対策（フェイズ 2 の AM）が用意される。
- ・（第 5 のレベル）放射性物質又は放射線の異常な放出或いはそのおそれがある場合に、周辺住民の健康を防護する等のため、防災対策が図られる。

本事項に関連する論点として、各防護レベルの有効性が独立であるということをどのように考えるかについて、3.2 に記載する。

（2）発生防止と影響緩和

一旦事故が発生すると、その進展に従い対策を実施する上で現象論的な不確かさを含む様々な不確かさを扱わなければならなくなる。したがって、取扱う不確かさが小さい事故の発生防止策をまず考え、その上で事故の発生防止策が喪失することを想定して事故の影響の緩和策を講じることによって、人と環境に対する防護策全体の実効性をより効果的に高めることができる。

発生防止と影響緩和の考え方は、例えば立地の選定においては発電所の安全性に影響を及ぼす自然現象がないことの確認が発生防止として、人口密集地帯からの離隔を求めることが影響緩和として適用される。また、運転においては、発生防止と影響緩和の考え方を適用した設計が適切に機能するための対応が求められる。

すなわち、発生防止と影響緩和の考え方は、設計のみならず原子炉施設に係る様々な取り組みに適用される考え方である。

（3）多重の物理的障壁

深層防護の概念の具体的な適用という捉え方がされているものとして、発電用原子炉施設における多重の物理的障壁の使用（燃料ペレット、燃料被覆管、原子炉冷却材圧力バウンダリ、格納容器）がある【解説 3 参照】。これらの物理的障壁の健全性を確保するための冗長かつ多様な独立した動的、静的システムの設計も多重の物理的障壁の使用に関する深層防護の具体的な適用に含まれている。

⁵ ここでは、design criteria を満足するための設計上の想定条件（design basis）を言う。

(4) 内的事象への適用に対する認識

例えば内的事象である LOCA に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを確保する、冷却を維持する、及び閉じ込め機能を維持するというように、設計基準事象に対しては、深層防護の概念を適用して多段に備える安全設計がされ、このような対策が有効に機能しない場合でも炉心損傷や格納容器破損が発生しないよう、代替注水などのアクシデントマネジメントが整備されてきた。

一方、圧力容器底部破損などの設計基準を超える内的事象については、原子炉冷却材圧力バウンダリが喪失すると同時に冷却機能も喪失するため、深層防護の概念を適用した複数の防護レベルが同時に無効になる。このような事象に対しては、そもそも発生しないよう品質管理による発生防止、LBB (Leak Before Break) の概念による検知などの信頼性が高い発生防止対策が可能であり、対策を考える上で評価上の足切りがされてきた。深層防護が不確かさに備えるための概念であることから、対策の信頼性が十分高く、その対策で不確かさに対処できれば、やみくもに後段の防護レベルを設定する必要がない場合もありうる。

(5) 外的事象への適用に対する認識

外的事象（自然現象）に関しては、予見し得る自然現象に対して、安全確保上重要な機器が必然的に失われること（システムティック・フェーリュア）の可能性を、無視できるほど低くしており、換言すれば、自然現象に関しては、各自然現象のある強度レベルに対する防護策をとることで共通的に設備が故障することを防止し、残る偶発故障に対して内的事象の中で取り込んで考えるという整理がなされていた。また、内的事象、外的事象の区別は無いが、IAEA ではクリフエッジ効果について言及されていた。すなわち、ある強度レベルまでの外的事象に対しては、深層防護の概念に基づき対策することになっていたが、その強度レベルを超える外的事象に対する具体的な取り組みについては、これまで明確にされていなかった【解説 4 参照】。

本事項に関連する論点として、設計基準を超える外的事象に対してどのように取り組むべきかについて、3.2 に記載する。

3.1.2 各防護レベルの信頼性に関する適用とこれまでの認識

各防護レベルの信頼性に関連する事項のうち、安全裕度の深層防護上の位置付け、多重性、多様性、独立性及び単一故障基準の深層防護との関係、安全重要度分類の意義、人的過誤への対策、及びシビアアクシデント対策に対する認識を示す。

(1) 安全裕度の深層防護上の位置付け

安全設計で要求される基準（例えば燃料被覆管温度や格納容器圧力に係る基準）は、安全上必要なシステムや物理的障壁が喪失した場合に実際に損傷するレベル（温度、圧

力等）に対して余裕を持って設定される。これは、機器等の設計において、システムや物理的障壁のふるまいを予測する際に十分に考慮されない現象や事象進展に対して余裕をみておくためである。安全裕度（safety margin）は、このように設計において現象や事象進展の不確かさに対して備えるための工学的アプローチであり、深層防護の概念を適用して各防護レベルの信頼性を高めるためには不可欠の要素である。

（2）多重性、多様性、独立性、及び単一故障基準

安全設計において、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持することが求められる。例えば、原子炉施設を止める、冷やすといった機能を有する重要度の特に高い安全機能を有する系統については、機器のランダム故障に対して信頼性を有するための多重性や、設備共通に係る機能喪失要因に対して信頼性を有するための多様性を求めるとともに、それらが独立して有効に機能するように独立性が要求される。ただし、これまでの取り組みでは、何に対しての多様性なのか、明示的な議論はなされてきていなかった。

多重性とは、同一の機能を有する同一の性質の系統又は機器が二つ以上あることであり、多様性とは、同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が二つ以上あることである。そして、独立性とは、共通要因によって同時にその機能が損なわれないよう、二つ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である。

すなわち、多重性は、安全設計において、ランダム故障に対するある防護レベルの信頼性を高めるための手段であり、多様性は共通の環境要因に対して防護レベルの信頼性を高めるための手段である。そして独立性は、物理的分離等により共通要因に対する防護レベルの信頼性を高めるための手段である。このうち多重性については、系統・機器の信頼性を十分に確保した上で、設計上の最悪の故障を1つ考える（単一故障基準を採用する）ことにより、その適切性が確認される⁶。

深層防護の概念との関係を整理すると、多重性、多様性、独立性は、深層防護の概念に基づいた安全設計において、ある防護レベルの信頼性を高めるための手段であり、このうち独立性は多重性、多様性が効果を発揮するための前提条件である。そして単一故障基準は多重性の適切性を確認するための1つの手段である。

本事項に関連する論点として、各防護レベルの有効性が独立であるということと安全設計における多重性、多様性、独立性との関係をどのように考えるかについて、3.2に記載する。

⁶ SECY-77-439 “Single Failure Criterion” において、次の記述がある。” The Single Failure Criterion , as a design and analysis tool, has the direct objective of promoting reliability through the enforced provision of redundancy in those systems which must perform a safety-related function.”

(3)安全重要度分類の意義

各防護レベルの信頼性を高めるための対策を具体化する際には、原子炉施設に存在する様々な構築物・系統・機器の中から原子力安全を確保する機能を見落とさず、それらに焦点を当てて重要度分類を行うことによって、原子力安全の重要度に応じた信頼性を確保する取組みが可能となる。すなわち、重要度分類の目的は、安全確保に必要不可欠な機能を見極めて安全確保の努力を最適配分することである。重要度分類は、人と環境への有害な放射線影響を防ぐ観点から設定される深層防護の防護レベルの信頼性を確かなものにするため、原子炉施設から放出される放射性物質を抑制する観点から定義されるものである。

(4)人的過誤への対策

また、完全に自動化された原子力施設であって、かつ、異常時に運転員の操作を禁止する施設でないかぎり、何らかの形で運転員の操作が必要となる。人間はミスをするものである（to err is human）ことを踏まえた安全設計や運転員の力量維持が求められる。

例えば、駆動源喪失や故障が発生した場合においても、常に安全側にその機能が作用するように設計する（フェイルセーフ）、駆動源喪失や故障が発生した場合においても、常にその状態を維持するように設計する（フェイルアズイズ）、間違った操作をしようとしても操作出来ないように設計する（フルプルーフ）などがあり、これらにより防護レベルの信頼性が高められる。

(5)シビアアクシデント対策

シビアアクシデントに対しては、これまで我が国では、既存設備を有効活用してリスクを低減する対策を講じてきた。防護レベルの信頼性を確保するために講じられる措置は本来的に、必要な機能と信頼性を満たすものであれば恒久設備、可搬式設備のいずれでも良く、その両者を組み合わせたものでも良いはずであるが、シビアアクシデントに対して可搬設備を活用するという取り組みが我が国ではこれまでなかった。すなわち、我が国では、シビアアクシデント対策の信頼性を担保すべくアクシデントマネジメント手順の整備とその教育・訓練がなされてきたが、運転員による恒設設備での対応が主であり、緊急時対応要員がプラント対応に主体的に関与するような、想定していない困難な状況でも柔軟に対応することを意識してマネジメントするという取り組みがなされていなかった。

本事項に関連する論点として、深層防護の概念と設計での対応が求められる範囲との関係をどのように整理すべきかについて、3.2 に記載する。

3.1.3 関連事項の整理

防護レベルの設定や防護レベルの信頼性に直接関係しないものの、深層防護と関連して検討した事項について整理した。

(1) 設計基準事象

原子力の施設と活動について具体的な防護対策を設計する場合には、ある「想定」に基づいて事故シナリオを考え設計基準事象を設定する。この設計基準事象（DBE：Design Basis Event）は、これによって現実にかかる可能性のある多様な事故群、或いは事故シーケンス群をカバーし、包絡されている（envelope）という考え方をとる。我が国においてDBEは歴史的な変遷を経て安全評価審査指針類に規定されるような現在の形になっている。

本事項に関連する論点として、深層防護の概念と設計での対応が求められる範囲との関係をどのように整理すべきか、及びこれに関連して、設計で要求される条件が満たされているかを確認するための設計評価やその許容基準のあり方について、3.2 に記載する。

また、設計基準事象を整理する上で、欧米で議論されている Design Extension Conditions (DEC)とは何か、DECをどのように考えるかについて、論点として3.2に記載する。

(2) 深層防護と安全目標との関係

信頼性の高い防護レベルが複数存在することで、防護レベル間の従属性が大きいという前提があれば、全体として高い安全性が得られる。

しかし、深層防護の概念を適用した対策により許容基準への適合性の確認は可能であるが、どの程度の安全性が達成されるかは保証がなく、安全性のレベルの尺度として安全目標が必要となる。

安全目標は、原子力安全を確保するために講じた措置によって達成しうる原子力利用に伴うリスクの抑制水準を示すものであり、公衆の日常生活に伴うリスクとの関係で定めるものである。一方、性能目標は、原子力施設が安全目標に適合しているかを判断する目安となる水準を示すものであり、性能目標の指標と目標値は原子力施設の種類や特性によりソースタームの大きさやタイミングに大きな違いがあれば、その違いに応じて適切に定められるものである。すなわち、安全目標は原子力施設の種類や特性によって異なるものではないが、性能目標は異なりうる。

原子力施設の安全確保には深層防護の概念が採用されていることを踏まえると、防災など原子力施設の外側の防護レベルの機能を適切に仮定することによって、例えば原子炉であれば重大な炉心損傷が発生する確率や格納容器から大量の放射性物質が放散される事象が発生する確率などを安全目標に対応する性能目標として定めることができる。

このように安全性のレベル、いわば深層防護の十分さは、リスク評価を行い安全目標

や性能目標に照らし合わせるにより確認することができる⁷。ただし、不確かさの要因の一つである“unknown unknowns”（未知の未知）の事柄はリスク評価では考慮されないことから、リスク評価により示される安全性のレベルは真のレベルではないことに留意が必要である。

本事項に関連する論点として、深層防護の概念を適用した対策による安全性のレベルを確認するための評価のあり方について、3.2 に記載する。

3.1.4 論点とする項目のまとめ

3.1.1 から 3.1.3 で述べた事項に関連して論点とする項目を以下にまとめる。

- ・設計要求範囲と設計評価に関する整理（3.1.2(5)、3.1.3(1)と関連）
- ・Design Extension Conditions (DEC) の持つ意義（3.1.3(1)と関連）
- ・各防護レベルの独立な有効性（3.1.1(1)、3.1.2(2)と関連）
- ・設計基準を超える外的ハザードに対する取組み（3.1.1(5)と関連）
- ・深層防護の有効性評価（3.1.3(2)と関連）

3.2 深層防護の概念の理解のための論点

ここでは、3.1.4 で示した論点について示す。また、欧米の安全規制や IAEA における深層防護に関する議論に関連し、原子力安全規制の中での深層防護をどのように考えるのかについても合わせて示す。

3.2.1 設計要求範囲と設計評価に関する整理

設計基準事象(3.1.3(1))やシビアアクシデント対策(3.1.2(5))に関連する論点として、設計要求範囲や設計評価及び評価における許容基準のあり方について考察した。

(1)設計要求範囲に関する整理

欧州と米国において、深層防護に関する報告書が最近提出されている。欧州 WENRA からは RHWG Report として "Safety of new NPP designs", March 2013 が、米国 NRC からは NUREG-2150 "A Proposed Risk Management Regulatory Framework", April 2012 が提出されており、それぞれの中で深層防護と設計要求範囲の関係についても整理されている。

欧州 WENRA での深層防護を適用した規制体系においては、深層防護のレベルを 5 段階に設定しており、第 1 のレベルを「異常な運転と故障の予防」、第 2 のレベルを「異常

⁷ リスクは、望ましくない状態の発生可能性とその影響の大きさを定義されるため、望ましくない状態をどのように定義するかでリスクの表し方は変わりうる。安全目標に関するリスクについては、公衆の日常生活に伴うリスクとの関係で望ましくない状態が定義され、性能目標に関するリスクについては、原子力施設の種類や特性との関係で望ましくない状態が定義される。そのため、安全目標と性能目標は密接な関係があるが、これらに対する安全性のレベルを確認するためのリスク評価ではリスクの表し方（指標）は異なる。

な運転と故障の制御」、第3のレベルを「急速な炉心溶融状態への進展の防止」と「放射性物質の放出制限」としており、第4のレベルを「炉心溶融状態下での状態制御」と「サイト外影響制限」と定義している。第5のレベルは緊急時対応である防災となっている。また、第3のレベルで対処すべき状態として、旧来からの設計基準事故・事象に対応するレベル(3.a)に加えて多重故障状態(3.b)を含めることとし、一方、炉心溶融を伴う事故は炉心溶融以前とは本質的に異なる現象を伴うため、第4のレベルで取り扱うことを提唱している。設計要求範囲は防災のレベルを除く深層防護の各レベルに亘る一連の構成としており、例えば IAEA での深層防護の考え方における設計基準範囲(Design Basis Conditions)と設計拡張状態(Design Extension Conditions)に区分するような体系とはなっていない⁸。

米国 NRC のこれまでの規制体系においては、設計要求範囲は主に許認可(License)範囲と認識されており、単一の起因事象による旧来からの設計基準事故・事象に基づく範囲を指すことが多いと考えられるが、対応手順などを含む規制プログラム全体の範囲は深層防護のレベル全域に及んでいる。新設炉においては、旧来からの設計基準事故を超える範囲で確率論的リスク評価を行い安全評価書に含めることが既に規則化されており、これに合わせて設計要求範囲や許認可の範囲も拡張して認識されてくとも考えられる。さらに NUREG-2150 では、深層防護の考え方を自らの意思決定プロセスに取り入れ、今までの事象分類の見直し・再構築による規制のあり方について今後再検討することが提唱されており、設計要求範囲も今後変遷していくことが考えられる。

欧州 WENRA のように深層防護の全レベルを一貫して設計要求範囲とすることは、規制の体系として一つのあるべき姿であろうが、米国 NRC のように規制当局の意思決定プロセスに深層防護の考え方を取り入れていくこともあり方の一つであろう。また、旧来からの設計基準事故・事象においては、起因事象の発生頻度が極低頻度と考えられる場合には、除外することが許容されてきた。これに対して、例えば NUREG-2150 での事象分類の見直し・再構築においては、設計基準を超える外的事象への対処も含まれており、今まで想定外としていた事象も考慮の対象となるものが出てこよう。このような事象では、事故シナリオを予め想定しておくことが難しいことも考えられ、対処の方策としてレジリエンス⁹などの新たな提案もなされてきている。

(2) 設計評価に関する整理

旧来からの設計基準事故・事象に基づく設計においては、単一の起因事象を定義し、

⁸ 参照「3.2.2 Design Extension Conditions (DEC) の持つ意義とは何か」

⁹ レジリエンスの定義として「極度の不利な状況に直面しても、正常な平衡状態を維持することができる能力」(Bonanno.G)があり、レジリエンス・エンジニアリングの視点では、レジリエンスを、「変化や外乱の前、途中、後でシステムが自分の機能を調整し、それによってシステムが想定内、想定外、いずれの状況に対しても必要な動作を維持することができる能力」とする捉え方がある(日本原子力学会誌 Vol55, No.8(2013))。

その事象を主に許容基準 (Acceptance Criteria) 内に収束させることが求められてきた。これらの許容基準は、例えばスクラムの速度や非常用炉心冷却系の容量などの根拠となっており、このため設計評価としてはプラント挙動解析による現象の把握が必要となることから、決定論的な手法が主に採用されてきたと考えられる。また、これらの設計評価は一般に許認可要件となっていたことから、許容基準に関するパラメータに対して保守性を有することが要求されてきた。例えば米国 NRC は NUREG-2150 において設計評価の保守性に関する OECD/NEA の整理を参照しており、プラント挙動解析では保守性の要因を許認可マージン (Licensing Margin) と評価マージン (Analytical Margin) とで整理している。これによると、許認可マージンは余裕を含めた許容基準の設定として、評価マージンはプラント挙動の包絡性として分析されている。ここから保守性に関する要因としては、許認可要件であることの他にも、評価に関する事象の不確かさを補うこと、場合によっては当時の計算機環境により簡易であるが保守側となる計算モデルを採用してきたことなどが考えられる。対して昨今では、事象の不確かさについては LOCA 時の挙動実験などを経てより確度の高いモデルが開発されてきており、計算機環境についても進歩してきているので精緻なモデルを採用できる状況にあり制限は緩和されてきている。また、最適評価手法による解析結果群を統計的に処理することで事象の不確かさを見積もることも可能になってきており、国内においてもこのような統計的安全評価の実施基準が既に用意されている¹⁰。このように、最近では旧来からの設計基準事故・事象における設計評価においても一律に保守的な解析を行う必要性は低減してきており、プラント挙動解析などでの評価マージンは解析側に取り込める状況にもあると考えられる。この場合には、保守性の主な要因は許認可マージンになってくるものと考えられる。

一方、旧来からの設計基準事故・事象を超える範囲においては、主に複数故障の組合せによる事象などが対象となるため、そのような多様な故障の組合せによりどのようなプラント状態に陥るのか、その重要性はどの程度かを分析する必要がある。このためには、多様なプラント状態を分析できるシーケンス解析を行い、その発生頻度や影響度合いを把握できる確率論的リスク評価などの確率論的な手法が適している。また、対象とするプラント状態における原子炉や格納容器内の物理現象では不確かさも大きくなることから、徒に保守性を有することが必ずしも現象理解に繋がらないことが考えられる。このような事象では、最適評価手法に基づく現実的な評価と不確かさを把握することで事象進展の広がり捉えることができ、現実的な現象理解に至るものとなる¹¹。

これらに対して、欧州 WENRA のように深層防護の各レベルを一貫して設計要求範囲とする場合には、旧来からの設計基準事故・事象とそれをを超える範囲で区分することではなく、対象とする事象や許容基準に応じて決定論的手法と確率論的手法、或いは保守的評価手法と最適評価手法を組み合わせる考え方になってきている。

¹⁰ AESJ-SC-S001:2008「統計的安全評価の実施基準:2008」日本原子力学会

¹¹ 参照「3.2.5 深層防護の有効性評価 (1)有効性評価のあり方」

(3) 許容基準のあり方について

設計評価の保守性に関する OECD/NEA の整理における許認可マージンは、主に許容基準の設定にあり、例えば「大規模な炉心の損傷防止」を目的として、より厳しい「炉心燃料の被覆管損傷防止」を許容基準に採用することなどがある。欧州・米国とも旧来からの設計基準事故・事象における設計評価では、このような保守的な許容基準を継続することを基調としているように見受けられるが、欧州 WENRA においては、旧来からの設計基準事故・事象を超える範囲に対して、より現実的な条件設定も許容している。例えば WENRA の深層防護第 3 のレベルは「急速な炉心溶融状態への進展の防止」を目的としているが、その内の旧来からの設計基準事故・事象に相当する 3.a では保守性を有する許容基準として、炉心燃料の被覆管損傷防止（例えば被覆管温度と酸化率）を、これを超える事象に相当する 3.b では目的そのものである、急速な炉心溶融状態への進展の防止（例えば被覆管温度）を許容基準とすることもできる。このような設定とすることにより 3.b に適合する設備や方策の範囲が拡大し、実質的な安全性の向上に繋げることができるものと考えられる。

国内においても、設計評価や許容基準のあり方に関して深層防護をどう適用していくか、今後とも検討されることが望まれる。

3.2.2 Design Extension Conditions (DEC) の持つ意義とは何か

IAEA の最新の設計技術要件 No.SSR-2/1 ^{文献 8)}では、design basis accident を越える事故に対する従来の呼称“beyond design basis accident”に変えて、新しく“design extension conditions(DEC)”という呼称を与えている。SSR-2/1 にはその理由は述べられていないため、ここでそのように呼称が変えられた理由・意義について、米国、欧州における深層防護の考え方の変遷から考察する。

