

外的事象に対する原子力発電所の安全対策  
に関する経過報告

2021年 4月 20日

一般社団法人 日本原子力学会

原子力安全部会

外的事象に対する安全確保の高度化WG

## 目 次

はじめに	1
1. 外的事象に対して残されている課題	2
2. 残された課題への改善策の提言	3
2.1 外的事象（自然事象，人為事象など）に特有の大きな不確かさを踏まえた リスクマネジメントの在り方	3
2.1.1 ハード・ソフトの特性を踏まえたマネジメントの戦略的導入 ～設備などのグレーディング～	5
2.1.2 外的事象毎の特性の考慮と評価法	11
2.1.3 設計基準ハザードの設定と基準超の取り組み	17
2.1.4 設計基準対象設備のシビアアクシデント時の性能	25
2.1.5 設備設計の想定を超えた場合の緊急時対応の整備	30
2.2 新知見などの継続的な検討と迅速に対応する体制の確立	33
2.2.1 設備・運用の改善をタイムリーにする仕組み	34
2.2.2 新知見に対する取り組み	37
2.2.3 設計対象外の外的事象の継続的な検討	40
2.2.4 規制，事業者，産学協会が外的事象に対する技術知見を共有する場 の設立	47
2.2.5 規制要求の技術的根拠の明確化と継続的な改善	50
2.3 PRA などのリスク評価手法を活用した外的事象の安全対策の向上	53
3. まとめ	59

添付 1-1：経過報告書執筆者

添付 1-2：WG 参加者

はじめに

福島第一原子力発電所事故の直接的な教訓を踏まえて策定された原子力安全規制により、発電所施設では、従来と比較して高い堅牢性を要求され、加えて、重大事故等対処施設（SA（Severe Accident）設備）や特定重大事故等対処施設（特重施設）などの追加設備も要求されるようになった<sup>[1]</sup><sup>[2]</sup>。また、事業者、産業界が学協会、国、自治体などの協力を得ながら安全向上へ向けた努力をおこなった結果、原子力発電所の安全性、特に福島第一原子力発電所事故の直接的な原因であった外的事象に対する安全性は大きく向上した。しかしながら、外的事象、特に規模が大きく発生頻度が稀な自然事象には、発生時の規模、性状、発生頻度の予測に大きな不確かさがある。このため、許認可時に想定した範囲を超えた事象が発生する可能性は極めて小さくなったにしても残っており、設備設計の想定を超えた事象が起これば重篤な事態を招く可能性があるとも考えられる。従って、外的事象に関する研究と安全対策の見直しは、今後も継続して行うことが必要である。

本WGでは、以上の認識のもとに、2019年7月より検討を開始し、自然事象を中心に外的事象特有の課題を抽出、抽出された課題に対して諸外国における対応などの調査を踏まえて、我が国の規制の対応、国及び事業者の安全推進体制や対応を再検討することで、11の改善点としてとりまとめた。WGの議論は今後も継続するが、今回は経過報告として課題の指摘と改善の提言をまとめた。

#### 参考文献

- [1] NREP-0002, {実用発電用原子炉に係る新規規制基準の考え方について}, 平成30年12月19日改定, 原子力規制委員会
- [2] 各社原子炉設置許可申請書

## 1. 外的事象に対して残されている課題

福島第一原子力発電所事故後の原子力安全規制において、外的事象に対する設備対策はかなり強化されたが、その対策はあくまでも事故の直接的な教訓や審査の過程の検討を含めた現在の知見の範囲で決められたものである。勿論、原子力の安全思想としての大きな余裕や保守的な仮定のために、想定範囲を逸脱した場合でも直ちに重大な事故を招くことはないと思われるが、不確かさゆえに、福島第一原子力発電所事故のような想定を大幅に超えた事態が再度生じることがないとは断言できない。したがって、現在の想定を超えた外的事象が発生した場合の備えとして、アクシデントマネジメントを高度化することが重要である。この際、福島第一原子力発電所事故対応の経験を踏まえると、結果としては公衆及び従事者に著しい放射線による健康影響を生じることがなかったものの、間接的な健康影響や社会的・経済的な損失を与えたことを鑑みて、様々な改善事項が見受けられた。すなわち、災害発生下では運用性の高いマネジメント設備の重要性が認識されたこと、および、頑健な設計が事故時のマネジメント活動を阻害した事例などを勘案して、設備の頑健性と運用のトレードオフも含めた設備と運用の最適な組み合わせを考えることが重要である。