商用原子力発電における深層防護原則は、1960 年代からすでに原子力安全確保（原子力利用に起因する放射線災害を防止すること）のための基本的な考え方^{文献 9)}とされていた。深層防護原則といえば現在では IAEA の 5 つのレベルの防護概念が有名であるが、そのように概念整理がなされたのは 1980 年代後半の IAEA INSAG-3 ^{文献 10)}においてである。しかしながら、それ以前からも深層防護については多様な側面から捉えた考え方が表明されており、必ずしも統一された概念があるわけではない。文献 2)によれば、(特に 1970 年代前半まで) 深層防護概念は、概ね

- (1) 事故を起こす確率が低くなるように設計・運転する
- (2) プラントの擾乱に備えた保護システムを装備する
- (3) 想定事故に対し影響を緩和する工学的安全設備を装備する

という 3 つの防護レベルの文脈で語られているが、その 3 つのレベルそのものを指して defense-in-depth と呼ぶ考え方（Internal Study Group, AEC, 1969）もあれば、(1)の防護レベルを確実にする物理的な多重障壁のことを defense-in-depth と呼んだり（Clifford

Beck, then Deputy Director of Regulation, Joint Committee on Atomic Energy Hearings, 1967), 或いはその多重障壁を防護する手段を defense-in-depth と呼ぶ^{文献 11)} など、微妙にズレのある複数の考え方があったとされている。また、上記 3 つのレベルには「一般公衆の(放射線)防護」が陽には含まれていないが、TMI2 事故以降になると、

- (1') (保守的設計余裕による) 事故発生防止
- (2') 事故の検知と収束
- (3') 一般公衆の防護

という 3 つのレベルを defense-in-depth と呼ぶ考え方が出てきている^{文献 12)}。いずれにせよ、深層防護の意味については、概ね類似はしながら微妙に細部の異なる考え方が示されているが、重要なのは共倒れのない高い信頼性を持つ複数の手段で備えるという「概念」である。

大部分の既設原子力発電所では、上記(1)～(3)の考え方がその安全設計に反映されていると考えられる。安全設計の design basis (安全設計上の想定条件) としては、想定起因事象(大 LOCA, 反応度事故, 給水喪失過渡事象など)に対し、いかなる単一機器(又は単一サブシステム)が機能喪失しても炉心健全性と炉心冠水を維持できる(一般公衆に被害を及ぼさない)ように設計すること、すなわち単一故障基準(single failure criterion)を満足するように造り込むことが要求されている。この単一故障基準は深層防護の一構成要素である冗長信頼性を定性的に確認する手段であり、このような design basis の範疇で設計する限り原子力プラントの安全性はそれにほぼすべて包絡されるという論理であったと考えられる。

この論理は、適切な品質保証の元(米国では 10CFR50 Appendix B にて規制)で設備が維持されるならば、「複数機器の同時機能喪失(共通原因故障)」、「炉心冠水の失敗による著しい炉心損傷」は発生確率が低く実際にはありえない、ということを暗黙の前提にしていると考えられる。しかしながら、実際の運転実績では共通原因故障の発生頻度が想定以上に高く、design basis の範疇で必ずしもプラントの安全性が包絡されるわけではないことがわかってきた。典型的な例として、米国等では全非常用交流電源の同時機能喪失である SBO (Station black out), 原子炉保護系の同時機能喪失である ATWS (Anticipated transient without scram) は、信頼性評価実績と発生影響を考慮すると安全重要度が極めて高いと判断され、深層防護の観点からこれら beyond design basis の事象に対しても事業者には設計上の対策を要求する規制要件(SBO: 10 CFR 50.63, 1988, ATWS: 10 CFR 50.62, 1984)が課されるようになった(本来であれば、単一故障よりも厳しい同時機能喪失(共通原因故障)を新たに design basis として再定義する選択肢もあったはずであるが、実際は従来の design basis が変更されることはなかった)。また、同様に、beyond design basis 事象への対応が重視され、事業者の自主活動として AM (Accident management) 策が整備されるようになった。

このような状況について、福島第一事故の 1 ヶ月前 2011 年 2 月に発足した NRC のリ

スクマネジメントタスクフォース（RMTF, G. Apostolakis NRC 委員主査）の報告書^{文献2)}では、

- Design basis に運転経験や新しい知見が反映されていない。Beyond design basis 事象に対して設計対応を規制要求しているにも関わらずこれを design basis としていないのには矛盾がある。
- Beyond design basis 事象への対応に規制要件と事業者自主対応が混在しているのは一貫性を欠いている

という問題点を指摘し、これを「パッチワーク」であったと評価している。そこで RMTF では、“Risk-Informed and performance-based defense-in-depth protections”というキーワードで特徴づけられる、論理的・体系的かつ首尾一貫した安全規制体系を構築することを提唱した。この新しい体系においては、design basis の範疇は“adequate protection category”として従来の規制対応を継続するが、beyond design basis の範疇については“design-enhancement category”と位置づけ、これに対してコストベネフィットを考慮しつつリスク評価に基づいて規制対応することとしている（なお、この対応を越える部分は“residual risk category”と呼ぶ）。

RMTF 報告書では、WENRA の Reactor Safety Reference Levels ^{文献13)}、或いは IAEA の Draft Safety Guide DS-414 ^{文献14)}（現在の No.SSR-2/1）の検討状況を引用しながら、この“design-enhancement category”について“design extension conditions”とほぼおなじ概念であると注記している。欧州では、1990 年代から、新型炉において、従来の design basis で対処していなかった複雑な事故シーケンスやシビアアクシデントに対し、これらを“design extension conditions”と呼んで（EUR,1998）^{文献15)}、シビアアクシデント防止・緩和の設計対策を行う研究が進められていた^{文献16),17)}。このことから、1990 年代～WENRA, IAEA の上記文献発行時期 2008～2010 年前後に、欧州規制機関では“design extension conditions”という概念を用いて beyond design basis 事象に対しても設計対応を要求しようという議論が行われていたと考えられ、その議論を反映した形で NRC の“design-enhancement category”という概念が生じたものと推察される。

年代を少し遡って IAEA の旧設計技術要件である No.NS-R-1 ^{文献18)}では、プラント状態の分類において、beyond design basis の事故状態を、炉心損傷に至らない事故状態と炉心損傷に至る事故状態との2つに分類している。それ以前は、事象を design basis の状態に抑えれば炉心損傷に至らず、design basis を超えればシビアアクシデントに至る、というある意味単純な分類であったが、No. NS-R-1 では、beyond design basis 事象に対しても炉心損傷防止対策をとるという状況が明示された。No. NS-R-1 にはまだ“design extension conditions”という概念はなく、beyond design basis 事象に対しては、アクシデントマネジメント（AM）策によって炉心溶融防止或いは炉心溶融後の放射性物質の放出防止を図る、という考え方であった（Glossary のプラント状態の図には、beyond design basis accidents に対して accident management と記載されている）。

No. NS-R-1 の改訂版である No. SSR-2/1(2012)では、本項冒頭で述べたように“beyond design basis”に替えて新たに“design extension conditions”(DEC)という呼称が与えられた。DEC は、従来の beyond design basis 事象に対しても、予め設計で対処しておくために設定されたものである。実際的にどのような事象にするかは、PRA の知見、最適評価手法などによって特定される。No.SSR-2/1 には、DEC に対して AM 策により対処すべしとの記述はなく、No. NS-R-1 と違って beyond design basis 事象に対して、より設計での対処を重視する考え方になっていると考えられる。また、WENRA の Safety Objectives, new NPP designs^{文献 5),19)}では、IAEA の No. SSR-2/1 を更に発展させ、新設炉の design basis を従来既設炉の design basis よりも拡大させている。その主な特徴は以下の 2 点である。

- ・ 複数機器同時故障に対しても炉心損傷防止を可能とする設計(レベル 3 の防護条件を旧 design basis の単一故障から複数機同時故障まで拡大)
- ・ 著しい炉心損傷が発生しても格納容器外への放射性物質放出を低く制限する設計(design basis の防護目標を従来のレベル 3 からレベル 4 に拡大)

最近では、No.SSR-2/1 の改訂議論が始まっており、その改訂ドラフト DS-462^{文献 20)}では、プラント状態“design extension conditions”を炉心溶融前と溶融後(シビアアクシデント)の 2 つの状態に明確に分類するとともに、DEC を越える状態は“(a) Conditions practically eliminated”とすることを定めている。ここで“practically eliminated”とは、「物理的にあり得ないか又は高い信頼性を持って極めて発生しにくいと考えられ、実質的に考慮から排除される状態」を意味する。従って、No.SSR-2/1 の改訂議論では、“design basis”に対してだけでなく“design extension conditions”の事象に対しても、実質的に考慮不要な状態しか残らないような範囲まで、設計での対応を考慮しておく、という考え方に進みつつあるのではないかと考えられる。

以上のことから、深層防護概念の変遷と、NRC における RMTF 報告書での議論、IAEA 設計技術要件の改訂議論、WENRA の安全目的の内容を併せて考えると、DEC (“design extension conditions”(欧州、IAEA)、或いは“design-enhancement category”(米国))の意義は次のような点にあるのではないかと考えられる。すなわち、原子力プラントの安全確保において、従来、設計ではなくアクシデントマネジメントで対応していた“beyond design basis”事象に対し、これを工学的判断や決定論的・確率論的評価、最適評価を用いて DEC として捉え直すことによって設計で対処することを考え、それによる residual risk が実質的に考慮から排除できるようにする。簡単に言えば、DEC とは、重大事故に対して、従来のようなアドホックなやりくり(マネジメント)での対処から、予め考慮した設計での対処へとシフトしていこう、という考え方の現れではないかと思われる¹²⁾。

¹²⁾ 東京電力(株)では、福島原子力事故の教訓から、深層防護の各層(防護レベル)における重要な安全機能(「異常発生防止」、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」)が、外的事象に顕著な共通原因で

3.2.3 各防護レベルの有効性が独立であることの一考察

原子力安全確保の取り組みと防護レベルの関係(3.1.1(1))や多重性、多様性、独立性及び単一故障基準(3.1.2(2))に関連する論点として、各防護レベルの有効性が独立であるということをどのように考えるか、また、各防護レベルの有効性が独立であるということと安全設計における多重性、多様性、独立性との関係をどのように考えるかを考察した。

2.3 において、防護レベルの基本的な分け方を、ある防護レベルの維持、及びある防護レベルが突破されたときの影響の緩和と整理した。このことは、ある防護レベルが突破されたときの影響の緩和は、次の防護レベルの維持と同様の意味であることから、深層防護の基本的な考え方は、ある防護レベルの維持のみと考えることができる。

このような整理に基づくと、例えば 3.1 で述べたような、実証された技術に基づく設計や高い品質管理システムに基づく保守管理等により異常や故障等のトラブルの発生を防止する対策と、異常や故障等のトラブルの検知や原子炉停止機能等により事故に発展するのを防止する対策は、工学的に違った切り口からのものであり、有効性が独立であると考えることができる。

一方、例えば設計基準を越すような事故状態になった場合の対策が、事故に対して ECCS 等の工学的安全施設を用意する対策と同等の考え方（例えば恒設代替設備の要求）に基づいていれば、これらは同じ切り口の対策となり、工学的安全施設の機能が無効になると同時に恒設代替設備の機能が無効となるような脅威に対しては有効性は同等（独立性は低い）と考えられる。ただし、恒設代替設備の多様性や設置場所（位置的分散）などの工夫によって、工学的安全施設等との共通要因故障の可能性を低減できれば、全体としてのリスク低減には寄与することに留意が必要である。

このように、防護レベルの有効性が独立かどうかということは¹³、3.1 で述べたような多重性、多様性、独立性により信頼性を確保すること（各防護レベル内の信頼性）と合わせて議論することが重要である。なお、それぞれに用いられる「独立性」の具体的な方策は、その目的（レベル間またはレベル内の信頼性）により異なり得る。

また、可搬設備の活用は、工学的安全施設等（恒設、自動起動）とは異なった切り口（可搬、手動操作）となるため、可搬設備を活用する時間余裕があるような脅威に対しては有効性が独立であると考えることができる。しかしながら、可搬設備を活用することが必ずしも防護レベルの有効性が独立になるとは限らず、防護レベルを脅かす脅威の

喪失することを防ぐために、従来の多重性による信頼性確保から、多様性や位置的分散を重視した信頼性確保にシフトし、深層防護を強化することを原子炉安全確保の基本方針の1つとしており、同一の層内で更に信頼性を向上させるために設計ベースを超える分類の対策を設定することで、複数の多様な対応手段の選択肢を確保としている。この設計ベースを超える分類を、設計拡張状態、DEC (Design Extension Condition) と呼んでおり、従来から欧州で定義している DEC とは異なるものである。
参考文献：「福島原子力事故の総括および原子力安全改革プラン」（2013年3月29日、東京電力（株））

¹³ 各防護レベルの独立性の考え方は2.3で述べている。なお、“independent effectiveness”とは、「ある防護レベルの failure が、他の防護レベルの failure を引き起こさない（他の防護レベルに依存しない (independent)）」という意味である。

特性と対策の組み合わせに応じて、各防護レベルの有効性が独立であるかどうかは変わらうと考えるべきであろう。

3.2.4 設計基準を超える外的ハザードに対する取組み

3.2.1で述べた設計要求範囲（設計基準事故・事象に基づく設計範囲）を設定することにより、必然的にそれを超える領域（beyond design basis）が存在することになる。また、3.2.2で述べたように、beyond design basis事象について、リスク評価や最適評価を用いてDECとして捉え直し設計で対処した場合においても、きわめて頻度の低い事象やこれまでに経験のない事象に関しては知識の不完全性による限界があることから、やはりそれを超える領域（beyond design basis）の存在を否定することはできない。したがって、深層防護を適用することによって、そのいずれにも対応できるようにしておくことが重要である。特に、地震や津波を始めとする自然事象に加えて、テロや航空機衝突などの外的人為事象など、設計基準を超える外的ハザードに対しては、設計基準に対する対策は機能を失うことから、当該ハザードの特質を踏まえた異なる質の対策が必要である。すなわち、当該ハザードの影響を受けない設備の設置（ハード）もしくは、アクシデントマネジメントによる柔軟な対応（ソフト）が効果的と考えられる。例えば航空機衝突への対応として、欧州では離隔や残留熱除去システムなどハード面での対策を要求している例がある一方、米国では炉心冷却や格納容器及び燃料プール冷却の機能を維持又は復旧することを目的としたガイダンスや方策の策定・実施を求めている。

航空機衝突に限らず、設計基準を超える津波などの外的ハザードが発生した場合には、恒設の設備が共通的に機能を喪失する可能性が高まる。したがって、対策を施すにあたっては、喪失した機能の回復の可能性を高め、それにより環境中への放射性物質の早期大量放出はもとより、有意な影響を生じるような規模の放出を防止することができるよう、事象進展を遅らせることも質の異なる対策として効果的である。このような場合は、多様な状況に柔軟に対処できる能力（例えば、代替策としての設備の準備や復旧能力）を重視した対策として、基本的には可搬設備や汎用品を活用した代替策等を用意することが有効と考えられるが、事象進展が速く、可搬設備では対応が困難な場合においては恒設設備が必要となることもある。いずれにしても、どのようなハード面もしくはソフト面の設備・対策をどう組み合わせるかについては、ハザード毎の特性に応じて決定することが重要である。また、効果的なリスク低減を図るため、リスク評価を実施し、対策の有効性を確認することも重要である。

また、設計基準を超える外的ハザードに見舞われた場合においても、冷静かつ迅速に、持ちうるリソースを活用することによって有効かつ実効的な対策を行うことが求められるが、こうした対応が実施可能かどうかは、実際の施設についての細部にわたる知識、多様な異常状態における原子炉施設の挙動に関する理解、緊急時における個人並びに組織の対処能力などに大きく依存する。したがって、原子炉設置者等は常々、運転経験や

外的事象等についての最新知見に基づいたリスク評価を行い、各プラント固有の事項を十分に理解した上で、対応のための手順を整備し、十分な訓練を行っておく必要がある。

3.2.5 深層防護の有効性評価

ここでは、深層防護と安全目標の関係(3.1.3(2))に関連する論点として、深層防護の概念が適切に適用されプラントのリスクが適切に抑制されていることを確認するための有効性評価に関して検討する。深層防護の有効性を測る方法、特に定量的に測定する方法については、必ずしも確定された共通認識が得られていないと考えられることから、あるべき姿に関して決定論的手法／確率論的手法或いは保守的評価手法／最適評価手法の関係を含めて考察し、合わせてリスク評価の意義について整理する。

(1)有効性評価のあり方

旧来からの設計基準事故・事象の範囲においては、許容基準を満足することを確認する観点から、これまで主に決定論的な手法が使用されてきた。これを超える範囲においては、多重故障の領域に入り多様な事象が対象となることもあり、事故シーケンス毎の現実的な姿を捉える観点から、これまで主に確率論的な手法が使用されてきた。ここで、設計基準事故・事象では代表事象を選定していること、リスクの一因子である確率の概念がないこと、設計基準を超える領域が実質的にリスクを支配することから、深層防護の有効性を観るには適当ではないと考えられる。また、深層防護のレベルが進むにつれ一般的には事象の発生頻度は小さくなり、その分事象が有する不確かさも大きくなることから、事象を特定して評価する決定論的手法の適用には限界も生ずると考えられる。このようなことから、深層防護の有効性を評価するには、基本的には多くの事故シーケンスや不確かさが扱える確率論的手法がより適するものと考えられる。

また、深層防護のレベルが進むにつれ、一般的には対応策としてのマネジメントの比重が大きくなる。マネジメントの実施にはその場、その場での判断も必要となり、適切な判断のためには事前に現実的な状況の推移を知識ベースとして把握しておくことも重要となる。さらに、多様な事象を扱う場合には保守性のとり方によってはある事象や現象に偏った情報になる可能性もあり、現実的な状況と乖離する場合も考えられる。このような状況に対処するためには、不確かさがあることを意識しつつ可能な限り現実的な評価とすることが求められ、最適評価手法を採用していく必要があろう。

不確かさの要因についてはこれまで幾つか分析されているが、最も扱いに留意すべきことの一つに“unknown unknowns”(未知の未知)の事柄がある。例えば米国 NRC の NUREG-2150 では、深層防護の考え方に基づく自らの意思決定プロセスを提示しており、その中の「審議」(Deliberation)の過程において、“unknown unknowns”に対する配慮を含む、低頻度で複雑な事象における不確かさと感度に対する検討を求めている。このような検討に基づくリスク情報は、深層防護の有効性を測る上でも常に認識しておくべ

き事項であろう。

(2)リスク評価の意義

従来の決定論的な安全評価では、事象想定や設備の状態、人間信頼性など一定の包絡性を考慮した条件を所与のものとして設定し、安全性のレベルが基準に適合しているかを評価しており、現状の安全性のレベルや安全性を向上させる上での重要なシナリオ・設備を把握することができない。

一方、リスク評価において、現実的に発生しうる様々な状態を考慮し、その状態の生起性を確率で表現することで、安全性のレベル、不確かさやクリフエッジ性を含めたリスクプロファイルを把握することができる。すなわち、リスク評価は、深層防護の十分さと安全性に対する不確かさを把握することに有効なツールであり、原子力施設の安全性の能力を知る重要な手法である【解説 5 参照】【解説 6 参照】。

リスク評価が深層防護の十分さと安全性の不確かさを把握することに有効なツールである一方で、自然現象を起因としたリスク評価など、ハザードによってはその評価手法が確立していないものがある。また、確立している評価手法においても、改良の度合により成熟度が異なる。したがって、評価の結果として示される数値の信頼性は、評価の対象とするハザードにより異なる。

リスク評価の際は、このような評価手法の限界を認識し、評価手法の成熟度に応じたリスク評価を実践し、安全性向上に活用しながらより良いリスク評価にしていくことが重要である。

また、極端に発生頻度が低い、或いは予見することができないために、安全性を向上させるための対象として考慮されない事象は存在し続ける。例えば PRA (Probabilistic Risk Assessment) は一般にイベントツリーやフォールトツリーを用いて論理的に事象を網羅するアプローチであり、“unknown unknowns” (未知の未知) の事柄は考慮されない。安全性を向上させる上ではリスク評価にも限界があり、そのような事象に対しては、定量的な発生頻度の評価結果ではなく、防護策が無効になることを想定して対策を展開する、守るべきものから逆に辿って対策を展開するなどの安全性を高める取り組みが重要となる。

深層防護の概念を適用した安全確保策はリスク評価を通じて強化され、リスク評価を通じて強化された安全確保策は、さらに深層防護の概念を適用した取り組みにより強化される。深層防護の概念の適用とリスク評価の活用は、安全性を高める上でこのように相補性がある。

3.2.6 原子力安全規制の中で深層防護をどのように考えるか

深層防護は原子力安全を確保するための基本的戦略概念であるので、安全規制における規制要件ではその考え方が抽象的なまま要求されるのではなく、特に事業者に対して

は、安全な炉停止に必要な「止める」「冷やす」「閉じ込める」の 3 機能について深層防護の考え方を反映した具体的な設計や運用などが要求される。深層防護の反映の形としては、IAEA の 5 つの防護レベルに対応した事象発生防止/検知・事象影響緩和・放射性物質閉じ込めに係る設計がオーソドックスな形として理解されているが、それだけでなく、閉じ込め物理障壁の多重化、各防護レベル内における安全関連機能の多重化・多様化、設計・施工・検査・品質保証を一体とした機能性維持方策など、各防護レベルの信頼性を確保する手段も深層防護の反映の形とみることができる。

安全設計の規制要件においては、一つの想定起因事象に対していかなる機器の単一故障（人的過誤を含む）を仮定しても炉心健全性が確保されるように設計せよという、いわゆる「単一故障基準」が、深層防護を確認する手段として要求されている。単一故障基準要件が暗黙の前提としているのは、「安全機能の多重故障の発生確率は極めて小さく事実上起こり得ないので、単一故障基準を満足している限り著しい炉心損傷も事実上起こり得ない」という工学的判断である。以前の IAEA のレベル 3 の防御目標が「起因事象＋単一故障の design basis 内に抑える」となっているのもこの暗黙の前提に依拠していると考えられる。しかしながら、実際には、TMI2 事故、ブラウンズフェリー火災等の経験、或いは交流電源の信頼性評価や Salem1 での原子炉保護系不動作などの運転経験から、安全機能の多重故障は従来想定していたより起こりやすいことが明らかとなっている。そのため、米国 NRC では、多重故障の可能性とその影響の甚大さに鑑み、深層防護の観点から、(TMI2 事故教訓としての) シビアアクシデントにおける水素制御対策、火災防護や全交流電源喪失 SBO 対策、想定過渡時スクラム失敗 ATWS 対策の規制要件化を行ってきた。一方、かつて我が国では、福島第一炉心溶融の一因となった長期 SBO 対策の不備について、送電線の信頼性や非常用電源の信頼性が極めて高いため長期 SBO は起こり得ないとして、対策の規制要件化を見送ってしまったが¹⁴、深層防護の基本に立ち返れば、設備機能の信頼性が高くてなお当該機能喪失への対策を規定しておくべきであったはずである¹⁵。そういう意味で、我が国では深層防護の概念が民間にも規制にも十分に浸透していなかったということになる。

単一故障基準に基づく design basis を維持するのみでは、炉心健全性確保に十分ではないことが明らかになってから、欧米の安全規制や IAEA の設計技術要件では、炉心健全性確保を目的とする防護レベル 3 の条件を多重故障への対処まで拡張するようになった

¹⁴ なお、我が国では、米国の SBO 規則 10CFR50.63 のような SBO 対策の規制要件化はされなかったが、「試みに米国の RG1.155 に基づいて我が国の原子力プラントを評価した場合、＜中略＞我が国の代表的な原子力プラントの SBO に対する原子炉の耐久能力は、＜中略＞米国 NRC の SBO 規則に対する条件を満たしている」とされている（「原子力発電所における全交流電源喪失事象について」原子力安全委員会 原子力施設事故・故障分析評価検討会 全交流電源喪失事象ワーキング・グループ、平成 5 年 6 月 11 日）。

¹⁵ 我が国での造語「前段否定」はこの文脈でのみ用いられる。佐藤一男「改訂 原子力安全の論理」2006 によれば、それぞれの防護レベルで最善を尽くし、前段の防護レベルが堅牢だからといって後段の防護レベルを手加減してはいけない、また、前段レベルが不十分だから後段レベルが必要なのではない、という深層防護の基本的考え方を我が国の言葉で別表現したものである。「それぞれの防護レベルで最善を尽くす」の意は「前段否定」の中に含意されており、厳格な前段否定や厳格でない前段否定があるわけではない。

たとえられる（例えば IAEA の旧設計基準 NS-R-1(2001)に記載されている新設炉のプラント状態には、旧 design basis（単一故障基準）を越える事態（多重故障）に対しても炉心健全性を確保する状況が想定されている）。ただし既存炉に対してはすでに従来の design basis で設計されているため、それを越える部分（beyond design basis, IAEA SSR-2/1 では design extension conditions）に対する対応の一部を“アクシデントマネジメント”として規制要件化している（米国 NRC の SBO 規則, ATWS 規則など）。欧州では、新設炉に対しては、当初から design basis のハードルを高めた設計要件を志向している。すなわち、多重故障に対しても防護レベル 3 の炉心健全性が確保されるような設計とし、さらにレベル 3 が失敗して炉心溶融となってもその後の閉じ込め措置が可能な装備を持つ設計を要求する考えである（WENRA, “Safety Objectives for New Power Reactors,” (2009), WENRA, “Report Safety of new NPP designs,” (2013)）。

以上のような欧米の原子力規制の動きを見ると、これまでの運転経験・知見の蓄積に応じた深層防護の概念を再考し深化させているように思われる。3.2.2 で見たような、“design extension conditions”（欧州, IAEA）, “design-enhancement category”（米国）を設定することによって重大事故への設計対処を強化する方向性はその現れと言えよう。特に、注目すべき点は、その深層防護の再考・深化の議論が、福島第一事故を契機に始められたのではなく、それ以前から行われていたということである。一方、我が国では、平成 22 年 12 月 2 日旧原子力安全委員会決定「原子力安全委員会の当面の施策の基本方針について」の中で今後の活動の一つとして「原子力安全の基本的考え方の提示」を挙げており、関連して福島第一事故の 1 ヶ月前に開始された「当面の施策の基本方針の推進に向けた外部の専門家との意見交換『安全確保の基本原則に関すること』」において深層防護の議論も開始された。事故直前の 2 回の会合（第 1 回 2 月 16 日, 3 月 2 日）における深層防護の議論については、IAEA 安全原則 SF-1 や設計技術要件ドラフト DS-414（当時、現在の No.SSR-2/1）, WENRA の安全原則等を題材に、IAEA と我が国との考え方の相違（防護レベルの分類解釈や「層」の数など）、新しく登場した DEC 概念の解釈、シビアアクシデントの防護レベル内での位置づけ、等、国内外の現状分析が開始されたばかりで、欧米のように深層防護概念の深化とそれに基づいた安全性向上の展望を議論するまでには至っていなかった¹⁶。今後は、欧米の議論の仕方を参考に、深層

¹⁶ 我が国では IAEA の深層防護の「level」を、語感の異なる「層」と翻訳して議論しているため、その語感に引きずられて無用の議論を生んでいると思われる。典型的なものは、「炉心損傷は第 3 層に入れるか第 4 層に入れるかあいまいで多様な考え方がある」というような議論である。深層防護という防護「level」はいわゆる「防御線」であり、当然ながら防御線を破られる前後でプラント状態が変わる。すなわち、プラント状態を分かť線が防護レベルである。そういうイメージを念頭に置いて考えると、欧米の深層防護レベルの議論はどれも「防護レベル 3 が成功すれば炉心健全性が確保され、失敗すれば炉心健全性が失われるので放射性物質閉じ込めを目的とする防護レベル 4 が発動される」という文脈になっていることがわかる。この場合、「炉心損傷は防護レベル 3 か 4 か？」という議論にはなりえない。日本では、「層」の語感に引きずられて「プラント状態＝防護層」のようなイメージが生まれ（実際、旧原安委や旧原子力安全・保安院の深層防護関連資料には、通常運転状態、設計基準内事故状態、設計基準超事故状態、・・・などのプラント状態にそれぞれ深層防護第 1 層、第 2 層、第 3 層、・・・を当てはめている図がある）、そこから「炉心損傷は第 3 層に入れるか第 4 層に入れるか」という擬似問題が生じているように思われる。

防護の観点から安全規制の包絡性等に不備・矛盾がないか、如何にすれば不備・矛盾が解消できるか、というような、具体的な安全性向上に結びつく実効的な規制施策の議論を進めていくべきであろう。

4. まとめ

原子力安全の基本的な目的は、原子力の施設や活動に起因する放射線の有害な影響（放射線リスク）から人と環境を防護することであり、不確かさに対する備えである深層防護の概念が重要となる。

本書では、「2.深層防護の考え方とは何か」において、原子力安全のための深層防護の概念（一つの対策では防げないという不確かさを考慮して、放射線リスクから人と環境を護るための防護策全体の実効性（成功確率）を高めるために適用されるもの）を明示し、その際重要となる深層防護における各防護レベルの設定について、その信頼性、独立性（有効に機能すること）、レベル間のバランスやそれぞれのレベルでの不確かさに対する備えについての考え方を示した。

深層防護の概念に基づく方策は必ずしも設備や機器などのハードウェアに留まらず、組織や人の力量に係るマネジメントなどのソフトウェアや安全文化に基づいた行動規範など多様なものが含まれる。また、対象とするリスクの内容並びにリスクの不確かさについての認識も、運転経験や知見の蓄積とともに変化していく。常に最新の技術レベルや運転経験、知見を取り入れ、考慮すべき不確かさやそれに対する備え（方策）を継続的に改善することで初めて、安全を効果的に向上させることが可能となる。

次に「3.深層防護の概念の具体的な適用と論点」では、設計要求範囲と設計評価に関する整理や Design Extension Conditions(DEC)の持つ意義等、現時点における主要な論点について関連事項の整理を行い、論点や考え方を取りまとめた。また、安全を達成するために規制が果たす役割は大きい。原子力安全の確保において放射線リスクの低減が重要である以上、規制もまた深層防護の概念に基づく考え方が重要となる。そこで本書では、論点の一つとして、これまでの我が国の規制と深層防護概念との関連（深層防護の概念の適用に対する対策や検討）や最近の欧米の動向を整理し、より高い安全を確保するための規制のあり方に関する方向性を示した。

深層防護の概念は必ずしも固定されたものではなく、時代とともに深化させている。今後も継続して、原子力関係者の間で深層防護の概念の深化ならびに具体的な適用を図ることが、より高い安全を達成するために極めて重要である。

5. 解説

解説 1：深層防護の考え方について

米国 NRC 発行の NUREG-1860 においては、深層防護の考え方は不確かさに対する備えであるとしており、原子力施設において異常や事故等が発生した場合に被害を防止・緩和するために安全裕度を含む一連の手段を用いることによって不確かさを取扱うために用いられる NRC の安全思想の要素であるとしている。

IAEA の基本安全原則である SF-1 においては、深層防護は事故の影響と緩和の主要な手段として、以下のように記述されている。「深層防護は、それらが機能し損なったときに初めて、人或いは環境に対する有害な影響が引き起こされ得るような、多数の連続しかつ独立した防護レベルの組み合わせによって主に実現される。ひとつの防護のレベル或いは障壁が万一機能し損なっても、次のレベル或いは障壁が機能する。適切に機能する場合、深層防護は、単一の技術的故障、人為的或いは組織上の機能不全だけでは有害な影響につながる可能性がないこと、また、重大な有害影響を引き起こすような、機能不全が組み合わせで発生する確率が非常に低いことを確実にする。異なる防護レベルの独立した有効性が、深層防護の不可欠な要素である。」

また、「軽水炉発電所のあらまし（改訂第 3 版）」では、「人的過誤や人間の思考の未熟性等も考慮して、安全確保対策が高い信頼性を持って目的を達成できるように取込まれている安全設計の考え方が「深層防護」である」としている。

なお、深層防護の考え方について、現時点でも様々な議論が継続されており、この考え方を厳格に定義することは難しいとされている。例えば、米国 NRC の福島第一事故の報告書である「21 世紀における原子炉安全強化に関する勧告」では、以下の記述（INTRODUCTION (P3) より引用）がある。

The Task Force has found that the defense-in-depth philosophy is a useful and broadly applied concept. It is not, however, susceptible to a rigid definition because it is a philosophy. For the purposes of its review, the Task Force focused on the following application of the defense-in-depth concept: . . .

解説 2：深層防護の概念を効果的に適用するための前提条件

IAEA の INSAG-10 では、深層防護の効果的な実行のために全てのレベルにおける全ての措置に適用する前提条件として、以下のように適切な保守性を考えること（conservatism）、品質保証及び安全文化があるとしている。

（保守的な考え方）

INSAG-10 で定義する最初の 3 つの防護レベルにおいて、保守的な考え方が広く適用されている。立地の選定、設計、建設、試運転及び運転に対し、保守的な仮定がなされている。また、改善に伴う変更に対するレビュー、経年劣化の評価、定期的な安全評価と緊急時計画の策定、並びに規制審査とそれに続く許認可交付判定においても、適切な保守的仮

定と安全裕度が考慮される。レベル 4 と 5 においては、最適推定による検討の重要性が高まる。

（品質保証）

各防護レベルは、設計、材料、構造物、系統と機器、運転と保全の品質が信頼できる場合にのみ有効となりうる。品質保証プログラムによって、（立地評価、運転系統と安全系統の設計、障壁の設計、変更設計及び安全解析を含む）安全設計が確実にされる。また、品質保証プログラムによって、設計の意図が実際のプラントで達成され。プラントが意図された通りに運転され、設計された通りに保全されることを確実にすることができる。

（安全文化）

各防護レベルに影響を与える活動に関係する組織と個人は、強固な安全文化を醸成する義務を負う必要がある。事業者と政府機関、並びに設計、製造、建設、保守、試験、供用期間中検査、及び緊急時の介入に関係する組織は、適切な要件を満足しており、適切な方法を使用していることを確実にしなければならない。

人的過誤が防御を危険に陥れる潜在的な可能性を含むものである一方、人的な対応は安全運転に必須なものであり、また、専門性と安全文化は、職員が信頼性のある運転をすることや初期段階で異変を検知・防止することを確実にすることに寄与する。さらに、十分な時間と情報があれば、十分に計画されていなかったために機械的に対応することで制御することができない状況においても建設的に対応することができる。優れた人的対応をとるためには、高度な能力と、広範な運転状況に対するシミュレータ訓練を含むトレーニングが必要となる。

なお、保守的な考え方における、レベル 4 と 5 での最適推定による検討の重要性についてはその理由が示されていないが、考察すると、保守的な考え方を適用したレベル 3 までの対策がうまく機能しなかった場合、それらの対策がどのように機能しなかったかによりその後の事象進展の仕方は多数存在するため、レベル 4 以降において有効な対策をとるためには、より現実的に事象進展を把握することが必要となることから、最適推定による検討が重要になるということと考えられる。

解説 3：深層防護と多重障壁の関係

米国 NRC の「21 世紀における原子炉安全強化に関する勧告」では、深層防護は放射性物質の放出に対する多重障壁アプローチの思想とともに NRC が使ってきた思想としており、NUREG-1860 では、過去の深層防護の適用でよく知られているのが多重の物理的障壁の使用（燃料、被覆管、原子炉冷却材圧力バウンダリ、格納容器）としている。

また、IAEA の INSAG-12 では、防護のレベルと物理的障壁（燃料マトリクス、燃料被覆管、一次冷却材バウンダリ、閉じ込め）は深層防護の構成要素としている。

以上から、多重障壁は、その考え方については深層防護の考え方とともに原子力安全を

確保するために用いられる考え方の 1 つであり、具現化された多重障壁は深層防護の考え方に基づく対策の一部を構成するものである。すなわち、深層防護と多重障壁は原子力安全の観点から密接に関連するものの、同義ではない。

解説 4：設計における外的事象への深層防護の適用

IAEA の INSAG-10 では、深層防護の概念は、内的事象及び外的事象に対してバリア（燃料マトリクス、燃料被覆管、原子炉冷却材圧力バウンダリ、格納容器）の健全性を防護することに適用するとしている。第一のレベル（通常運転からの逸脱と故障の防止）は内的事象及び外的事象に対する防護の最初の基準を規定するものであるとし、第三のレベル（設計基準内での事故の制御）では外的事象によるシステムの共通原因故障の防止を求めている。

また、IAEA の NS-R-1 では、発電所の設計要件として、設計条件とすべき外的事象を決めることを要求しており、炉心及び原子炉容器内にある内部機器は、設計基準の外的事象に対して想定される静的及び動的荷重に耐えられるよう設計・設置することを求めている。

なお、IAEA の INSAG-12 では、システム設計における配慮によりクリフエッジ効果を防止することが示されている（INSAG-3 でも同じ記載）。

一方、わが国において、これまでの原子力安全委員会の耐震指針では、「耐震設計上重要な施設は、敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動による地震力に対して、その安全機能が損なわれることがないように設計されなければならない。」とし、耐震設計方針として、例えば S クラス施設については、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できることを要求していた。

また、同指針において、津波に関しては地震随件事象に対する考慮として扱っており、「施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性がある」と想定することが適切な津波によっても、施設の安全機能が重大な影響を受けるおそれがないこと。」としていた。

このような安全確保の考え方に関連し、「原子力安全の論理」（佐藤一男）では、自然現象に対する対策例として、地震に対しては地震力に耐えられるように建造する、津波に対しては十分に高い所に施設を配置する、台風に対してはそれによる地すべりや山崩れなどについて防止対策を厳重に行うとしている。そして、これらの対策の目標は、「予見し得る自然現象に対して、安全確保上重要な機器が必然的に失われること（これを「システムティック・フェーリュア」と呼んでいる）の可能性を、無視できるほど低くするということである」としており、自然現象については、あるレベルの防護策をとることで共通的に設備が故障することを防止し、残る偶発故障に対して内的事象の中で取り込んで考えるという整理がなされている。

以上から、設計基準の外的事象に対しては、国内外ともに深層防護の概念に基づき対策

することになっているが、設計基準を超える外的事象に対する具体的な取り組みを明確にしたものはこれまでには見受けられない。

なお、複数の防護レベルが同時に喪失することに対して、例えば平成 24 年に当時の原子力安全・保安院から示された新たなシビアアクシデント対策規制の基本的な考え方において、複数の防護レベルが無効になっても包括的な放射性物質拡散抑制対策や防災を含む対策を用意しておくなどの考え方が示されている【添付資料参照】。

解説 5：リスク評価と深層防護の関係

米国 NRC の NUREG-2150 では、リスク情報を活用したパフォーマンス・ベースの深層防護（Risk-informed and performance-based defense-in-depth）を特徴付ける 1 つとしてリスクを挙げており、リスク評価は深層防護の適切さを測るための有効な手段としている。この中では、リスク評価により以下がもたらされるとしている。

- ・ 原子炉施設の安全性を脅かす多様なハザードを評価するための体系的なアプローチ。
- ・ 特定されたハザードに対する原子炉施設の設計・運転の能力を特徴付けるための論理的な手法。
- ・ ハザードとそれへの対応の失敗の組み合わせによる影響を評価するための手法（従来のアプローチでは限定的で定型化した事故シナリオが考慮されるところ、数千の現実的な事故シーケンスが調査される）。
- ・ ハザードの発生頻度と対応の失敗確率、及び失敗することによる影響を評価するためのモデル。頻度と確率は定量的に評価することができる。
- ・ リスクに寄与する事故シーケンスの順位、構築物、系統、機器（SSC）の順位。
- ・ 事故シーケンスと SSC の順位を通じた、リスク上本当に重要なものに焦点を当てるために必要なリソース配分をするためのリスクマネジメントへの貴重な情報。

また、リスク評価の 1 つである PRA は、設計や運転が安全目標を満足していることを確実にするために、プラントのリスクプロファイルを評価するために使うことができ、さらに、あるバリアが喪失、もしくはある設計値（例えば溢水レベル）を超えることで炉心損傷や放射性物質の環境中への放出に直接結びつくような潜在的なクリフエッジ効果を特定することができるとしており、PRA は深層防護をより定量的に特徴付けする機会をもたらすものとしている。

解説 6：ストレステストの意義

ENSREG（European Nuclear Safety Regulators Group）のストレステスト仕様によれば、ストレステストは深層防護のロジック（起因事象、安全機能喪失、シビアアクシデント）に基づき選定した防止策・緩和策を確認するものであり、プラントの安全機能に影響しシビアアクシデントを引き起こすような極端な自然事象において、防御ラインが次々に喪失したと仮定して、クリフエッジ効果などを確認するものである。

このようにストレステストは外部事象に対するプラントの脆弱性を増すような潜在的な問題を同定し、それを改善する必要があることを示すものであり、原子力施設の安全性の能力を知る手法として重要である。

参 考 文 献

1. 全 般

- 1) 「改訂 原子力安全の論理」佐藤一男, 日刊工業新聞社, 2006年
- 2) NUREG-2150, "A Proposed Risk Management Regulatory Framework", USNRC, April 2012.
- 3) 「福島第一原子力発電所事故に関するセミナー」報告書, 2013年3月, 日本原子力学会
- 4) SECY-77-439, "Single Failure Criterion", USNRC, August 1977.
- 5) "Safety of new NPP designs", WENRA RHWG Report, March 2013.
- 6) 「会議報告『2013年春の年会』倫理委員会セッション報告」, 日本原子力学会誌 Vol.55, No.8 (2013)
- 7) AESJ-SC-S001:2008 「統計的安全評価の実施基準:2008」日本原子力学会
- 8) IAEA Safety Standards, Specific Safety Requirements, No. SSR-2/1, "Safety of Nuclear Power Plants: Design", Vienna, 2012.
- 9) J.N.Sorencsen, "Historical Notes on Defense in Depth", Memorandum to ACRS members, USNRC, 1997.
- 10) IAEA INSAG-3, "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants", Vienna, 1988.
- 11) WASH-1250, "The Safety of Nuclear Power Reactors (Light Water-Cooled) and Related Facilities", U.S.AEC, 1973.
- 12) R.J. Breen, Deputy Director of EPRI's Nuclear Safety Analysis Center, "Defense in Depth Approach to Safety in Light of the Three Mile Island Accident", Nuclear Safety, Vol. 22, No.5, Sept.-Oct. 1981.
- 13) "WENRA Reactor Safety Reference Levels", WENRA RHWG, January 2008.
- 14) IAEA DS-414, "Draft-Safety of Nuclear Power Plants: Design", Vienna, September 2010.
- 15) The European Utility Requirements for LWR nuclear power plants, 1998.
- 16) Gian Luigi Fiorini, *et.al.* "The Current CEA/DRN Safety Approach for the Design and the assessment of Future Nuclear Installations", 7th ICONE, Tokyo, 1999.
- 17) Gianfranco Saiu, *et.al.* "European Passive Plant Program Preliminary Safety analysis to Support System Design", 7th ICONE, Tokyo, 1999.
- 18) IAEA NS-R-1, "Safety of Nuclear Power Plants: Design", Vienna, 2000.
- 19) "Safety Objectives for New Power Reactors Study", WENRA RHWG, December 2009.