一方、自然事象に関わる研究は継続的に行われており、その結果新たな知見が今後も見出されてくると思われる。安全上重要な新知見が見出された場合に、拙速ではなく迅速かつ適切な対策を講じることが重要である。福島第一原子力発電所事故の教訓として提起された課題の一つは、既存の知見を超える新事実が見出され始めた際の迅速かつ適切な対応が遅れたことであり、現在の原子力安全規制での審査後も同様の課題は残されていると考えられる。また、新知見により当初申請時の対策が合理的でなくなることもあれば、より優れた対策を見出す場合もあり、そのような場合に速やかな改善が行えるようにすることは長期的な視点で安全性を高めるために重要である。

さらに、上記の課題に対して適切な対策を講じるうえで、従来と同様に、決定論的な観点のみで判断することは、外的事象が抱える大きな不確かさのもとで、安全上重要な部分に必要なリソースの配分や合理的な意思決定という観点から課題があり、これまでに経験していない事象に関してもそのリスクを分析し、バランスよく見ながら安全対策を判断して行くことが重要である。

以上のことから、次の三点が規制側、国の推進側、事業者、産業界、学協会など各ステークホルダーが取り組まなければならない改善課題であると思われる。

- ① 外的事象（自然事象、人為事象など）に特有の大きな不確かさを踏まえたリスクマネジメントの在り方（プラント設備の頑健化や設備の増強という対策を大きく上回った場合の備えも含む）
- ② 新知見などの継続的な検討と迅速に対応する体制の確立
- ③ PRA (Probabilistic Risk Assessment) などのリスク評価手法を活用した外的事象の安全対策の向上

## 2. 残された課題への改善策の提言

### 2.1 外的事象（自然事象，人為事象）に特有の大きな不確かさを踏まえたリスクマネジメントの在り方

プラントの頑健化と SA 設備や特重施設の追設は，自然災害に対する安全性を向上させたが，設備設計には必ず何らかの想定があるために，設計で保証される機能には限界がある。一方，自然災害には発生頻度は低くなるにしても理論上の上限を定めることは困難であるため，結果として設備の強化だけではリスク低減として十分ではない。これまでの福島第一原子力発電所事故後の再稼働審査では，このような残留リスクに対しては大規模損壊というカテゴリーで防災の位置づけとし，放射性物質のサイト外への拡散の抑制措置をすることを要求している。しかしながら，福島第一原子力発電所事故での経験から，設備的には可搬の注水設備などを予め準備をし，これを適切に活用する手順や体制を準備しておけば，炉心損傷の緩和や格納容器の大規模損壊を防ぐことが可能であったと考えられる。米国では，福島第一原子力発電所事故の教訓として既存のアクシデントマネジメント（AM：Accident Management）などの緊急時体制の整備に加えてプラントの外部から可搬設備による炉心損傷緩和や格納容器損壊の防止を行う FLEX（DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES）が導入され，プラント外部からの支援体制（RRC：Regional Response Center）を強化している。また，フランスでもおよそ 300 名からなる原子力事故即応チーム FARN（Force d'Action Rapide Nucléaire）を設立している。したがって，我が国においても外的事象に対する更なる安全向上として図 2.1-1 に示すような常設の設備対応に加えて可搬設備を有効に活用するより高度なマネジメント体制を構築する必要があると考えるが，プラント外部からプラントをマネジメントするためには，実行上の困難さやプラント設備との取り合いなど解決すべき課題がある。例えば，可搬設備によるマネジメントを実効性あるものとするために，これまでのプラント設備設計で仮定してきた包絡的な事象シナリオよりも外的事象の特性の考慮と評価法を各々の外的事象毎に考えなければ合理的な設備とはならないし，プラント外部から可搬設備で格納容器内に注水をする場合に隔離弁などの頑健で冗長な設備により阻まれたという福島第一原子力発電所事故の経験から，設計条件とこれを越えた事態における取り扱いの相反性をどの様に扱うのかを考えなければならない。また，マネジメントは，オンサイトからだけでなく，オフサイトまで拡大して考えることで有効性が高まるが，福島第一原子力発電所事故等での経験を鑑みると迅速で円滑に輸送することや長期の活動に対するリソースの補給など，国や自治体の支援が必要であり，平時から体制を考えるとともに教育と訓練が必要である。以上，プラント設備の頑健化や設備の増強という対策を大きく上回った場合の備えとしての高度なマネジメント体制の構築に向けて以下の 5 項目の検討と対応が必要であると考えられる。