- 20) IAEA DS-462, "Amendments to GSR Part 1, NS-R-3, SSR-2/1, SSR-2/2 and GSR Part 4 – Draft 5", Vienna, July 2013.
- 21) 「福島原子力事故の総括および原子力安全改革プラン」東京電力株式会社, 2013年3月29日
- 22) 10CFR50.63 "Loss of all alternating current power", USNRC, June 1988.
- 23) RG1.155 "Station Blackout", USNRC, August 1988.
- 24) 10CFR50.62 "Requirements for reduction of risk from anticipated transients without scram (ATWS) events for light-water-cooled nuclear power plants", USNRC, June 1984.
- 25) 「原子力発電所における全交流電源喪失事象について」原子力安全委員会 原子力施設事故・故障分析評価検討会 全交流電源喪失事象ワーキング・グループ, 平成5年6月11日

2. 解説

- 26) NUREG-1860, "Feasibility Study for a Risk-Informed and Performance-Based Regulatory Structure for Future Plant Licensing", USNRC, December 2007.
- 27) IAEA SF-1, "Fundamental Safety Principles", Vienna, 2006.
- 28) 「軽水炉発電所のあらまし」改訂第3版, 原子力安全研究協会, 2008年
- 29) "Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century; The Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-Ichi Accident", USNRC, July 12, 2011.
- 30) IAEA INSAG-10, "Defence in Depth in Nuclear Safety", Vienna, 1996.
- 31) IAEA INSAG-12, "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev.1", Vienna, 1999.
- 32) IAEA NS-R-1 "Safety of Nuclear Power Plants: Design", Vienna, 2000.
- 33) 「原子力安全の論理」佐藤一男, 日刊工業新聞社, 1984年
- 34) NUREG-2150, "A Proposed Risk Management Regulatory Framework", USNRC, April 2012.
- 35) "EU Stress Tests specifications", ENSREG, 31 May 2011.

付録 1. 分科会，検討会，標準委員会 委員名簿

1. 原子力安全分科会 委員名簿

(H25.12.16 現在)

No.		氏名（敬称略）	所属
1.	主査	山口 彰	大阪大学
2.	幹事*	河井 忠比古	（一社）原子力安全推進協会
3.	幹事*	成宮 祥介	関西電力（株）
4.	委員	池田 敬文	三菱重工業（株）
5.	委員*	岩田 裕一	東京電力（株）
6.	委員	宇井 淳	(独)原子力安全基盤機構
7.	委員	岡崎 利彦	日本原子力発電(株)
8.	委員	北田 孝典	大阪大学
9.	委員	桑江 良明	(公社)日本技術士会 原子力・放射線部会（部会長）
10.	委員	杉山 直紀	(株)三菱総合研究所
11.	委員*	鈴木 嘉章	三菱原子燃料(株)
12.	委員*	高田 孝	大阪大学
13.	委員	田畑 雅之	関西電力(株)
14.	委員*	出町 和之	東京大学
15.	委員	西田 浩二	日立 GE ニュークリア・エナジー(株)
16.	委員	濱崎 亮一	(株)東芝
17.	委員	平川 博將	（一社）原子力安全推進協会
18.	委員*	前田 敏克	(独)日本原子力研究開発機構
19.	委員	松本 和之	中部電力(株)
20.	委員	望月 正人	大阪大学
21.	委員	山本 章夫	名古屋大学
22.	委員*	吉田 智朗	(一財)電力中央研究所
	旧委員 (H24.12 まで)	橋本 和典	(株)東芝
	旧委員 (H25.4 まで)	坂本 一信	(独)原子力安全基盤機構
	旧委員 (H25.5 まで)	加納 充浩	三菱重工業（株）
	旧委員 (H25.7 まで)	福山 智	日本原子力発電(株)

* 深層防護ワーキンググループ（代表：高田委員）

2. 原子力安全検討会 委員名簿

(H25.12.16 現在)

No.		氏名（敬称略）	所属
1.	主査	田中 知	東京大学
2.	副主査	関村 直人	東京大学
3.	幹事	河井 忠比古	（一社）原子力安全推進協会
4.	幹事	成宮 祥介	関西電力（株）
5.	委員	飯倉 隆彦	（株）東芝
6.	委員	岡本 孝司	東京大学
7.	委員	千種 直樹	関西電力（株）
8.	委員	中村 隆夫	大阪大学
9.	委員	中村 武彦	（独）日本原子力研究開発機構
10.	委員	宮田 浩一	東京電力（株）
11.	委員	宮野 廣	法政大学
12.	委員	守屋 公三明	日立 GE ニュークリア・エナジー（株）
13.	委員	山岸 誠	三菱重工業（株）
14.	委員	山口 彰	大阪大学
15.	委員	山下 正弘	（独）原子力安全基盤機構
	旧委員 (H24.9 まで)	更田 豊志	（独）日本原子力研究開発機構
	旧委員 (H25.2 まで)	河合 勝則	三菱重工業（株）

3. 原子力安全分科会常時参加者名簿

(H25.12.16 現在)

No.		氏名（敬称略）	所属
1.	常時参加者	大田 貴之	関西電力（株）
2.	常時参加者	竹山 弘恭	中部電力（株）
3.	常時参加者	谷口 大輔	日立 GE ニュークリア・エナジー（株）
4.	常時参加者*	橋本 和典	（一社）原子力安全推進協会
5.	常時参加者	久持 康平	日立 GE ニュークリア・エナジー（株）
6.	常時参加者	門馬 伸之	日本原子力発電（株）

* 深層防護ワーキンググループ

4. 標準委員会 委員名簿

(H25.12.16 現在)

No.		氏名 (敬称略)	所属
1.	委員長	宮野 廣	法政大学
2.	副委員長	有富 正憲	東京工業大学
3.	副委員長	関村 直人	東京大学
4.	幹事	岡本 孝司	東京大学
5.	幹事	山口 彰	大阪大学
6.	委員	青柳 春樹	日本原燃 (株)
7.	委員	姉川 尚史	東京電力 (株)
8.	委員	井口 哲夫	名古屋大学
9.	委員	伊藤 裕之	(一社) 原子力安全推進協会
10.	委員	岩田 修一	事業構想大学院大学
11.	委員	梅澤 成光	三菱重工業 (株)
12.	委員	岡本 太志	富士電機 (株)
13.	委員	小原 徹	東京工業大学
14.	委員	笠野 博之	九州電力 (株)
15.	委員	喜多尾 憲助	ISO/TC85・IEC/TC45 国内委員会
16.	委員	三枝 利有	(一財) 電力中央研究所
17.	委員	谷本 亮二	三菱マテリアル (株)
18.	委員	千種 直樹	関西電力 (株)
19.	委員	常松 睦生	ウェスティングハウス・エレクトリック・ジャパン (株)
20.	委員	津山 雅樹	(一社) 日本電機工業会
21.	委員	鶴来 俊弘	中部電力 (株)
22.	委員	中井 良大	(独) 日本原子力研究開発機構
23.	委員	西岡 周二	日本原子力保険プール
24.	委員	西脇 由弘	東京工業大学
25.	委員	藤森 治男	日立 GE ニュークリア・エナジー (株)
26.	委員	本間 俊充	(独) 日本原子力研究開発機構
27.	委員	渡邊 宏	日揮 (株)

付録 2. 会合と報告会等の実績

1. 分科会，検討会の開催実績

○原子力安全分科会

第 1 回	2011 年	10 月 17 日
第 2 回	2011 年	11 月 7 日
第 3 回	2011 年	12 月 1 日
第 4 回	2012 年	1 月 10 日
第 5 回	2012 年	2 月 10 日
第 6 回	2012 年	3 月 13 日
第 7 回	2012 年	4 月 23 日
第 8 回	2012 年	5 月 23 日
第 9 回	2012 年	6 月 6 日
第 10 回	2012 年	7 月 18 日
第 11 回	2012 年	8 月 7 日
第 12 回	2012 年	9 月 24 日
第 13 回	2012 年	10 月 29 日
第 14 回	2012 年	11 月 20 日
第 15 回	2012 年	12 月 20 日
第 16 回	2013 年	1 月 30 日
第 17 回	2013 年	2 月 12 日
第 18 回	2013 年	3 月 15 日
第 19 回	2013 年	4 月 24 日
第 20 回	2013 年	5 月 29 日
第 21 回	2013 年	7 月 23 日
第 22 回	2013 年	8 月 22 日
第 23 回	2013 年	10 月 2 日
第 24 回	2013 年	11 月 12 日

○原子力安全検討会

第 1 回	2012 年	2 月 24 日
第 2 回	2012 年	5 月 31 日
第 3 回	2012 年	9 月 3 日
第 4 回	2012 年	11 月 28 日
第 5 回	2013 年	2 月 26 日
第 6 回	2013 年	6 月 5 日

第7回 2013年 9月17日

第8回 2013年 11月27日

2. 標準委員会の開催実績

第46回 2011年 9月 9日

第47回 2011年 12月14日

第48回 2012年 3月 9日

第49回 2012年 6月15日

第50回 2012年 9月14日

第51回 2012年 12月 4日

第52回 2013年 3月 8日

第53回 2013年 6月14日

第54回 2013年 9月20日

第55回 2013年 12月16日

3. 報告会等の外部発表の実績

○日本原子力学会 2012年春の年会 企画セッション（2012年3月20日，福井大学）

「『原子力安全』は如何にあるべきか，その基本的考え方と今後の活動について」

・原子力安全に関する今後の活動について－安全の基本的考え方を含む－

○日本原子力学会 2012年秋の大会 企画セッション（2012年9月19日，広島大学）

「将来の我が国の原子力安全を考える」

・原子力安全検討会，分科会の活動（原子力安全の基本的考え方の検討）中間報告

○日本原子力学会 原子力安全シンポジウム（2013年2月5日，東京大学）

○日本原子力学会 2013年春の年会 企画セッション（2013年3月26～28日，近畿大学）「原子力安全の基本的考え方」

○日本原子力学会 2013年秋の大会 企画セッション（2013年9月3～5日，八戸工業大学）「原子力安全確保のための深層防護の考え方」

4. 原子力安全の基本的考え方 第Ⅰ編 原子力安全の目的と基本原則 (AESJ-SC-TR-005) への意見募集の実績

○標準委員会，システム安全専門部会

2012年12月17日～2013年1月16日

○保健物理・環境科学部会，3学協会規格類協議会

2012年12月19日～2013年1月16日

○倫理委員会

2012年12月20日～2013年1月16日

添付資料 各機関における深層防護の防護レベルの分け方

原子力発電所に適用する深層防護についての議論は、各機関で行われている。以下では、我が国における検討内容、及び海外の事例を示す。

1. 我が国における検討状況

我が国において多重防護の定義として明文化されたものは少ないが、平成 4 年 5 月 28 日付け原子力安全委員会決定文（平成 9 年 10 月 20 日一部改正）「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」において『1. 我が国の原子炉施設の安全性は、現行の安全規制の下に、設計、建設、運転の各段階において、①異常の発生防止、②異常の拡大防止と事故への発展の防止、及び③放射性物質の異常な放出の防止、といういわゆる多重防護の思想¹⁷に基づき厳格な安全確保対策を行うことによって十分確保されている。（以下、省略）』としている。また、用語の定義として明文化しているものとしては、平成 16 年 6 月 10 日 原子力安全委員会了承「放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な重要事項について」の主な用語解説がある。

また、原子力委員会決定昭和 39 年 5 月 27 日の「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」において原子力発電所と公衆との適切な離隔が図られ、さらに、原子力災害対策特別措置法による防災の建前があった。

その後、設計基準事故を超える事故が米国スリーマイル島原子力発電所で発生した。それを受けた我が国の原子力安全委員会は、平成 4 年 5 月 28 日付原子力安全委員会決定文（平成 9 年 10 月 20 日一部改正）「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」において、『あるアクシデントマネージメントが原子炉施設の設備を大幅に変更することなく実施可能であり、その実施を想定することによりリスクが効果的に減少する限りにおいて、その実施が奨励又は期待されるべきと考えられる。』とした。（文献 1）

さらに、その後、福島第一原子力発電所事故の経験に鑑み、原子力安全委員会は「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策について」を平成 23 年 10 月 20 日に決定し、その中で「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて（平成 4 年 5 月 28 日原子力安全委員会決定、平成 9 年 10 月 20 日一部改正）」を廃止した。

また、再処理施設安全審査指針の「指針 3. 安全評価」では、「再処理施設の安全性の判断に当たり、施設の設計の基本方針に多重防護の考え方が適切に採用されていることを確認するために設計基準事象を選定し評価するほか、一般公衆との離隔距離の妥当性を判断するために立地評価事故を想定し評価すること」とされており、深層防護の考

¹⁷ 原子力安全委員会では、用語として「深層防護」ではなく「多重防護」を用いていた。

え方にのっとった安全評価の目的が示されている。

一方、設置許可申請書の安全設計の基本方針（添付書類八）（島根原子力発電所の例）では、下記の方針が説明され、上記の下線部に対応した方針となっている。

「原子炉施設は、異常の発生を防止する設計とし、異常が発生しても、その異常を早期に検知し、必要に応じて警報により運転員が措置し得るようにするとともに、これら運転員の措置がとられない場合にも、原子炉固有の安全性及び安全保護系等の作動により、異常が拡大し事故に発展することがないように設計する。さらに、万一事故が起こった場合にも、工学的安全施設等の作動により、発電所周辺の公衆の安全を確保するように設計する。」

このように、我が国では深層防護について明文化されたものは少なかったが、この思想に基づき安全確保対策がとられてきた。

このような状況において、福島第一原子力発電所の事故の経験を踏まえて原子力安全・保安院及び原子力安全委員会について検討された報告の概要を以下に示す。

（1）原子力安全・保安院の考え方

原子力安全・保安院の「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方について(現時点での検討状況)」（平成 24 年 8 月 27 日）(文献 2)より関連箇所を抜粋する。

（シビアアクシデント対策を含めた深層防護）

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓、I A E A 等の海外の動向も踏まえ、規制としての深層防護の考え方をこれまでの 3 つの層（異常発生防止、異常拡大防止、事故影響緩和）から、シビアアクシデント対策を含めた以下の 5 つの層に整理することが適切と考えられる。（図 II-1-5 参照）なお、外的事象については、内的事象に対する深層防護の考え方とは異なってくると考えられるため、次章にて整理を行う。

① 異常・故障の発生防止

保守的な設計、フェイルセーフやインターロックの採用、高度な品質保証活動の実施等、適切な設計上の想定（設計基準）への十分な対策により、安全機能に係る異常・故障の発生を防止する。

② 異常・故障の事故への拡大防止

設計基準において想定する異常や故障が発生したとしても異常を早期に検知し、異常が拡大しないうちに原子炉の停止等の必要な措置を講じて、事故への拡大を防止する。

③ 著しい炉心損傷の発生防止

③－１ 設計基準事故が発生したとしても、安全機能が維持（単一故障を仮定）され、著しい炉心損傷の発生防止（設計基準事故に対する著しい炉心損傷の発生防止及び影響緩和）

原子炉冷却材喪失事故（LOCA）など設計基準において想定する事故（設計基準事故）に対して、安全機能の単一故障及び外部電源喪失を仮定しても、ECCS等の工学的安全施設や事故時手順によって、著しい炉心損傷の発生及び周辺環境への放射性物質の放出を防止する。なお、安全評価に当たっては、保守的な手法により確認する。

③－２ 多重故障及び共通要因故障によって設計基準に対する設備の安全機能が喪失した場合でも著しい炉心損傷の発生を防止（新たな規制要求）

③－１までの設計基準における想定を超える事故によって、③－１までで整備した安全機能の一部が喪失した場合に対しても、著しい炉心損傷の発生及び周辺環境への放射性物質の放出を防止するための対策を講じることが必要と考えられる。（図Ⅱ-1-5における「SA 対策Ⅰ」（以下単に「SA 対策Ⅰ」という。）参照）なお、安全評価に当たっては、不確かさの考慮を含む最適評価手法により確認する。

④ 著しい炉心損傷に対する影響緩和

④－１ 著しい炉心損傷が発生した場合でも、格納容器の損傷及び大規模な放射性物質の放出を防止（新たな規制要求）

③－１及び③－２の対策を取ったにもかかわらず、著しい炉心損傷が発生した場合においても、著しい炉心損傷の進行を抑制し、若しくはできるだけ長時間格納容器の健全性を維持し、大規模な放射性物質の放出を防止するための対策を講じることが必要と考えられる。（図Ⅱ-1-5における「SA 対策Ⅱ」（以下単に「SA 対策Ⅱ」という。）参照）

④－２ 大規模な安全機能の喪失により格納容器からの大規模な放射性物質の放出が発生した場合でも、放射性物質の放出抑制・拡散緩和（新たな規制要求）

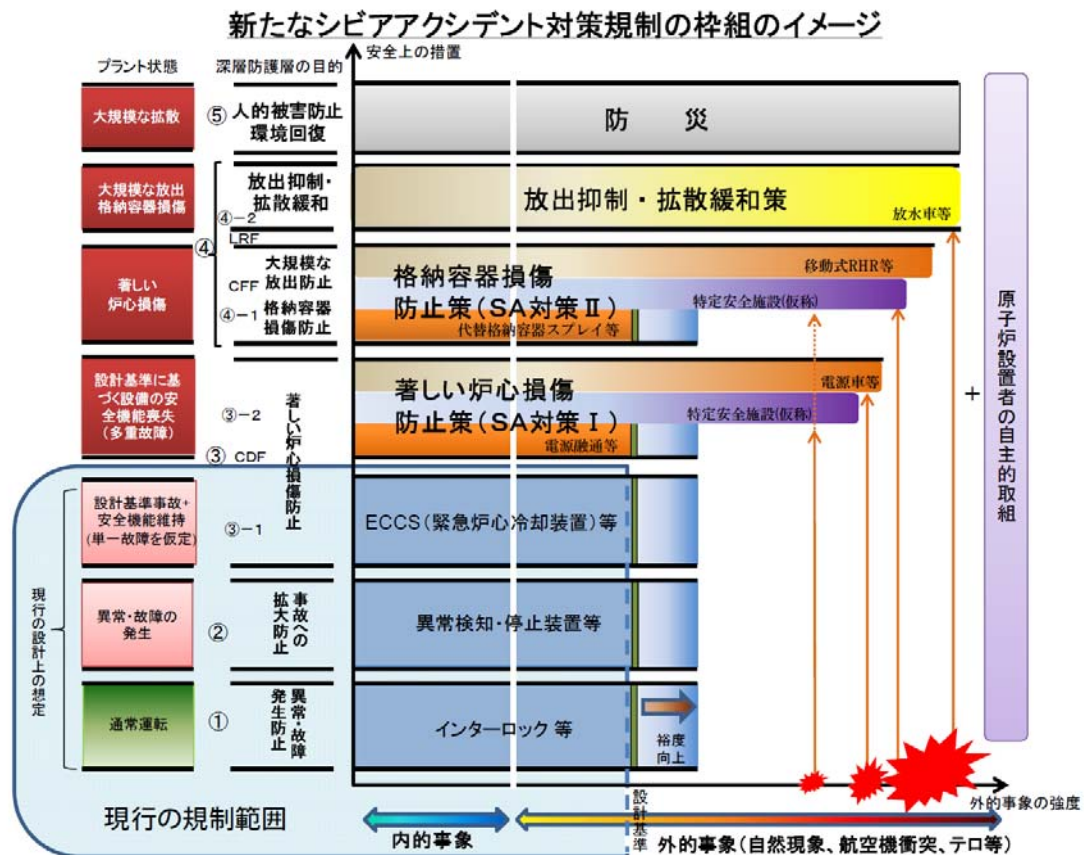
上記までの対策を講じたとしても、事故の進展を抑制することができない可能性や、影響の規模や頻度が想定し難い事象が生じる可能性は残る。このため、特定の事故シーケンスによらず大規模な原子炉施設の安全機能喪失により格納容器からの大規模な放射性物質の放出が発生した場合でも、放射性物質の放出抑制・拡散緩和策を整備しておくことが必要と考えられる。また、この対策は、上記の各層で事故進展を防止できなかった事象（例えば、格納容器バイパス事象）に対応するためにも重要と考えられる。

⑤ 放射性物質の環境への大規模な放出に対する防災対策（原子力災害対応）

上記の対策を講じたとしても、放射性物質の環境への大規模な放出が「絶対に起こ

らない」と想定してはならないと考えられる。このため、施設の状態に基づいて緊急事態区分を迅速に決定するための緊急時活動レベル（EAL）に加え、環境モニタリング等の結果を踏まえた運用上の介入レベル（OIL）に基づき、屋内退避、避難、安定ヨウ素剤の予防服用を行うなどの緊急防護措置を決定する仕組みを整備する。

[図Ⅱ－１－５]



(2) 原子力安全委員会の考え方

原子力安全委員会の「発電用原子炉施設におけるシビアアクシデント対策—多重防護の考え方について—」(平成 24 年 9 月 10 日)(文献 3)より関連箇所を抜粋して示す。

○多重防護概念とは、「前段否定」の考え方に基づいて、防護策を多段に配置することを意味する。すなわち、各防護策は、その前段の防護策によって異常の発生や進展を防止できない場合があることを想定して設けられるものである。さらに、各防護策への性能要求は、その前段や後段の防護策の効果を意図的に過小評価することによって、厳しめに設定することが求められる。