- a. ハード・ソフトの特性を踏まえたマネジメントの戦略的導入  
～設備などのグレーディング～
- b. 外的事象毎の特性の考慮と評価法
- c. 設計基準ハザードの設定と基準超の取り組み
- d. 設計基準対象設備のシビアアクシデント時の性能
- e. 設備設計の想定を超えた場合の緊急時対応の整備

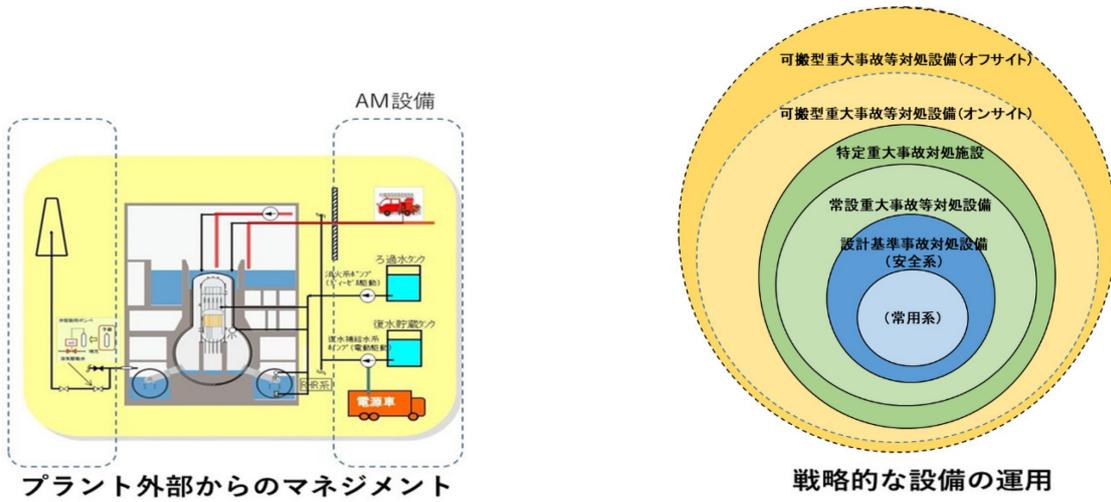


図 2.1-1 外的事象に特有な大きな不確かさを踏まえたマネジメント体制 (案)

## 2.1.1 ハード・ソフトの特性を踏まえたマネジメントの戦略的導入

～設備などのグレーディング～

### (1) 課題設定の問題意識

現在、福島第一原子力発電所事故後の規制基準の策定前から存在する既存の設計基準対象施設（DB(Design Basis)設備）に加え、新たに、SA設備が規制要求となり、更なる安全性向上のためのバックアップ対策として求められている特重施設が猶予期間付きで求められている。このような冗長な設備要求は、福島第一原子力発電所事故後の欧米の対応を上回るものであるが、現状、事故時の対応を見据えた体系的な整理がなされていない。

SA設備の多くに可搬設備が活用され、多様性の確保に役立っているが、一方でこれを活用するためには多くの人員を必要とし体制が肥大化する。また、DB設備が中央操作室のスイッチ操作で使用可能となるのに対して、SA設備は運転員や復旧要員が現場に出向いて移動や操作をする必要があり、その活用における迅速性に限界がある。また地震や津波のように数回にわたり襲ってくる自然事象や、放射性物質が環境へ放出されている環境から、屋外での活動に制限が生じる。さらには、これらの設備に、安全上重要な設備と同等の維持活動を行っているために日常の性能維持活動に多くのリソースを必要とする。

一方、特重施設には24時間体制で運転員が常駐し、外的事象に対して耐性の高い常設設備を迅速に使用できる特徴がある。特重施設はDB設備やSA設備とは独立した規制要件のもとに整備されており、上述の特徴を踏まえて効果的に活用する戦略的マネジメントが不十分な状態である。

### (2) 関連する知見

米国には特重施設に相当する設備はないが設計基準を超える自然現象に柔軟に対応するための可搬設備を含むFLEX設備を配備しており、我が国のSA設備と機能的に類似しているものの、規制上の扱いが異なる。