○IAEA 安全基準 SSR-2/1「原子力発電プラントの安全：設計」では、原子炉施設の設計

における多重防護を、目的によって定義された五つの防護レベルによって概ね以下のよう
に表している。

第 1 の防護レベル（第 1 層）：

通常運転からの逸脱及び安全上重要な故障や失敗を防止する。

第 2 の防護レベル（第 2 層）：

第 1 層の防護策の機能失敗によって起こりうる、想定される初期事象
(Postulated Initiating Events: PIEs)のうち、比較的高頻度の事象である「予期
される運転時の事象」(Anticipated Operational Occurrences: AOOs)が事故状
態に進展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出して制御す
る。

第 3 の防護レベル（第 3 層）：

想定される初期事象(PIEs)が第 2 層の防護策によって制御できない場合におい
て、工学的安全施設、事故時手順等によって、炉心の損傷及びサイト外への重大
な放出を防止し、プラントを安全な状態に復帰させる。

第 4 の防護レベル（第 4 層）：

第 3 層の機能失敗に起因する事故影響を緩和する。第 4 層の最も重要な目的は、
格納機能を確保し、これによって確実に放射性物質の放出を合理的に達成可能な
限り低くすることである。

第 5 の防護レベル（第 5 層）：

事故状態の帰結として起こる可能性のある放射性物質の放出による放射線影響
を、防災対策によって緩和する。

- 多層的な防護策を構成するためには、防護策の成功基準を明確に設定できることが好
ましい。放射性物質の拡散に対する物理障壁の貫通損傷は、不連続かつ不可逆な変化な
ので、防護策の成功基準と関係づけるのに適している。多重の物理障壁を設け、これら
を防護すること(barrier protection)が多層的な防護策の重要な要素である。
- 多重防護の構築のためには、脅威となる事象やハザードを想定することが必須である。
上記の 5 階層の第 2 層、第 3 層が対象としている「想定される初期事象 (PIEs)」は、
内的事象 (internal events)、内的ハザード (internal hazard)、外的ハザード (或いは
「外的事象」ということもある)(external hazards/events) からなる。内的事象は、機
器の偶発的故障や運転員の誤操作等、原子炉施設内の原因によるものである。内的ハザ
ードは、施設の運転区画内部の火災・爆発、溢水、内部発生飛来物の衝突等、安全機能
を有する設備の熱的、機械的、電気的な故障をもたらす可能性のあるものである。外的
ハザードは、施設の外部で発生する事象で、地震、津波を始めとする自然事象と、外的
人為事象がある。
- 第 2 層、第 3 層については、前段への依存度を抑え、後段の負担を抑えるよう、安全

上重要な設備について、品質保証や多重化・多様化等によって信頼性を確保し、さらに、課された性能要求を大きな裕度を持って満足することが求められている。また、これらの各層の内部でも、防護策の配備において、程度の差はあっても多重防護概念が適用され、個々の防護策には、必要な性能に対して裕度を持つことが求められている。第 1 層については、立地、設計、製造、建設、運転の各段階を通じて、通常運転からの逸脱及び安全上重要な要素の故障を防止するための考慮が求められる。

第 4 層における防護策の在り方

- 第 4 層は、歴史的には第 3 層のバックアップ、或いは第 3 層からの分化として出発し、時代とともにその重要性が認識され、内容の充実が図られてきた。このような経緯から、第 3 層との関係は複雑であり、第 3 層からの独立性を高めることの意義やその方法、第 3 層との境界の設定については、依然としてさまざまな議論がある。我が国では長らく第 3 層までが規制の対象であったことから、第 3 層と第 4 層の境界の設定が規制の在り方と直結して議論されがちである。本文書では第 3 層と第 4 層の境界について明確な定義を与えることは行わないが、このような区分けにより、安全確保に係る実効的な効果を期待できるようにすることが大切である。
- 第 3 層と第 4 層の境界として、プラント状態の重要な転換点であるシビアアクシデント(重大な炉心損傷)の発生を用いるという考え方がある。この場合、第 3 層には「設計基準内への事故の制御及びシビアアクシデントの発生防止」が位置づけられ、第 4 層には「シビアアクシデントの進展防止及び影響緩和」が位置づけられることになる。これとは別に、シビアアクシデントの発生防止を第 4 層に含めるという考え方もある。このような境界設定については、燃料損傷の程度による事象進展の速度や可逆性の相違、制御手段の有効性と限界、安全評価の方法、加えて規制要求の在り方等が論点となる。また、シビアアクシデントの発生防止に係る設備等の多く(例えば工学的安全施設等)が第 3 層までの防護策に含まれていることに注意が必要である。
- シビアアクシデントの発生防止と影響緩和の手段の間に一定の独立性を確保することは、早期の格納機能喪失を防止し、もって放射性物質の大量放出を防止することのために重要である。
- 第 4 層の防護策では、シビアアクシデントの様々な態様を考慮する必要がある。原子炉施設の出力運転時だけでなく、格納容器の開放状態、緩和設備の系統構成状態等が出力運転時とは大きく相違する停止時も対象とする必要がある。
- 使用済燃料プール内の燃料をはじめ、原子炉の炉心以外に存在する燃料の冷却及び保護の手段が損なわれる可能性について、そのような可能性を防止するための設計(第 3 層までの防護策)が妥当であるとともに、そのような可能性が発生したときの防護策(第 4 層の防護策)が整備されている必要がある。
- 第 4 層がその目的を達成するための要素として、以下が必要である。これらの内容に

については次節以後で説明を加えるが、おおまかに言って、(1)～(5)は広義の設計（設備対応）による防護策に関係するものであり、そのうちの(2)～(4)は運転管理による防護策に関係する。(6)～(9)は他の防護層との関係の下での目標設定と評価に関係する。

- (1) 特に重要な設備への設計要求（性能水準要求）の設定
- (2) アクシデントマネジメント策への性能水準要求の設定，実行可能性の確保
- (3) 敷地内緊急時計画等の緊急時対処能力の確保
- (4) 設計上の想定を超える外的事象への対策
- (5) 重要な設備への合理的な信頼性要求
- (6) 防護策の包括的評価（確率論的安全評価（PSA）、頑健性に係る総合的評価）
- (7) 性能目標の設定
- (8) 第 5 層（敷地外緊急時防護対策）とのインターフェースの確保
- (9) 第 3 層へのフィードバック

- 多重防護の第 3 層までにおいては，設計の保守性を重視し，設計上の想定条件に対して大きな裕度を持つ頑健なシステムを構築することによってリスクを抑制するという考え方，いわば古典的な多重防護の考え方が基本となっている。これに対して，第 4 層では，第一に，PSA を中心とする方法によってリスク要因の所在を追及し，これに基づいて効果的にリスクを低減するという方法をとる。しかしながら，この方法においては，ごく低頻度の事象に関しては知識の不完全性による限界があることから，第二の方法として，多様な状況に柔軟に対処できる能力（可搬設備の準備，復旧能力等）を重視する。さらに，第三の方法として，極端な事象における損傷の規模を制限するための頑健なシステムの構築(物理的離隔等) という，第 3 層までと類似した考え方もとる。
- 多重防護においては，進展が速い事象の発生防止に重点を置き，また事象の進展を遅らせることによって，防護の成功の確からしさを高めることが基本となっている。第 3 層まででは，即発臨界の防止，破断前漏えい設計の追求等がその例である。第 4 層においては，事象進展を遅らせることが，喪失した機能の代替策等による回復の可能性につながり，環境中への放射性物質の早期大量放出はもとより，影響を生じるような規模の放出を防止するために特に重要である。
- 第 4 層の防護策，特に運転管理面の実行可能性及び有効性は，実際の施設についての細部にわたる知識，多様な異常状態における原子炉施設の挙動に関する理解，緊急時における個人並びに組織の対処能力等，原子炉設置者の技術的能力に大きく依存する。第 4 層の防護策に係る規制のためには，規制当局においても，適切な技術的能力を持つ必要がある。

2. IAEA 安全基準における深層防護の考え方

IAEA では、深層防護 (Defence-in-Depth) を「運転時の異常な過渡変化の進展を防止し、運転状態及びいくつかの障壁では事故条件として放射線源又は放射性物質と従業員及び公衆又は環境との間に設置された物理障壁の有効性を維持するための様々なレベルの多様な装置と手順の階層的な展開」と定義している。また、深層防護の目的は：(a)潜在的な人的失敗及び機器故障を補償する；(b) 施設と障壁それ自身に対する損傷を回避し障壁の有効性を維持する；(c) 障壁が完全に効果的でないような事象の事故条件で従業員、公衆及び環境を危害から防護する、こととしている。

これは、安全に関連するすべての活動に独立した多層の措置が準備されていることを確保することであり、したがって万一故障や失敗が生じて、それは適切な措置により検知されて修正されるか是正される。深層防護の考え方を設計と運転の全体にわたって適用することにより、プラント内の設備の故障又は人間起因の事象を含め、運転時に予想される事象及び事故に対して並びにプラント外に起因する事象に対して防護することができる。

「深層防護」の考え方として、IAEA による報告書 INSAG-10: Defence in Depth in Nuclear Safety, 並びに安全基準として IAEA SAFETY STANDARDS SSR-2/1“Safety of Nuclear Power Plants : Design Safety Requirements”が発行されている。これによると深層防護の防護レベルは、次のような考え方としている。(文献 4, 5)

深層防護の考え方を原子力発電プラントの設計に適用すると、人及び環境への放射線の有害な影響を防止し、並びに、その防止が失敗した場合には有害な影響の適切な防護と影響結果の緩和を確保するための複数のレベルの防護（固有の特性、設備及び手順）を備えることになる。異なる防護レベルの各々が独立して効力を発揮することが全てのプラントにおける深層防護の基本的な要素であり、これは一つの防護レベルの故障が他のレベルの故障をもたらすことがないような措置を講じることによって達成される。

INSAG-10 での防護レベルの考え方を表 2-1 に示す。また、SSR-2/1 では次の考え方としている。

- i. 第 1 の防護レベルの目的は、通常運転からの逸脱と安全上重要な設備の故障を防止することである。これは、品質マネジメントと適切かつ実証されたエンジニアリング手法に従って、プラントが健全にかつ保守的に立地され、設計、建設、保守、また運転されるという要件に結びつく。これらの目的を満たすため、適切な設計コードと手法の選択と、機器の製造とプラントの建設における品質管理に、さらにその試運転に対するのと同様に、細心の注意を払う。内的危険事象の可能性を低減する設計は、この防護レベルでの事故の防止に寄与する。設計、製造、建設と供用中検査、保守及び試験に係わるプロセスと手順、このような活動に近づく容易さ、プラントの運転の仕方、及び運転経験の利用の仕方にも注意が払われる。このプロセスは、プラントの運転と保守についての要件と、運転と保守の品質マネジメントについての要件を決定する詳細な分析により裏付けられる。

- ii. 第 2 の防護レベルの目的は、プラントで運転時の異常な過渡変化が事故の状態に発展するのを防止するために、通常運転状態からの逸脱を検知し制御することである。これは、想定起因事象が、それらを防止するための処置を実施したにもかかわらず、原子力発電プラントの運転寿命中に発生する可能性があるという事実を認識したものである。この第 2 の防護レベルでは、設計で特定の系統と設備を備えること、それらの有効性を安全解析により確認すること、さらにそのような起因事象の影響を防止するかさもなければ最小に留め、又はそのプラントを安全な状態に戻す運転手順の確立が必要となる。
- iii. 第 3 の防護レベルでは、非常に可能性が低いことではあるが、ある予期される運転時の異常な過渡変化又は想定起因事象が発展して先行する防護レベル（第 2 の防護レベル）で制御できないこと、並びに事故に進展するかもしれないことを想定する。プラントの設計では、そのような事故が生じるものと想定する。これは、炉心の損傷や重大な敷地外への放出を防止し、プラントを安全な状態に復帰させることができる、固有の及び（又は）工学的安全機能、安全系、さらに手順を準備する要件につながる。
- iv. 第 4 の防護レベルの目的は、深層防護の第 3 の防護レベルの失敗から生じる事故の影響を緩和することにある。このレベルの最も重要な目的は、閉じ込め機能を確実にすることであり、それにより放射性物質の放出が合理的に達成可能な限り低く維持されることを確実にする。
- v. 第 5 の防護レベルの目的は、事故状態に起因して発生しうる放射性物質の放出による放射線影響を緩和することにある。これには、適切な装備を備えた緊急管理センターの設置と、発電所敷地内と敷地外の緊急時対応についての緊急時計画と緊急時手順が必要である。

原子力発電プラントにおいて深層防護に関する措置として、所定の場所に放射性物質を閉じ込める物理的障壁の有効性に寄与する能動的、受動的及び固有の安全機能の組み合わせと同様に、一連の物理的障壁を設計に取り入れることがある。必要となる障壁の数は、放射性核種の量と同位体成分で表した初期のソースターム、個々の障壁の有効性、起こりうる内的及び外的の危険事象、さらに障壁が損傷した場合の影響の大きさに依存する。

ここで拡張設計状態とは、設計基準事故としては考慮されない事故の状態であるが、発電所の設計プロセスの中で最良推定手法に従って検討され、また、放射性物質の放出を許容限度内に留める事故。拡張設計状態にはシビアアクシデント状態を含むことがある。SSR-2/1 で定義する設計で考慮される「プラントの状態 (Plant states)」は、表 2-2 に示すものである。この中で「事故状態 (accident conditions)」は運転時の異常な過渡変化よりも頻度が低く、より過酷な通常運転からの逸脱で、「設計基準事故 (design basis accidents)」と「設計拡張状態 Design extension conditions)」を含むものと定義されている。また、SSR-2/1 では設計拡張状態に対して次のような設計要求を課している。

(SSR2/1 要求事項 20：設計拡張状態)

設計拡張状態のセットは、許容できない放射線影響がなく、設計基準事故よりより過酷か、更なる故障を付随した事故に耐えるプラントの能力を強化することにより原子力発電プラントの安全を更に向上する目的で工学的判断や決定論的評価や確率論的評価に基づき導き出されねばならない。これらの設計拡張状態は、設計で対処すべき更なる事故シナリオを同定し、また、そのような事故の防止し、又は事故が発生した場合にその影響を緩和するために実行可能な措置を計画するために用いられなければならない。

i) プラントの設計拡張状態の解析を実施しなければならない。設計拡張状態を検討する技術的な主要な目的は、合理的に実行可能な範囲で、プラントの設計が確実に設計基準事故状態と考えられない事故状態を防止し、又は、緩和するようなものであるものとすることである。これは、格納容器の健全性を維持するために、設計拡張状態に対する追加の安全機能、又は、安全系の能力の拡充を要求するかもしれない。これらの追加の安全機能、又は、安全系の能力の拡充は、格納容器にかなりの量の放射性物質（炉心の過酷な劣化から生じる放射性物質を含む）が存在する事故状態を扱う能力を確実なものとするようなものでなければならない。プラントは制御された状態に復帰でき、結果として重大な放射性物質の放出が現実的に排除される（practically eliminated）閉じ込め機能が維持されるように設計されなければならない。格納容器の性能を保証する措置の有効性は、最適評価手法に基づいて解析することができる。

ii) 設計拡張状態は、そうした状態が発生するのを防ぐか、或いは、発生するならそれらを制御し、その影響を緩和するのに必要な安全機能や他の安全上重要なアイテムの設計についての設計基準を定義するのに用いられなければならない。

iii) 実施する解析では、設計する施設を明確にすること、或いは、設計拡張状態において考慮する事象を防止でき、かつ／又は、緩和できる 対策を明確にすることを含んでいなければならない。これらの対策は以下のことをしなければならない：

- ・実行可能な範囲において、より頻繁に発生する事故に使用される対策と独立していること；
- ・必要に応じてシビアアクシデントにおける設計拡張状態を含んで、設計拡張状態に伴う環境条件の中で、実行することができること；
- ・それらを満たすことを要求する機能と釣合った信頼性を持つこと。

iv) 特に、格納容器とその安全施設は、とりわけ炉心溶融を含んでいる極端なシナリオに耐えることができなければならない。確率論的安全評価からの工学的判断及び入力を

使用して、これらのシナリオを選択しなければならない。

v) 設計においては、重大な放射性物質の放出に結びつくかもしれない設計拡張状態を現実的に排除するように、現実的に排除できない設計拡張状態に対しては、区域と時間の範囲を限定する防護対策だけが、公衆の防護のために必要であるように、また、これらの対策を行うに十分な時間を確保できるようにしなければならない。

(事象と故障の組合せ)

工学的判断、決定論的安全評価及び確率論的安全評価の結果により、事象の組合せが運転時に予想される事象や事故の状態に結びつく場合には、そのような事象の組合せを設計基準事故であるとして考慮し、また、主にそれらの発生の可能性に依存して、設計拡張状態の一部として含めなければならない。例えば、地震後の洪水のように、ある種の事象は他の事象の結果として起きるかもしれない。こうした結果として起きる影響は、元の想定起因事象の一部と考えなければならない。

表 2-1 IAEA の深層防護の防護レベル (INSAG-10)

	防護 レベル	目的	目的達成に 不可欠な手段
当初設計 プラントの	レベル 1	異常運転や故障の防止	保守的設計及び建設・運転 における高い品質
	レベル 2	異常運転の制御及び故障の検知	制御, 制限及び防護系, 並びに その他のサーベランス特性
	レベル 3	設計基準内への事故の制御	工学的安全施設及び事故時手順
設計基準外	レベル 4	事故の進展防止及びシビアアク シデントの影響緩和を含む, 過 酷なプラント状態の制御	補完的手段及び格納容器の防護 を含めたアクシデントマネジメ ント
緊急時 計画	レベル 5	放射性物質の大規模な放出によ る放射線影響の緩和	サイト外の緊急時対応

表 2-2 設計で考慮されるプラントの状態 (SSR-2/1)

運転状態 (Operational states)		事故状態 (Accident conditions)	
通常運転 (Normal operation)	運転時の異常な 過渡変化 (Anticipated operational occurrence)	設計基準事故 (Design basis accidents)	設計拡張状態 (Design extension conditions)

設計基準事故 (design basis accidents)

施設が所定の設計基準及び保守的な手法に従って設計され, 放射性物質の放出が許容値以内に維持されるような事故状態をもたらす事故。

拡張設計状態 (Design extension conditions)

設計基準を超える事故 (beyond design basis accidents) に取って代わった表現で, 設計基準事故としては考慮されず, 施設の設計プロセスの中で最良推定手法に従って検討され, かつ, 放射性物質の放出が許容限度内に維持される事故状態。設計拡張状態にはシビアアクシデント状態を含むことがある。

3. WENRA(欧州原子力規制協会)の深層防護の考え方

(1) 欧州での深層防護の構成概念と設計要求範囲の変遷

これまでの深層防護の構成概念の変遷について欧州 WENRA がまとめており、その概要を参考 1 に示す。当初は通常運転状態から単一の起因事象による設計基準事故 (Design Basis Accidents) までの防護を考慮した 3 レベルの構成であり、所謂「止める」「冷やす」「閉じ込める」の基本的な安全機能を求めたものである。その後、TMI 事故やチェルノブイリ事故の経験から、炉心燃料の重大な損傷以降の防護 (第 4 のレベル) についても考慮されるようになり、合わせてサイト外における緊急時対応 (第 5 のレベル) が加わってくる。さらに WENRA では新設炉を主な対象とする深層防護のあり方を提示しており、その概要を表 3-1 及び参考 2 に示す (文献 6, 7)。ここでは、第 3 のレベルを「急速な炉心溶融状態への進展の防止」と「放射性物質の放出制限」としており、第 4 のレベルを「炉心溶融状態下での状態制御」と「サイト外影響制限」と定義している。また、「第 3 のレベルで対処すべき状態として従来の第 3 のレベル相当 (3.a) に加えて多重故障状態 (3.b) を含めることとし、一方、炉心溶融を伴う事故は炉心溶融以前とは本質的に異なる現象を伴うため、第 4 のレベルで取り扱う」ことを提唱している。

設計要求範囲としては、一般に当初の深層防護である 3 レベル構成における設計基準事故・事象に基づく設計範囲 (Design Basis Conditions) までを指すことが多いと考えられる。対して、歴史的にこれに追加されてきた第 4 のレベルなどを称して設計拡張状態 (Design Extension Conditions) 或いは設計基準超過状態 (Beyond Design Basis Conditions) と称してきたと考えられる。一方、参考 2 の WENRA での深層防護にあるように、当初から第 4、第 5 のレベルまでを見越して設計要求範囲を設定する場合には、これらを区分すること自体に意味を有しなくなり、防護レベルの定義においては Design Basis Conditions や Design Extension Conditions などの用語自体が使用されていない。

欧州での深層防護の規制体系への適用例として、フィンランドの規制当局 STUK において検討中の新設炉を対象とした規制体系を参考 3 に示す。深層防護のレベル設定は WENRA に同等となっているが、プラント状態を詳細化している部分もある。深層防護のレベルに応じて、設備区分や品質管理区分、設計上要求される設備の冗長度などが一貫して規定されている。

(2) 欧州における設計評価

設計要求がある場合には、要求の条件が満たされているかを確認するための設計評価が行われる。参考 2 の WENRA での考え方を例として、欧州での第 3 のレベルにおける設計評価について整理する。WENRA では第 3 のレベルを 3.a と 3.b に区分しており、3.a は単一の起因事象による旧来からの設計基準事故に相当するもの、3.b は多重故障まで含めたプラント状態と定義している。両者を合わせた第 3 のレベル全体では「急速な炉心溶融状態への進展の防止」と「サイト外影響制限」を目的としているが、放射性物

質の放出に関して所謂ゼロリリースの要求はない。参考2の注書き部分などから、3.bについては確率論からの知見の利用や正当性があれば緩和された（より現実的な）基準や最適評価手法（Best Estimate Methodology）の適用が認められているが、被ばく評価に関しては、3.aと同様に決定論的で保守性を有する手法（Deterministic and Conservative Approach）に制限されている。総じて、旧来からの設計基準事故に相当する3.aに対しては、決定論的で保守性を有する手法を基調とし、多重故障まで含めた3.bでは、確率論の利用やより現実的な基準、最適評価手法の適用が許容される内容となっている。

STUKの規制体系においても、参考3のとおり第3のレベルはWENRAと同等定義の3aと3bに区分されており、3bと第4のレベルの境界が炉心損傷（溶融）となっている。このため、3aに関しては旧来からの設計基準事故に相当する制限などが適用されるであろうが、3bに関しては確率論的安全評価（PSA）に基づく炉心損傷頻度が制限となっている。

表 3-1 WENRA による深層防護レベル（文献 6）

	深層防護レベル	レベルの目的	必須の手段	関係する発電所状態の区分	被ばく上の結果
発電所の当初設計	レベル 1	異常な運転と故障の予防	保守的な設計と建設・運転における高い品質	通常運転	規制による放出に関する運転制限
	レベル 2	異常な運転と故障の制御	制御、制限及び防護機能及び他の監視機能	運転時の異常な過渡変化	規制による放出に関する運転制限
	レベル 3	放射能の放出を制限し、炉心損傷状態への拡大を予防するための事故の制御	安全系事故手順	深層防護レベル 3.a 想定単一起因事象	敷地外への被ばく上の影響はないかわずかに留まる
		放射能の放出を制限し、炉心溶融状態への拡大を予防するための事故の制御	工学的安全施設事故手順	深層防護レベル 3.b 深層防護レベル 3.aに伴う安全系の故障又は無効を含む特定の多重故障	
	レベル 4	放射性物質の早期又は大量の放出を招く可能性がある状況の実質的排除 所外放出を抑えるための炉心溶融を伴う事故の制御	炉心溶融を緩和するための工学的安全施設 炉心溶融を伴う事故の管理（シビアアクシデント）	想定炉心溶融事故（短期及び長期）	地域と時間に関する制限された被ばく回避手段
緊急時	レベル 5	放射性物質の重大な放出の放射線影響の緩和	所外緊急時対応介入レベル		敷地外への被ばく回避手段が必要

参考1 WENRA RHWG による深層防護の進展（従来の経緯）

Safety of new NPP designs, WENRA RHWG Report, March 2013（文献7）による

The definitions of the different levels of DiD were set as to mirror escalation from normal operation to accident so that if one level fails, a higher level comes into force. This does not mean that the situations considered in one level are systematically resulting from a failure of systems/features associated to the previous level of defence. The different levels of DiD were set as to cover the different situations that need to be considered in the design and operation of the plant. The approach was intended to provide robust means to ensure the fulfilment of each of the fundamental safety functions⁵ of:

- (1) Control of reactivity;
- (2) Removal of heat from the reactor and from the fuel store;
- (3) Confinement of radioactive material, shielding against radiation, as well as limitation of accidental radioactive releases.

In the early stage, the concept of Defence-in-Depth included three levels:

Levels of defence in depth	Objective	Essential means	Associated plant condition categories (for explanation - not part of original table)
Level 1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction and operation	Normal operation
Level 2	Control of abnormal operation and detection of failures	Control, limiting and protection systems and other surveillance features	Anticipated operational occurrences
Level 3	Control of accident within the design basis	Engineered safety features and accident procedures	Design basis accidents (postulated single initiating events)

Then, the concept of Defence-in-Depth for the current operating reactors was further developed to take into account severe plant conditions that were not explicitly addressed in the original design (hence called “beyond design conditions”), in particular lessons learned from the development of probabilistic safety assessment and from the Three Mile Island accident (USA 1979) which led to a severe core melt accident and from the Chernobyl accident (Ukrainian Republic of USSR 1986). These developments led to two additional levels in DiD (see INSAG 10 – 1996):

Levels of defence in depth	Objective	Essential means	Associated plant condition categories (for explanation - not part of original table)
Level 1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction and operation	Normal operation
Level 2	Control of abnormal operation and detection of failures	Control, limiting and protection systems and other surveillance features	Anticipated operational occurrences
Level 3	Control of accident within the design basis	Engineered safety features and accident procedures	Design basis accidents (postulated single initiating events)
Level 4	Control of severe plant conditions, including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of severe accidents	Complementary measures and accident management	Multiple failures Severe accidents
Level 5	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive material	Off-site emergency response	

(注) RHWG ; Reactor Harmonization Working Group

DiD ; Defence-in-Depth

参考2 WENRA RHWG による深層防護の進展（対新設炉）

Safety of new NPP designs, WENRA RHWG Report, March 2013（文献7）による

Refined structure of the levels of DiD

The refined structure of the levels of DiD proposed by RHWG is as follows:

Levels of defence in depth	Objective	Essential means	Radiological consequences	Associated plant condition categories
Level 1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction and operation, control of main plant parameters inside defined limits	No off-site radiological impact (bounded by regulatory operating limits for discharge)	Normal operation
Level 2	Control of abnormal operation and failures	Control and limiting systems and other surveillance features		Anticipated operational occurrences
Level 3 ⁽¹⁾	3.a Control of accident to limit radiological releases and prevent escalation to core melt conditions ⁽²⁾	Reactor protection system, safety systems, accident procedures	No off-site radiological impact or only minor radiological impact ⁽⁴⁾	Postulated single initiating events
	3.b	Additional safety features ⁽³⁾ , accident procedures		Postulated multiple failure events
Level 4	Control of accidents with core melt to limit off-site releases	Complementary safety features ⁽³⁾ to mitigate core melt, Management of accidents with core melt (severe accidents)	Off-site radiological impact may imply limited protective measures in area and time	Postulated core melt accidents (short and long term)
Level 5	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive material	Off-site emergency response Intervention levels	Off site radiological impact necessitating protective measures ⁽⁵⁾	-

⁽¹⁾ Even though no new safety level of defence is suggested, a clear distinction between means and conditions for sub-levels 3.a and 3.b is lined out. The postulated multiple failure events are considered as a part of the Design Extension Conditions in IAEA SSR-2/1.

⁽²⁾ Associated plant conditions being now considered at DiD level 3 are broader than those for existing reactors as they now include some of the accidents that were previously considered as “beyond design” (level 3.b). For level 3.b, analysis methods and boundary conditions, design and safety assessment rules may be developed according to a graded approach, also based on probabilistic insights. Best estimate methodology and less stringent rules than for level 3.a may be applied if appropriately justified. However the maximum tolerable radiological consequences for multiple failure events (level 3.b) and for postulated single failure events (level 3.a) are bounded by Objective O2.

⁽³⁾ The task and scope of the additional safety features of level 3.b are to control postulated common cause failure events as outlined in Section 3.3 on “Multiple failure events”. An example for an additional safety feature is the additional emergency AC power supply equipment needed for the postulated common cause failure of the primary (non-diverse) emergency AC power sources.

The task and scope of the complementary safety features of level 4 are outlined in Section 3.4 on “Provisions to mitigate core melt and radiological consequences”. An example for a complementary safety feature is the equipment needed to prevent the damage of the containment due to combustion of hydrogen released during the core melt accident.

⁽⁴⁾ It should be noted that the tolerated consequences of Level 3.b differ from the requirements concerning Design Extension Conditions in IAEA SSR-2/1 that gives a common requirement for DEC: “for design extension conditions that cannot be practically eliminated, only protective measures that are of limited scope in terms of area and time shall be necessary”.

⁽⁵⁾ Level 5 of DiD is used for emergency preparedness planning purposes.

O2. Accidents without core melt

- ensuring that accidents without core melt induce³³ no off-site radiological impact or only minor radiological impact (in particular, no necessity of iodine prophylaxis, sheltering nor evacuation³⁴).
- reducing, as far as reasonably achievable,
 - the core damage frequency taking into account all types of credible hazards and failures and credible combinations of events;
 - the releases of radioactive material from all sources.
- providing due consideration to siting and design to reduce the impact of external hazards and malevolent acts.

³³ In a deterministic and conservative approach with respect to the evaluation of radiological consequences.

³⁴ However, restriction of food consumption could be needed in some scenarios.

参考3 深層防護に基づく新設炉を対象とする規制体系の例
フィンランドの規制当局 STUK における規制基準 YVL（参照）から整理

Defense in Depth level	Definition	Plant condition category	Frequency	Safety Class (注) (設備・品管区分)	Redundancy	Design objectives
Level 1	Prevention of deviations from the normal operation	Normal operation	—	Non-Nuclear (BOP 側運転設備)	N+0	例: LOCA 時の燃料被覆管損傷防止
				Class 3 (原子炉側運転設備)	N+1	
Level 2	Provisions for anticipated operational occurrences	Anticipated Operational Occurrences (AOO)	$10^{-2}/y < p$	Class 3	N+1	
Level 3a	Provisions for accidents, Control postulated accidents	Postulated accident initiated by single event; Class 1	$10^{-3}/y < p < 10^{-2}/y$	Class 2 又は Class 3	N+2 (Class 2)	
		Postulated accident initiated by single event; Class 2	$p < 10^{-3}/y$		N+1 (Class 3)	
Level 3b	Provisions for accidents, Control design extension conditions	Type A: AOO or Class 1 postulated accident combined with a CCF of a safety system	$10^{-7}/y < p < 10^{-4}/y$	Class 3	N+1	CDF < $1E-5/a^{(*)}$
		Type B: Multiple failure event			N+0	
		Type C: Rare event (Extreme weather condition or Air Plane Crash)			N+0	
Level 4	Mitigation of the consequence of a severe accident	Severe accident	$p < 10^{-5}/y$	Class 3	N+1	^{137}Cs 100TBq 放出 < $5E-7/a^{(*)}$
Level 5	Mitigation of the consequences of any major release of radioactive materials	—	—	—	—	—

(*) 運転期間・停止期間を合わせた暦年当り

(参照) YVL B.1 draft2, Safety Design of Nuclear Power Plants, 22 December 2011
YVL B.2 draft4, Safety Classification of Systems, Structures and Components in Nuclear Facilities, 21 September 2011
YVL 2.8 Probabilistic Safety Analysis in Safety Management of Nuclear Power Plants, 28 May 2003 など

(注) Safety Class は、国内での安全重要度・安全クラスとは異なり、原子力仕様での設備区分・品質管理区分を表す。
Class 1 は燃料・RPV・圧力バウンダリなどの静的機器（本表外）。Class 2 は RPS, ECCS などを対象とする安全系仕様と安全系品質管理レベル。Class 3 は原子力一般レベルで、Defense in Depth level によりサブクラスに区分されることもある。Non-Nuclear は一般産業品レベルで品質管理においては ISO9001 相当。

4. 米国 NRC による深層防護の考え方

(1) 概括

米国原子力規制委員会（NRC）の深層防護の考え方は、当初は決定論的な考え方に基づく規制に対応したものであった。

その後、確率論的安全評価（PRA）の有効性に鑑み、リスク情報を活用した規制を加味し、深層防護の考え方もそれを反映したものになった。

福島事故の教訓として、設計基準を超える外的事象に対する深層防護の考え方について既存の規制を列挙し、IAEA の深層防護レベルに対応させて示した。

米国 NRC は、非軽水炉を含めた将来の規制枠組みの検討の中で、深層防護のアプローチを決定論的要素と確率論的要素を組み合わせたものとして捉えた。

(2) 決定論に基づく規制

「原子炉の安全性に関する展望」（NUREG/CR-6042,Rev.2）（文献 8）では、1950 年代初期に現れ始め、深層防護として知られるようになった総体的な安全ストラテジの重要な要素について、図 4-1 のように示している。各要素の概要は次のとおりである。

事故防止

ここでは、品質管理及び品質保証に重点が置かれる。プラントシステム及び構造物の設計、調達、据付及び検査は保守的に行われる。また、重大な事故の起因事象の可能性を低減するために運転員の訓練が行われる。

安全システム

事故防止の対策がないものとして、重大な事故に至る機器故障及び運転員の過誤を想定し、燃料からの放射性核種の放出を防止するために多重安全システムを設置する。

格納容器

安全システムがあるにもかかわらず、原子炉冷却系からの放射性核種の放出を想定し、放射性核種のプラントからの拡散を防止するために格納容器を設置する。

アクシデントマネジメント

事故期間中の放射性核種の管理されない放出の頻度をより低減するために、プラントにはアクシデントマネジメントプログラムの作成が要求される。

立地及び緊急時計画

これらの措置にもかかわらず、事故時の放出を想定し、格納容器からの漏えいが発生しても周辺住民を危険にさらすことなく受忍され得るように、非居住区域及び低人口地帯を設ける。最終的に、公衆の線量を一層低減するための退避及び避難に備えて、緊急時計画を作成する。

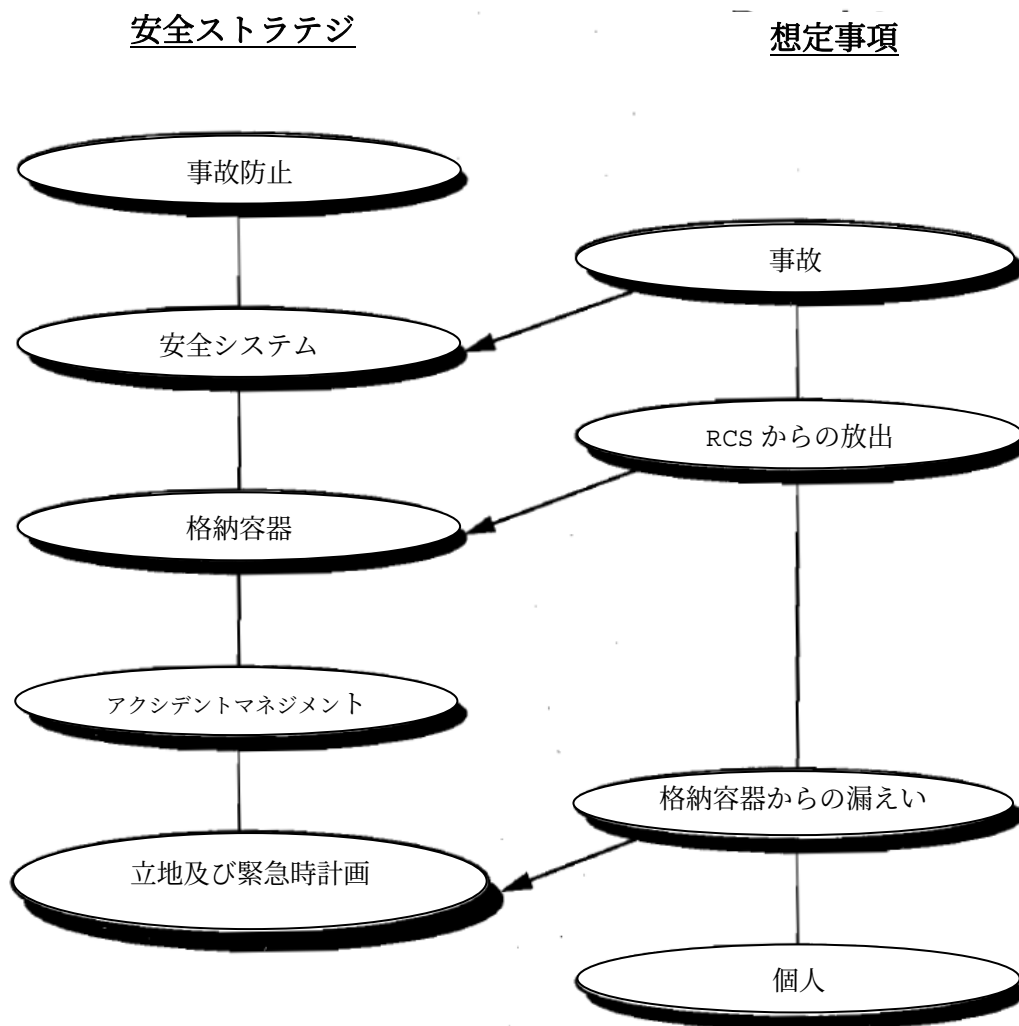


図 4-1 深層防護と安全ストラテジー (NUREG/CR-6042)

(3) リスク情報を活用した規制

NRC は PRA の使用に関する政策声明書を 1995 年 8 月 16 日付け官報 (60FR42662) で公表し、PRA 技術を規制の中でより使用していく姿勢を示した。(文献 9)

従来の 10CFR50 からリスク情報を活用した規制に改定するための方針を 1998 年 12 月 23 日付の SECY-98-300 で示した。(文献 10)

NRC は、事業者がリスク情報を活用した認可変更申請を検討する際の深層防護の維持方法について解説した規制指針 1.174 の改訂 3 案 (DG-1285) を 2012 年 5 月 17 日付官報 (77FR29391) で、公表した。(文献 11)

DG-1285 の深層防護に関連する部分を表 4-1 に示す。

表 4-1 規制上の見解 2.1.1 「深層防護」 要約 (2012 年 5 月付 DG-1285)

2.1.1 深層防護

工学的評価では、提案した認可変更申請の影響が深層防護思想と一致しているかどうかを評価すべきである。この目的は、深層防護思想が確実に維持され、当該変更が深層防護の達成を妨げないようにすることである。深層防護とは、NRC の安全思想の要素であり、原子力施設で故障、事故又は自然現象が発生した場合でも事故を防止又は損傷を緩和するための連続的な補償措置が講じられることである。深層防護思想とは、安全が単一の設計、建設、保守又は運転に完全に依存することがないことを保障するものである。設計、建設、保守及び運転に深層防護を導入することで、施設又は系統は、その故障や外的要因に対してより強固になる。

上位概念として、原子力施設での事象による影響に対しては 3 つの防護層がある：(1)事故の発生を防止する防護、(2)万一事故が起こった場合の緩和、(3)万一放射性物質が放出された場合に公衆の健康影響を最小化するための緊急時計画。これら 3 層における重要な要素は、各層で合理的なバランスを維持することである。上記以外の深層防護の主な特徴として、核分裂生成物の放出を妨げるための多重バリアを維持することが挙げられる。多重バリアは深層防護の 3 層を実施する一つのアプローチであると同時に、多重バリアの利用は深層防護思想における重要な基礎となる。

以下では、上位概念である深層防護の 3 層について議論し、その後、核分裂生成物バリアについて議論する。事業者は、当該プラントに対する認可変更申請を評価する際、以下の 3 層と多重バリアを考慮することが望ましい。

2.1.1.1 深層防護の 3 層におけるバランスの維持

3 層（事故防止、事故緩和及び緊急時計画）で合理的なバランスを取ることで、プラントの各機能をプラントに対する擾乱の制限とその影響の緩和に適切に割り振ることができる。「バランス」とは、機能を同等に割り振ることを意味するものではない。合理的なバランスが維持されるのは、プラント変更案以前の設計に存在していた各層の有効性が著しく低下しない場合である。NRC は、3 層の内 1 つの層に悪影響を及ぼしかねない設計特徴があり得ることを認識している。この場合、認可変更申請による影響とそれが深層防護に与える影響を評価する上で、残りの 2 つの層が本質的に重要となる。

2.1.1.2 核分裂生成物多重バリアの維持

プラントの認可条件には、核分裂生成物バリアと、これをサポート又は維持するための工学的な構築物、系統及び機器（SSC）が含まれている。既設炉の場合、多重バリアとは一般的に、燃料被覆管、一次冷却材圧力バウンダリ及び格納容器系構築物と考えられている。原子炉事故時の悪条件（高温、高圧）により、これらバリアの健全性に影響が及ぶ可能性がある。そのため、多重バリアの概念は、核分裂生成物を保持し、放出を抑制するために異なる手法を講ずることである。事業者が提案するプラント変更によっていずれかのバリアの有効性が低下した場合、多重バリアの維持に悪影響が及ぶ可能性がある。したがって、事業者は、プラント変更案が核分裂生成物のバリアとそれをサポートする系統に与える影響を評価し、このバリアとプラント変更案の関係に及ぼす原因と影響を考慮すべきである。

2.1.1.3 変更案が深層防護に及ぼす影響を評価する際に考慮すべき要素

事業者は、当該プラント変更案が深層防護における 3 つの層（2.1.1.1 参照）及び多重バリア（2.1.1.2）に与える影響を評価する際、以下の要素を考慮すべきである。

- ・ 補償措置に関するプログラム化された活動
- ・ 系統の冗長性、独立性及び多様性
- ・ 共通原因故障（CCF）の可能性
- ・ プラント運転員への依存性
- ・ プラント設計基準の意図

これら要素は包括的なリストではなく、事業者がどのようにして当該変更案による深層防護の 3 層の内 1 つ又は多重バリアの 1 つに対して及ぼす影響を評価するのかを支援するものである。なお、各要素に示された事例（省略）を示しているが、これらは特定の要素を描出することを意図しており、リスク情報を活用した認可変更申請を評価する際の実際のプロセスを示すものではない。

(4) 福島第一原子力発電所事故の教訓

福島事故のような設計基準を超える外的事象についての教訓を踏まえ、NRC は新たな規制枠組みに対する検討を行った（文献 12）。それは次のようにまとめられる。

「新たな規制の枠組みは、最新の PRA 技術により裏付けられ、必要に応じ修正された深層防護思想に基づくべきである。設計基準に係る要件に対応する深層防護の適用を強化すべきである。これらの規制の要素はすでに多数存在している。」