米国NRC(Nuclear Regulatory Commission)の福島第一原子力発電所事故対応の一つであるOrder EA-12-049(設計基準を超える外的事象への緩和戦略要求)<sup>[1]</sup>に対して、産業界がNEI12-06(FLEXガイドライン)<sup>[2]</sup>を準備し、NRCはこれをエンドースしている。

FLEXガイドラインでは、具備すべき能力、外的事象の評価、管理的な措置等について規定しており、通常の事故時に使用しないFLEX設備はSAMG(Severe Accident Management Guideline)設備と同様にメンテナンスルールの対象にならないと整理するなど、我が国で言うSA設備の扱いに比べると事業者の自主的活動に委ねる部分が多い(規制はその活動状況を確認)。

欧州では米国のFLEXに相当する設備はないが、特重施設に類似した機能を有する

バンカーシステムがある。一例としてあげると、スイスの Leibstadt 発電所では、安全系のバックアップとして Tech. Spec. (Technical Specification) に運転制限 (LCO: Limiting Condition for Operation) や許容待機除外時間 (AOT: Allowed Outage Time) が設定されている<sup>3)</sup>。

事故対応の基本方針として東京電力からフェーズドアプローチの考え方が示されている<sup>4)</sup>。フェーズドアプローチとは、事故初期の対応は、時間余裕や要員も限られることから常設設備で対応、事故後期の対応は、事象の進展に応じて柔軟な対応も可能となる可搬設備の運用も含めた多様な手段による対応、さらにサイト外からの支援が期待できるようになった場合には、より多様な対応手段を採っていくというものである。このように、どのような対策を講じるかについては、対応の時間余裕がどれくらいあるか、他の代替的な手段を採れるかどうか、といった観点から選定するという考え方である。

このようなフェーズドアプローチの考え方は、深層防護 3a (従来の設計基準の状態)、3b (設計基準を超えるが兆候ベースの事故時操作基準 (EOP: Emergency Operating Procedure) による対応等により炉心損傷に至らない状態)、4 (炉心損傷に至った状態)<sup>5)</sup>の各レベルを具体的に実現していく際にその時間余裕等との関連で具現化される。なお、上記の 3b を 4a、4 を 4b と整理する場合もある。

### (3) 検討

原子炉の安全を確保するためには、原子炉をとりまく自然現象を含む様々な物理現象に適切に対応していく必要がある。この対応の方法を規定する大きな要素のひとつは時間であり、物理現象の時間に応じて採り得る対応方法が異なってくる。

また、事象の複雑さが深層防護の後段では大きくなる。単純な事象に対しては設計で対応可能であるが、複雑な事象に対してはフレキシブルさが求められ、臨機応変なマネジメントが必要とされるようになる。すなわち深層防護のレベル 3 までは設計主体 (EOP 等の手順書も設計の一部と解釈)、レベル 5 はマネジメント、レベル 4 は中間領域と大まかに整理することができる。このような整理は、INSAG-10<sup>1)</sup>や我が国の原子力規制委員会の「新規制基準の考え方」<sup>2)</sup>にも類似の記載がある。

---

<sup>1</sup> INSAG-10-18<sup>6)</sup> “The rationale for the priority is that provisions to prevent deviations of the plant state from well known operating conditions are generally more effective and more predictable than measures aimed at mitigation of the consequences of such a departure, because the plant's performance generally deteriorates when the status of the plant or a component departs from normal conditions.”

INSAG-10-47 “The role of the operators is vital in actuating hardware features for accident management and in taking actions beyond the originally intended functions of systems or using temporary or ad hoc systems.”

<sup>2</sup> 「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」、平成 29 年 11 月 8 日改訂、原子力規制委員会<sup>7)</sup> の「4 設置許可基準規則 55 条の適用範囲」

事故時対応を的確に進めるために、事象進展の時間的要素、複雑さを考慮し、設備等のグレーディングを以下に検討した。

早い物理現象としては、反応度変化に応じた中性子束の変化 ( $\mu \sim \text{msec}$  オーダー) があり、ついで原子炉冷却系主要パラメーター (水位、圧力等) の変化 (秒～数十秒オーダー)、自然現象による外乱 (秒～日オーダー) といった遅い現象がある。

msec オーダーの事象に対しては、人間系やインターロックによる制御は不可能であり、ドップラー効果やボイドフィードバックといった原子炉固有の物理特性による制御が必要であるが、秒オーダーであれば、安全保護系等のインターロックを活用した設備設計により安全性を確保でき、さらに分オーダー以上であれば、人間系によるマネジメントで対応が可能となる。

議論を自然現象に絞って、自然現象の影響により事故や SA に至ることを防ぐ対応について検討する。

SA に至ることを防止する対応を考えると、自然現象の中には、比較的早い時間 (秒オーダー) でプラントに擾乱を与えるものがあるが、それが SA に進展していくには数十分から時間のオーダーを要することから、必ずしも設備設計ではなくマネジメントでも対処できるものとなる。

設計基準ハザードを超える領域では、プラントの設備等の状態をあらかじめ予測することは困難であり、DB 設備だけでなく、SA 設備 (常設、可搬)、特重施設を、その置かれた状況に応じて臨機応変に対応していくことができるマネジメントを活用することで、設備の多様性や分散配置といった特徴を生かしていくことができる。

福島第一原子力発電所事故におけるマネジメントの例<sup>8)</sup>を挙げると、現場でのベント弁の手動開放ができなかった 1 号機で可搬式のコンプレッサーを活用してベント弁 (空気作動弁) を開放した事例、3 号機の原子炉隔離時冷却系 (RCIC : Reactor Core Isolation Cooling System) や高圧注水系 (HPCI : High Pressure Core Injection System) の原子炉注水流量をテストラインを開放することで調整し直流電源の消費を抑制した事例、逃がし安全弁による原子炉減圧のため車両のバッテリーを集めて所要の電圧で直流電源を供給した事例、火災防護の観点から準備していた消防車を使用して原子炉へ冷却水を供給した事例がある。また福島第二原子力発電所においても、残留熱除去海水系ポンプやディーゼル発電設備冷却ポンプ等が津波の影響で使用できなくなり、点検・補修を実施し、ポンプを所外から緊急調達するとともに、多くの電源盤が使用不能となったことを受け電源ケーブルを敷設するなどにより残留熱除去機能を復旧し、格納容器ベントを回避し炉心損傷に至ることを阻止した事例があった。

福島第一原子力発電所事故以前は、我が国の原子力発電所において福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所で実施したようなマネジメントを事前に準備すること

はなかった<sup>1</sup>。事前の準備が無い状態においても福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所で上記のような対応がとれたことは、マネジメントの柔軟性を示すものであり、状態の想定が困難な設計基準ハザードを超えるような領域においては、既に規制基準対応で準備されているような各種の設備を有効に活用していくことが合理的と考えられる。

以上がマネジメントの戦略的導入の考察であるが、このようなマネジメントを体系的に進めていく上では、現状有する設備の優先順位、グレーディングを整理する必要がある。ここで言うグレーディングは事故時の対応の有効性の観点を主として考えるものであり、その設計や運用のグレーディングにも適用可能なものになる。

自然現象等の結果としてプラントが何らかの異常状態になると、原子炉は緊急停止し、その状態に応じてDB設備が自動起動あるいは運転員により手動起動され、事象の収束が図られる。

深層防護の実装では、例えば事故の発生防止のようになるべく手前の層で事象を食い止めること（**prevention** 重視）が原子炉安全の確保には有効である。これに対し事故の影響緩和重視（**mitigation** 重視）の考え方（例えば格納容器を頑丈に作るから非常用炉心冷却系の信頼性は高くなくてもよい）もあり得るが、事故事象は進展すればするほどその複雑さが増すものであり、不確かさが大きくなることを踏まえると、より早い段階で事故収束を図る **prevention** 重視の考え方が合理的と考える。また、頻度的な観点からは、前段を防護する設備等の機能が脅かされて初めて後段の設備等が登場することから、要求される頻度は前段の設備等の方が高く、より高いグレーディングになる。ただし、後段ほど厳しい条件で機能発揮が求められるため、グレーディングとは別に着目する設備がさらされる環境などを適切に考慮する必要がある。

これを原則として考えると、DB設備のグレーディングが最も高いことになる。なお、常用系に関しては、ある程度の内的事象、外的事象に対して常用系を設計することで、安定運転の要請に応えている。

DB設備による安全機能確保が不十分な場合、事故が進展していくことから、これらの機能を補完する設備として、SA設備（常設、可搬）、特重施設を使用することとなる。これらの設備は一部を除き運転員の操作により機能を発揮するが、可搬SA設備の場合には、運転員に加えて常駐している復旧要員が必要となる。したがって、可搬SA設備の使用には時間オーダーの時間が必要であり、また、DB設備をバックアップする必要性が生じている状況では時間的余裕は小さい場合が多いと考えられ、さらには多くの要員が関与するという複雑さの観点から、可搬SA設備のグレーディングは常設