既存の規制要素を IAEA の深層防護のレベルにあわせて整理したものを表 4-2 に示す。

表 4-2 既存の規制における深層防護の考え方

IAEA(SS-R-2/1)の 深層防護レベル	アプローチ		対応する規則・措置	備考
レベル 1 正常運転	設計基準事象 (適切な防護 と同等とみなす)	3 レベルの 規制要件 ・ 正常運転 ・ 異常な過 渡事象 ・ 想定事故	・ 10CFR50「生産・利用施設の国内認可」 ・ 附属書 A「原子力発電所の一般設計指針」 ・ 附属書 B「原子力発電所及び燃料再処理施設のための品質保証基準」	
レベル 2 予想される 運転時の事象				
レベル 3 設計基準事故				
レベル 4 設計拡張状態	設計基準を超える事象 (安全強化と みなし、費用 が妥当である 場合に限り適 用)	規制要件	設計基準を超える事象を対象とするもの、設計基準事象及び設計基準事象を超える事象を対象とするものがある。下記参照。	新設炉は下記を要件化 ・ PRA ・ シビアアクシデントの検討
		自主的措置	・ シビアアクシデントの検討 - IPE - IPEEE - 停止時リスク - Mark I 格納容器ベント ・ シビアアクシデントマネジメント指針 (SAMG)	
レベル 5 放射性物質放出	緊急時対応		・ 10CFR50.47「緊急時計画」 ・ 附則 E「生産・利用施設の緊急時計画」	

設計基準を超える事象を対象とするもの

- ・ ATWS 規則(10CFR50.62)
- ・ SBO 規則(10CFR50.63)
- ・ AIA（航空機衝突影響評価）規則(10CFR50.150)
- ・ 大規模火災及び爆発(10CFR50.54(hh)) (EDMG の整備等を要件化)

設計基準事象及び設計基準事象を超える事象を対象とするもの

- ・ 保守規則(10CFR50.65)
- ・ 特別な取扱の代替(10CFR50.69)

- ・可燃性ガス制御（10CFR50.44）
 ((4)Monitoring にて、格納容器内の酸素と水素の監視は設計基準事故を大きく超える事故における連続監視を要求)
- ・火災防護(10CFR50.48, 10CFR50Appendix R))

NTTF(文献 12)では、今後の規制の枠組みは、最新の PRA 技術によって裏付けられた深層防護を基本とすべきとしている。PRA は、設計基準事象という事象カテゴリーにとられず、発生頻度及び影響だけに基づいて事象を取り扱い、従来の規制アプローチを補完するうえで有用である。リスク情報を活用した規制（PRA を用いた規制）は、保守規則（10CFR 50.65）、特別な取扱要件（10CFR 50.69）、プラントの脆弱性調査（IPE, IPEEE）、原子炉監視プロセス及び自主的認可変更申請（リスク情報を活用した供用期間中検査等）等に用いられている。

(5) 将来の規制枠組み

(5-1) リスク管理タスクフォース(RMTF)のリスク管理規制枠組み NUREG-2150

今後 10 年～15 年に亘って原子力規制委員会（NRC）がどのように規制を行っていくべきかを検討するためのタスクフォース（リスク管理タスクフォース（RMTF））が設立された。このタスクフォースの使命は、「核物質の利用において確実に安全を保証し続けるため、原子炉、材料、廃棄物、燃料サイクル及び輸送に対して、より広範囲かつ総合的な、リスク情報を活用したパフォーマンス・ベースの規制アプローチを採用するための戦略目標及びオプションを開発する」ことであった。

① リスク管理規制枠組みの概要

RMTF は現行の規制アプローチの検討に基づいて知見を整理し、勧告を取りまとめ、リスク管理規制枠組みを NUREG-2150（文献 13）により提案している。

勧告 1：リスク情報に基づく、パフォーマンス・ベースのアプローチを適用するという目標は、可能な範囲で継続し、規制枠組みの改訂に組み込む。

勧告 2：原子力規制委員会（NRC）の一般的な規制アプローチは、様々な副産物、放射線源及び特殊核物質により従業員及び公衆がさらされる「リスクを管理する」という用語で定義すべきである。

勧告 3：従業員及び公衆の防護のための要件の定義において、原子力規制委員会（NRC）はバリア及び管理に対する脅威となり、これらを劣化させる人的過誤を含めたハザード及び事象について、関連する不確かさを認識すべきである。放射性物質によるばく露の防止、閉じ込め及び緩和のために適切な要件を定義すべきバリア及び管理の特定には、従来の手法及びリスク評価手法を考慮したバランスの取れたアプローチを使用すべきである。

RMTF は、勧告 3 及びリスク管理目標の属性を考慮し、リスク情報を活用したパフ

パフォーマンス・ベースの深層防護の目標を下記のとおり設定した。

- ・現存するハザード、関連するシナリオ及びこれらに付随する不確かさに従って放射性物質のばく露を防止し、閉じ込め、緩和するために適切なバリア、管理及び人員を確保する。
- ・確立されたバリア及び管理の一部又は全部の、人的過誤を含めた故障によるリスクが、容認可能な低さに維持されることを保証する。

また、RMTF は図 4-2 に示すリスク管理の規制枠組み案を提案しており、これによって以下に挙げるような利点が得られると述べている。

- ・リスク評価のような最新の研究によって更新された知見を規制及びガイダンスに反映することで、原子力規制委員会（NRC）の現実主義及び技術根拠を改善できる。
- ・秩序だったアプローチを実施することで、原子力規制委員会（NRC）全体で首尾一貫した規制上の意思決定プロセスを促進し、リソース配分を改善できる。
- ・一貫した言語及びコミュニケーションを用いることで、原子力規制委員会（NRC）及び外部の関係を改善できる。
- ・秩序のある、首尾一貫した、有効な方法によって、問題解決を支援できる。

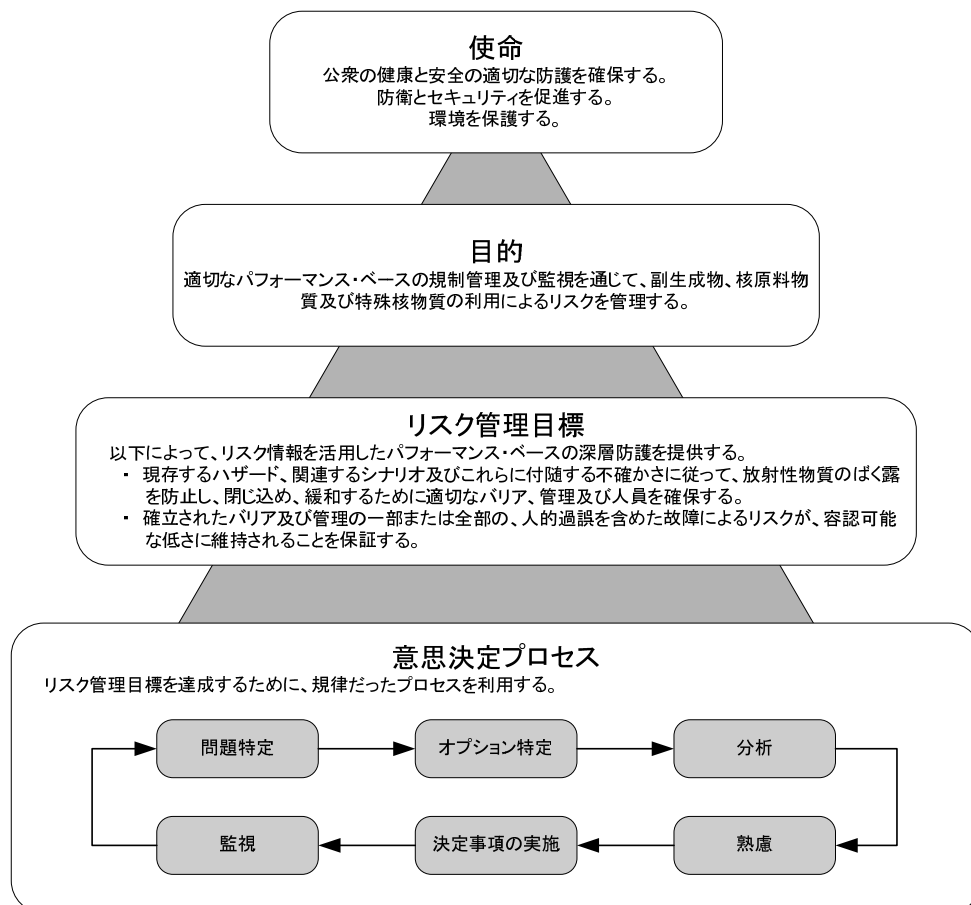


図 4-2 リスク管理規制枠組み案 (NUREG-2150)

② 発電炉への適用

a. 設計要求範囲と設計評価

NUREG-2150 では、米国での規制体系と IAEA での深層防護との関係を整理しており、その概要を参考 4 に示す。米国における設計要求範囲は、旧来からの設計基準事故・事象に基づく範囲である“License”（許認可）の範囲を指す場合が多いと考えられるが、規制プログラム全体としてはこれに留まらず、マネジメントの策定などを通して深層防護の全ての防護レベルに及んでいる。なお、新設炉においては、旧来からの設計基準事故を超える範囲では確率論的リスク評価（PRA）を行い FSAR に含めることが既に規則化されており、これに合わせて設計要求範囲や“License”（許認可）の範囲も拡張して認識されてくることも考えられる。

NUREG-2150 では安全評価についても考察されており、それによる分類を参考 5 に示す。ここでは、「従来手法」（Traditional Approach）と「リスク評価」（Risk Assessment）として分類しており、従来手法が決定論的で保守性を有する手法に対応し、リスク評価は PRA と最適評価手法に対応している。設計評価としては、主に従来手法が対応していると考えられる。

従来手法が有する特徴としての保守性（Margins）についても考察しており、OECD/NEA での整理を参照している。プラント挙動解析に関しては、「許認可マージン」（Licensing Margin）と「評価マージン」（Analytical Margin）とがあり、許認可マージンは余裕を含めた「許容基準」（Acceptance Criteria）の設定として、評価マージンはプラント挙動の包絡性として分析されている。

対して「リスク評価」の特徴としては、リスク上重要な事象の摘出やマネジメントにおける意思決定の知識ベースとしての活用が指摘されている。これらの特徴を含め、決定論的な従来手法に関しては設計や設計評価への適用にその適性があり、リスク評価に関しては保守性より現実性（Realism）により運転判断に資することが重要としている。

b. NUREG-2150 における深層防護の適用

NUREG-2150 では旧来からの設計基準事故・事象とこれを超える事象の再定義を提案しており、特に自然現象や人為事象を含む外的事象に着目している。これにより、旧来からの事象分類を見直し・再構築し、参考 5（Figure F-5）のように“Adequate Protection Category”と“Design Enhancement Category”に区分することを提案している。具体的な見直し・再構築のあり方については、3つのオプションを提示しており、今後の検討課題となっている。

このような事象分類の再定義などを検討するに際して、NUREG-2150 では、NRC の意思決定プロセスに深層防護の考え方を今まで以上により明確に取り込むことを主題の一つとしている。提案されている意思決定プロセスの概要を参考 6 に示す。意思

決定全体のプロセスの中での「審議」(Deliberation)において主要な判断がなされることになるが、その中での「技術評価」(Technical Analysis)において、「従来手法」と「リスク評価」の双方による情報と合わせて深層防護の考え方に基づく検討を行うこととしており、この深層防護に基づく検討プロセスを“Risk-informed and Performance-based Defense in Depth”と称している。

(5-2) 将来プラントの規制枠組み NUREG-1860

① リスク情報を活用したパフォーマンス・ベースの規制の枠組み

米国 NRC において、2007 年 12 月付で NUREG-1860 (文献 14) として、全ての将来プラントに対して、1) 高位の規制要件とそれに伴う技術個別の規制要件、又は 2) 特定設計に対する技術個別要件といった形で適用され得るリスク情報を活用したパフォーマンス・ベースの規制の枠組みが公表された。この枠組みは図 4-3 に示す階層構造であり、目標及び期待すべき事項から始まって、深層防護の原則による不確かさの取扱いを通して、決定論的要素、確率論的要素を反映して、枠組みの様々な要素(防護ストラテジー、深層防護の原則等)の機能達成を阻害する脅威を特定し、これらを規制要件の策定の基礎とするプロセスの統合を行い、要件や規則を策定する。

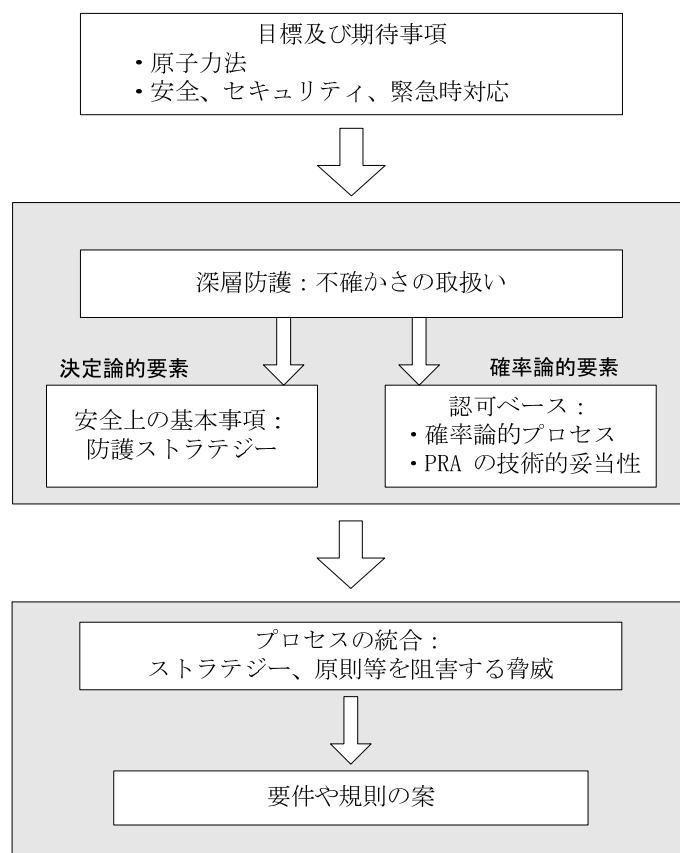


図 4-3 10CFR Part 53 で用いる枠組み (NUREG-1860)

これらの要素の概要を以下に示す。

i) 目標及び期待事項：安全，セキュリティ及び緊急時対応

枠組みの最高位のレベルでは基本的な目標及び基準を定義する。ここでは，商用原子力発電プラントは公衆の健康と安全を防護に防護し，共通の防護及びセキュリティの整合を取ることを保証するという 1954 年の原子力法の使命が与えられる。これ以外のトップレベルの基準として，安全，セキュリティ及び緊急時対応についての項目が取り扱われる。

ii) 深層防護：不確かさの取扱い

深層防護は，原子力施設において故障，事故又は自然に起因する事象が生じた際に，損傷を防止及び緩和するための安全余裕（Safety Margin）¹⁸を含め，連続的な対策を講じることにより不確かさを取り扱う¹⁹ために用いられる，NRC の安全に関する思想の要素である。

- ・ 不確かさの補償：NRC の安全思想の核心は深層防護の概念であり，基本的枠組みにおいてもこれを踏襲する。深層防護の最終的な目的は，不確かさの補償であり，枠組みの統合的な要素である。ここでは，要件作成の指針として深層防護の原則を定義する。
- ・ 決定論と確率論：安全，セキュリティ及び緊急時対応についての目標から始まった要件を定義し特定するプロセスは，決定論による基準（防護ストラテジー）を確率論的プロセス（PRA）を用いて統合することにより，考えられる要件を確立する。決定論的な主要要素は下記のとおり。
 - 全ての深層防護における防護ストラテジーの実施を保証すること，
 - 深層防護原則に従った潜在的な認可要件の作成を保証すること，また，確率論的な要素は下記のとおり。
 - 可能な限り PRA を用いて，予期しないシナリオについて，不確かさを含めて検討し，特定すること，
 - PRA モデルにおいて定量化されるシナリオ及びその不確かさに対処するために，安全余裕を含めて，十分な深層防護のための対策の確立を支援すること，

¹⁸ 安全余裕（Safety Margin）は不確かさに対処することを目的としたものであり，深層防護に組み込まれた一部の要素とみなせる。安全な運転状態は温度や圧力等の安全パラメータを制限値内に維持することとして特徴付けられる。安全余裕は，安全パラメータがそれを超えると安全系のバリアが損傷するような安全パラメータの限界値をでの余裕として定義できる。

¹⁹ 不確かさは通常，ランダム（又は確率的）な不確かさと知識状態の不確かさ（state-of knowledge）に分類される。ランダムな不確かさは追加の実験等によっても低減されるものではないため，低減不可能な不確かさとも呼ばれる。知識状態の不確かさは，要素の多様さ，観測不能，測定の不確かさ等による知識又は科学的理解の不足から生じるものであり，低減が可能である。PRA における知識状態の不確かさは，a) パラメータの不確かさ，b) モデルの不確かさ，c) 完全性の不確かさの 3 カテゴリーに分類できる。

iii) プロセスの統合：規制要件（requirements）作成

枠組みの様々な要素（防護ストラテジー、深層防護の原則等）の機能達成を阻害する脅威を特定し、安全目標、防護ストラテジー及び基準を満足するため技術的・管理的要件が必要となるトピックスを特定する。これらのトピックスが規制要件を策定する基礎となる。

② 深層防護の原則と防護ストラテジー（安全上の基本事項）

深層防護の最終的な目的は不確かさを補償することである。安全運転に対する脅威の評価及び安全確保のための方策及び設備の設計において、様々な不確かさが生じる。このため、深層防護は、1) 設計段階では存在が未知であるため想定されない事象及び事象シーケンスを含めて、不確かさを補償する、2) 起こりうる不都合な設備の動作及び人的措置（オMISSION及びコミッション）を補償する、3) 一般的に多重、独立かつ分離された機能達成手段を確保することで、バリア及び防護システムの有効性を維持する。4) バリアが完全に有効でない場合に、公衆及び環境を保護する、能力を持たなければならない。

a. **深層防護の方策のための原則**：NUREG-1860 では、構築物、系統及び機器（SSC）、手順書又は設計上の選択等において、いろいろな不確かさを取り扱う深層防護の方策を具体化させていくための原則を、過去の成功事例や教訓を踏まえて以下のように設定している。

- i) 偶発的事象ばかりでなく、意図的な事象（サボタージュ、外部からの攻撃等）に対する対策も講じられている。
- ii) 設計により事故防止及び緩和の能力が講じられている。
- iii) 主要な安全機能の達成において、設計、建設、保守又は運転の単独要素に依存していない。
- iv) SSC 及び人的措置の性能の不確かさが安全解析の中で考慮され、適切な安全余裕が与えられている。
- v) プラント設計において、公衆への容認されない放射性物質放出を防止する閉じ込め機能の能力がある。
- vi) プラントは、公衆の健康及び安全を防護する上で有効な場所に立地している。

b. **深層防護のアプローチ**：この枠組みに基づいて深層防護の方策を具体化するためのアプローチとして、決定論的要素と確率論的要素を組み合わせる。確率論的要素は定量化可能な不確かさを補償するためにどの程度の深層防護の方策が必要かを決定するために使用する。決定論的要素は定量化されない不確かさ、特に完全性に対する不確かさに起因する想定外の脅威を補償する。深層防護のアプローチにおける確率論的側面は、PRA の使用である。PRA は定量

化可能な余裕及び設計における他の深層防護策により定量化された不確かさの幅が容認可能であることを確認するために使用される。

- c. **防護ストラテジー（安全上の基本事項）**：深層防護のアプローチでの決定論的側面を最初に具体化するものは、設計に対する防護ストラテジーである。この防護ストラテジーによるアプローチでは、公衆の健康及び安全を脅かす可能性を極めて小さくするために複数のストラテジーを要求する。5つの防護ストラテジーの概要を以下に示す。
- i) **物的防護**：プラントの安全を損ね、放射性物質の放出につながりかねない意図的行為（攻撃、サボタージュ等）に対して従業員及び公衆を防護する。
 - ii) **安定運転**：運転中に安全に関わる問題が発生する事態を起こりにくくするため、設計及び運転手段を講じる。
 - iii) **防護システム**：プラントの機能を防護し、バリアを維持し、事故や襲撃による影響を緩和するため、信頼性の高い設備を配備する。
 - iv) **バリア健全性**：放射性核種インベントリが放出しないようにする隔離機能をもたせる。
 - v) **防護措置**：他のストラテジーを防護し、いずれかのストラテジーが失敗に至ったとしてもそれによる故障影響を緩和する措置を準備しておく。これには、安定運転からの逸脱への運転員の対応（緊急時操作手順書等の規定）、シビアアクシデントに対するアクシデントマネジメント及び緊急時計画を含む。