---

<sup>1</sup> 平成4年の原子力安全委員会が推奨したアクシデントマネジメントの整備では、内的事象を対象に想定し得る事故シーケンスに対し現有設備を有効活用してSAの防止・緩和を図ろうとするものであり、福島第一・第二原子力発電所の事故でも一部有効に活用できたが、外的事象の不確かさを踏まえた取組とはなっていなかった。

SA 設備や特重施設に比べて低く設定することが適当と考える。

常設 SA 設備はプラント側の中央操作室の運転員が中央操作室で操作する場合と運転員が現場で操作する場合とがある。特重施設は運転操作の権限をプラント側から特重施設の中央操作室に委譲した上で（もしくは緊急時対策本部からの指示で権限が委譲され）、特重施設の中央操作室にて操作を実施する。現在の設計や体制ではこのような体制であることからグレーディングを画一的に定めることは困難ではあるが、常設 SA 設備は運転操作権限の委譲という複雑さがなく、より機動的なものであることから、グレーディングを上位に位置付けることが適当と考える。

これらのグレーディングを考慮して事故時対応を効率的に進めることができるようになると考えられるが、設計や運用においても、このグレーディングを考慮することが合理的である。

規制に関しては、設備設計やメンテナンスの観点からは、DB 設備、常設 SA 設備、特重施設に対して上記グレーディングを考慮したものとしていくことが規制リソースの適正配分の観点から望ましいものと考えられる。また、可搬 SA 設備に関してはマネジメントの主演となるものであり、設備規制というよりもその手順や訓練などのソフト面を規制検査の中で確認していくことが合理的ではないかと考える。

ただし、可搬 SA 設備には設備としての多様性確保や分散配置の効果、調達の容易性といったメリットが多くあることから、想定を超える自然現象に対する最終的なバックアップとしてこれを保持していくことは重要である。

#### (4) 提案

原子炉安全の確保では、物理現象の時間の観点を考慮し、早い現象に対しては物理特性による対応、インターロック等の設計対応、ある程度の時間余裕がある場合には運転員等によるマネジメント対応が可能となる。

自然現象等の不確実さ・複雑さを考慮し、設計で対処する領域を設定するとともに、その領域を超えた領域ではマネジメント主体で対処していくことで、合理的で臨機応変な取り組みとしていく。

マネジメントをこのように位置付けた上で、事故時対応を主眼とし常用系を除いた設備のグレーディングを図 2.1.1-1 の内側を高く、外側を低く設定する。なお、図 2.1.1-1 では、可搬 SA 設備を発電所内の設備と発電所外の設備とに分けて表記している。

規制上は、主に設備設計を見ていく DB 設備～特重施設についてグレーディングを踏まえた規制としていき、可搬 SA 設備に関しては事業者のマネジメント対応を新しい検査制度の中で確認していくような取り組みが合理的である。

参考文献

- [1] Order EA-12-049, "ORDER TO MODIFYING LICENSES WITH REGARD TO REQUIREMENTS FOR MITIGATION STRATEGIES FOR BEYOND-DESIGN-BASIS EXTERNAL EVENTS" USNRC, March 12, 2012
- [2] NEI12-06 [Rev 4] , "DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE", NEI, December 2016
- [3] RISK-INFORMED EVALUATION OF TECHNICAL SPECIFICATIONS OF LEIBSTADT NPP, Olivier Nusbaumer et al., PSAM 13, October 2016
- [4] 「当社の原子力発電プラントの安全確保に関する考え方」, 東京電力 HD, [https://www.tepco.co.jp/niigata\\_hq/data/publication/backnumber/pdf/2012/25012501.pdf](https://www.tepco.co.jp/niigata_hq/data/publication/backnumber/pdf/2012/25012501.pdf)
- [5] DS508, Assessment of the Safety Approach for Design Extension Conditions and Application of the Practical Elimination Concept in the Design of Nuclear Power Plants, IAEA, to be published
- [6] INSAG-10, "DEFENCE IN DEPTH IN NUCLEAR SAFETY", 1996, IAEA
- [7] 「実用発電用原子炉に係る新規規制基準の考え方について」, 平成 29 年 11 月 8 日改訂, 原子力規制委員会
- [8] 「福島第一原子力発電所の事故に関するセミナー」報告書 (原子力安全部会) , 2013 年 3 月