表 4-3 には、これらの防護ストラテジーに深層防護の原則を適用した具体的な方策を示す。

表 4-3 防護ストラテジーにおける深層防護の原則の適用（NUREG-1860）

深層防護の原則	物的防護	安定運転	防護システム	バリア健全性	防護措置
(1) 偶発的及び意図的事象を考慮	統合的な設計プロセス	統合的な設計プロセス	統合的な設計プロセス	統合的な設計プロセス	統合的な設計プロセス
(2) 設計により事故の防止及び緩和を考慮	セキュリティの評価及びセキュリティの性能標準	起因事象頻度に対する累積限度	事故の防止及び緩和 ・燃料損傷の基準 ・冷却可能な形状の基準	事故の防止及び緩和 ・バリア健全性の基準	緊急時操作手順書及びアクシデントマネジメントの設計との統合 EP
(3) 設計, 建設, 保守又は運転の単独要素に依存しない	セキュリティの評価及びセキュリティの性能標準	複数の防護ストラテジーに失敗する可能性のある事象の頻度が $<1E-7$ /炉年であることを保証	原子炉停止及び余熱除去に対する2重の独立, 冗長, 多様な対策の備え	最小限2バリアの備え	単一の人的措置又はハードウェアに依存する主要な安全機能がないこと
(4) 性能の不確かさを考慮し, 安全余裕を与える	セキュリティの評価及びセキュリティの性能標準	信頼性保証プログラム 性能限界の範囲内で安全余裕を与える	PRA での仮定に整合した信頼性及びアベイラビリティ目標 信頼性保証プログラム 保守的なソースタームを使用 規制上の制限の範囲内で安全余裕を与える	燃料及び RCS から独立した放射性物質閉じ込め機能の備え 保守的なソースタームを使用 規制上の制限の範囲内で安全余裕を与える	EP 安全余裕のために, 保守的なソースタームを使用
(5) 容認されない放射性物質放出を防止	セキュリティの評価及びセキュリティの性能標準	複数の防護ストラテジーに失敗する可能性のある事象の頻度が $<1E-7$ /炉年であることを保証	N/A	燃料及び RCS から独立した放射性物質閉じ込め機能の備え	アクシデントマネジメント
(6) 立地	セキュリティの評価及びセキュリティの性能標準	外的事象に対する累積頻度の制限	N/A	N/A	EP

N/A：適用せず

EP：Emergency Preparedness（緊急時への備え）

参考4 米国 NRC の規制体系と IAEA における深層防護との関係

NUREG-2150 A Proposed Risk Management Regulatory Framework, April, 2012

Appendix F: Nuclear Power Reactors – Licensing-Basis Events による

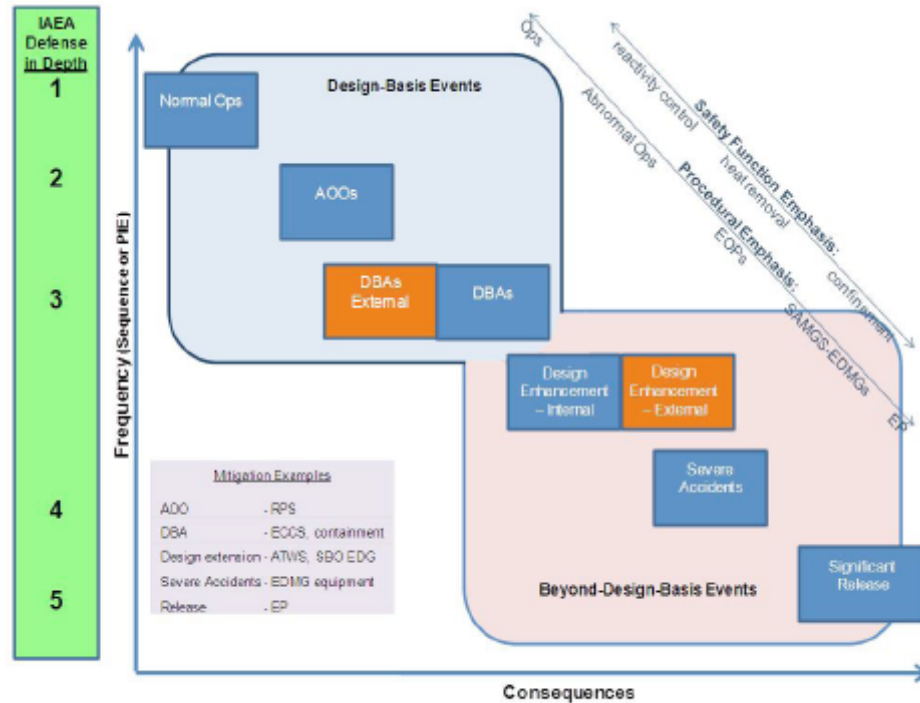


Figure F-3 Event Categories and IAEA Defense-in-depth

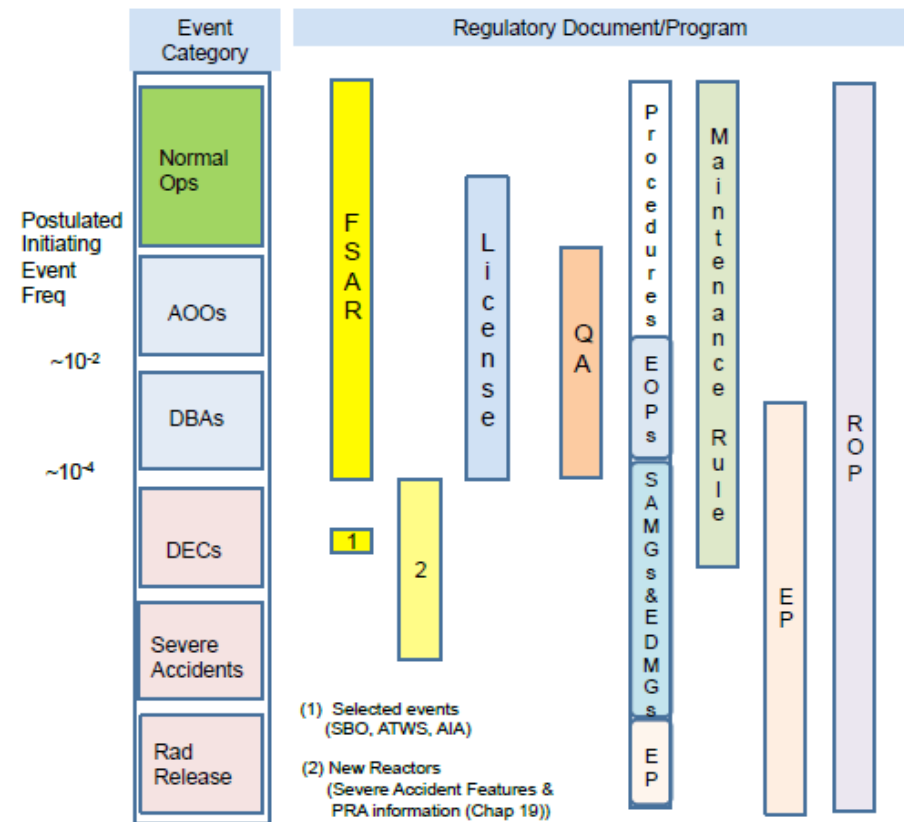


Figure F-4 Licensing-basis Events, Documents and Programs

参考5 米国 NRC における安全評価の分類と特徴

NUREG-2150 A Proposed Risk Management Regulatory Framework, April, 2012

Appendix F: Nuclear Power Reactors – Licensing-Basis Events による

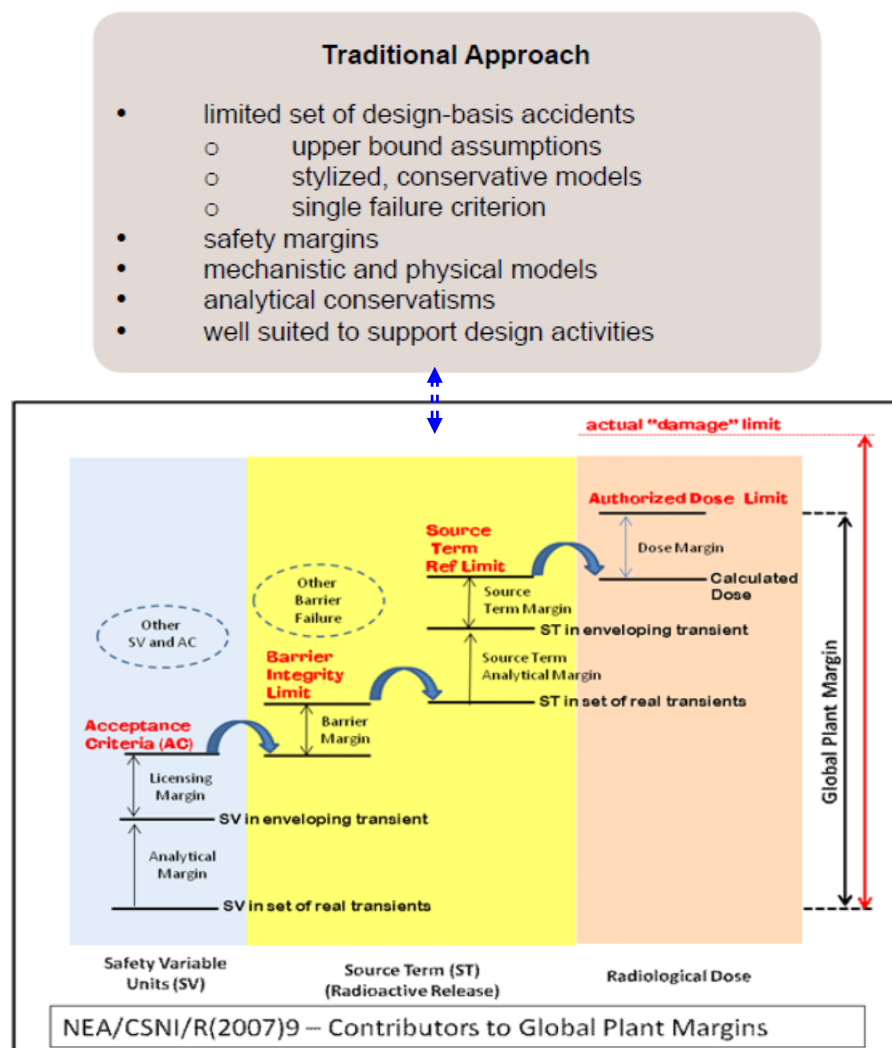


Figure F-1 Nuclear Event Analysis Margins (NEA, 2007)

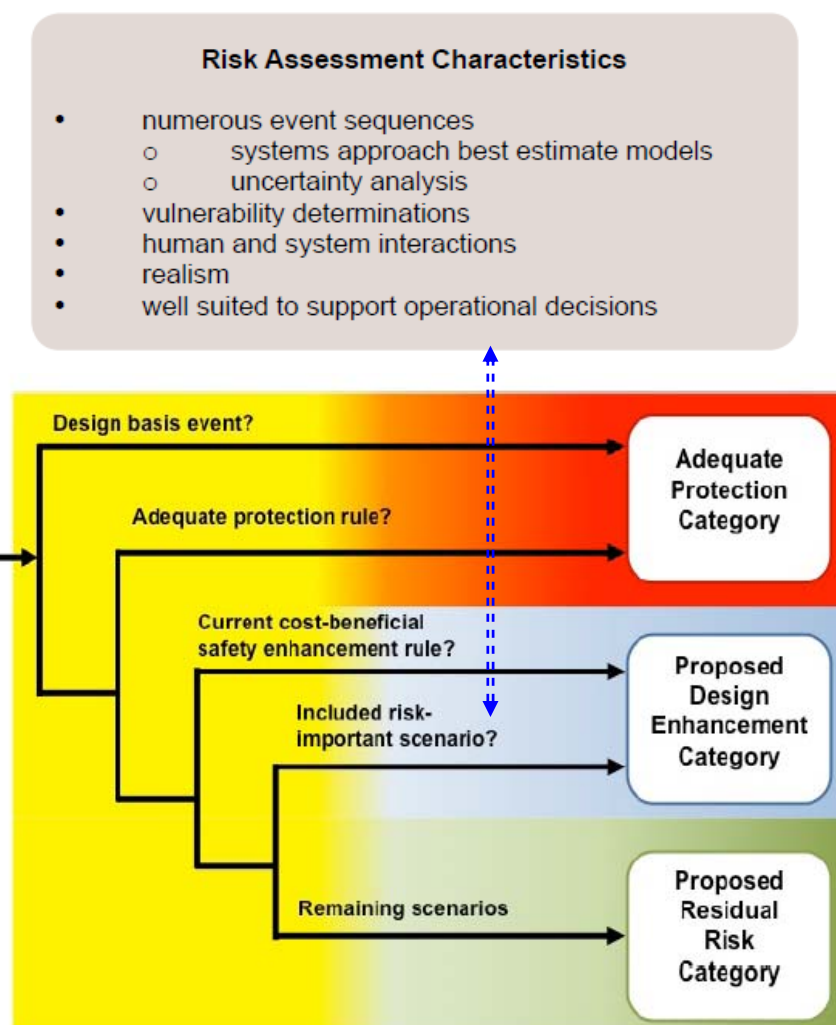


Figure F-5 Regulatory Framework for Nuclear Power Reactors

参考6 米国 NRC における意思決定プロセスへの深層防護の取り込み
 NUREG-2150 A Proposed Risk Management Regulatory Framework, April, 2012
 Appendix B: Risk Management – Analyses and Deliberation による

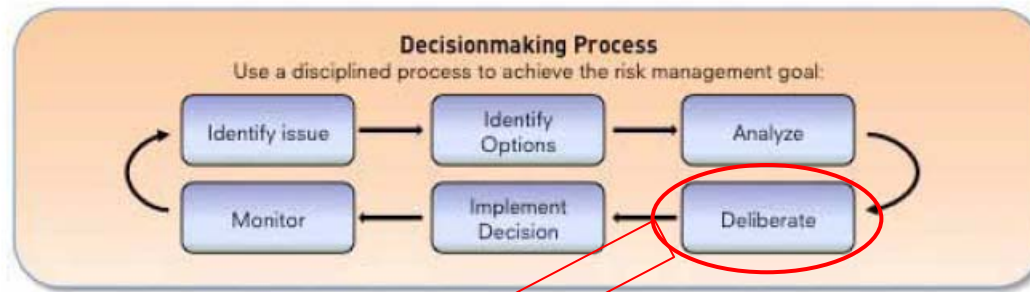


Figure B-1 The Regulatory Decisionmaking Process

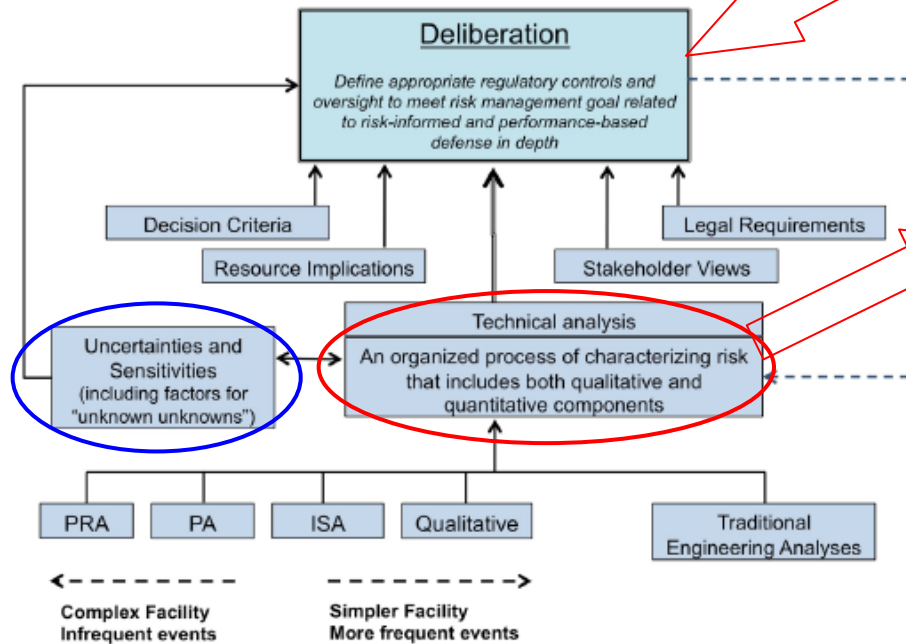


Figure B-4 Technical Analysis Techniques and Deliberation

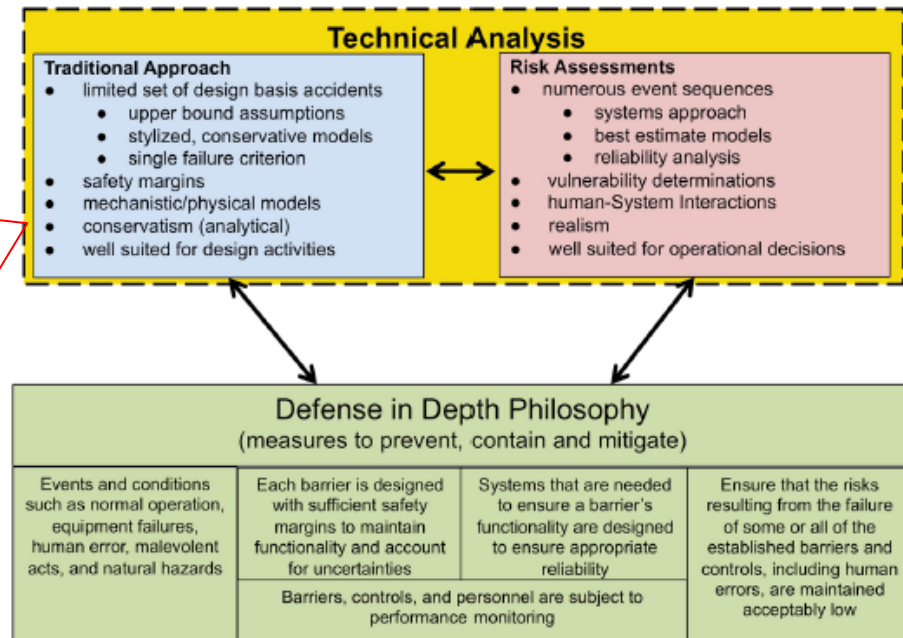


Figure B-3 Balancing Risk Assessments and Deterministic Techniques

添付資料 文献

1. 原子力安全委員会安全審査指針集
2. 「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方について（現時点での検討状況）」 平成 24 年 8 月 27 日 原子力安全・保安院
3. 「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策 —多重防護の考え方について—」 平成 24 年 9 月 10 日 原子力安全委員会
4. IAEA INSAG-10, "Defence in Depth in Nuclear Safety", Vienna, 1996.
5. IAEA Safety Standards, Specific Safety Requirements, No. SSR-2/1, "Safety of Nuclear Power Plants: Design", Vienna, 2012.
6. "Safety Objectives for New Power Reactors", WENRA RHWG, December 2009.
7. "Safety of new NPP designs", WENRA RHWG Report, March 2013.
8. NUREG/CR-6042, Rev.2, "Perspectives on Reactor Safety", USNRC, March 2002.
9. "Use of Probabilistic Risk Assessment in Nuclear Regulatory Activities; Final Policy Statement", Federal Register, 60 FR42622, USNRC.
10. SECY-98-300, "Options for Risk-Informed Revisions to 10 CFR Part 50 'Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities' ", USNRC, December 23, 1998.
11. Draft Regulatory Guide DG-1285, "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis", USNRC, May 2012.
12. "Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century; The Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-Ichi Accident", USNRC, July 12, 2011.
13. NUREG-2150, "A Proposed Risk Management Regulatory Framework", USNRC, April 2012.
14. NUREG-1860, "Feasibility Study for a Risk-Informed and Performance-Based Regulatory Structure for Future Plant Licensing", USNRC, December 2007.

あとがき

原子力基本法は、「原子力利用は安全の確保を旨とすること、安全の確保については確立された国際的な基準を踏まえ、国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的とすること」と述べている。

深層防護は、人と環境を守るという原子力の安全確保の目的を達成するための方策を構築する考え方である。本体で詳述しているように、深層防護の考え方を具体的に定義するものとして、各国各様の深層防護の定義が提案されている。しかし、その表現は必ずしも統一されてはいない。しかしながら、安全確保を達成するための概念は共通している。これは、米国原子力規制委員会（USNRC）の福島第一事故の報告書「21 世紀における原子炉安全強化に関する勧告」が指摘しているように、「深層防護の考え方とは概念であるので厳密な定義は適さない」ということであろう。

とはいえ、現在最も引用されるものは IAEA の SSR-2/1 での定義であるので、日本原子力学会・標準委員会としても、当面はこれを参照して考察することは妥当であると考えている。その際に大事なことは、定義に教条的に固執するのではなく、深層防護とリスク的洞察を賢明に組み合わせることにより、設計基準外の事故に対して人と環境を防護するロバストな能力を備えることであるのは言うまでもない。

“ 深層防護は概念である ” という表現からも分かる通り、既に米国を中心に深層防護の適用に関する新しい考え方が提案されている。例えば、リスク情報を精査し(risk-informed)、実績を反映した (performance-based) 深層防護 (NUREG-2150)、Safety と Security の深層防護の考え方を統合しようとするもの (NUREG-1860)、SA 事故の緊急対応が終了した後の on-site recovery を深層防護に入れてはどうかというもの、などである。わが国としても、それらの国際的な動向を注視しつつ、原子力関係者で大いに議論をして、深層防護の解釈を深め、その求めるところを原子力施設で実装する場合により有効で効率的なアプローチを構築することは意義あることと考える。

日本原子力学会・標準委員会としては、それらの経緯や実例について情報共有や意見交換が活発に行われるように、将来的に、情報の更新による本書の改定に加え、適用のための事例集の追加、FAQ の整備などが重要と考えている。

AESJ-SC-TR005(ANX):2013

日本原子力学会標準委員会

**原子力安全の基本的考え方について
第 I 編 別冊 深層防護の考え方**

2014 年 5 月 20 日 初版 第 1 刷発行

発行所 一般社団法人 日本原子力学会
(〒105-0004) 東京都港区新橋 2-3-7
(新橋第二中ビル 3 階)
電話 (03)3508-1263 ; FAX (03)3581-6128

©2014 Atomic Energy Society of Japan