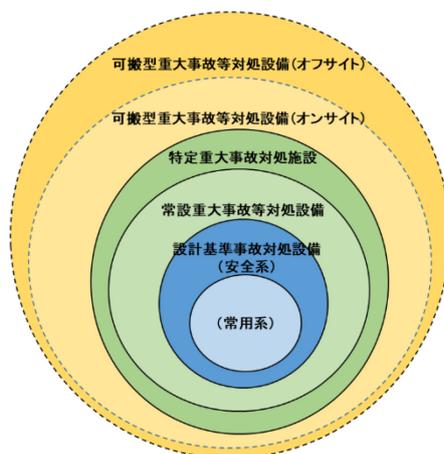


図 2.1.1-1 SA 設備などのグレーディング

## 2.1.2 外的事象毎の特性の考慮と評価法

### (1) 課題設定の問題意識

我が国は地震国であり、外的事象の中でも新しい知見が多いことから、地震に注力した対応がとられてきている。津波についても外的事象としての対応は地震と同様ではあるものの、新しい知見が得られることは多くはなく、設計改善等の機会も少なかった。福島第一原子力発電所事故では、地震による影響は限定的であった一方で、随件事象である津波が設計基準を大幅に超えるものであり、これによる被害で、大量の放射性物質を放出する事故につながった

現在の規制基準では、この経験を基に、地震及び地震随件事象である津波のみならず、有意な影響を与えうる外的事象全般に対し対策をとることを徹底した。現在の規制基準に基づく適合性審査では、外的事象を体系的・網羅的に検討し、頻度論を考慮した設計基準ハザードを設定して、安全設備（防護対象設備）の耐力を求めている。

リスク抑制という観点からは、例えば予見可能な外的事象や、影響が出るまでに時間がかかる事象など、マネジメントも含め、それぞれの外的事象の特性に応じた対応がとられていることが重要である。

このような観点から、外的事象ごとの特性要素の整理とそれに対する対策の取り方、評価手法等について検討する。

### (2) 関連する知見

福島第一原子力発電所事故は、東北地方太平洋沖地震の随件事象である津波の襲来が主な原因で発生した。津波は、地震などにより発生する事象ではあるが、以下では、自然現象の特性を理解する観点から、これらを別々に考えることにする。まず、地震動の影響は、発電所のみならず地域全体に及び、かつ緊急地震情報が発報されたものの実質的には事前情報がない状態であった。地震の規模は基準地震動に匹敵するものであり、その結果として発電所では開閉所や送電鉄塔において損傷が発生し、外部電源喪失が生じたものの、耐震 C クラス設備でも、損傷したものは極く限定的であった。これは機器の地震に対する耐力の裕度が大きかったことや地震動による機器の損傷にある程度のランダム性があることによるものと考えられる（このような性質を「クリフエッジ性が低い」と呼ぶことがある）。津波による影響は、発電所のみならず地域全体に及ぼされたが海岸沿いの低標高の土地に影響が限定され、また、地震の発生直後に津波情報が発出され数十分ではあるが事前情報があったものの津波警報の予測高さが段階的に上昇するような不確実な状況であった（14:49 で 3m, 15:14 で 6m, 15:30 で 10m）。津波の規模は設計基準津波をはるかに超えるものであり、結果として浸水した設備はほぼ全て機能を喪失し（水に浸かることで同時に多くの安全機能が失われることから、津波は「クリフエッジ性が高い」事象であると言える）、そのような津波に対する事前の準備が無かったことから、被害を食い止めることができなかった。

現在、規制基準に対する設置変更許可申請では、設計基準の対象とする自然現象として、国会資料編纂会の「日本の自然災害」などの文献を参照して考慮すべき自然現象を抽出することが多い。その上で、プラントに影響を与える位置で発生するか、ハザードによる影響が出るまでに回避活動ができるか、通常のプラント設計の余裕を超える影響が出るか、他の事象に包絡される程度の影響か、といった観点でスクリーニングを実施している。

規制基準では、DB 設備を設計基準地震や津波に耐えるよう求めるとともに SA 設備も同程度の耐力を持つことを求めている<sup>注1</sup>。

注1：実用発電用原子炉に係る新規規制基準の考え方について（平成29年11月8日改訂，原子力規制委員会）<sup>[1]</sup>  
§5 5-1 自然現象による損傷の防止，3 重大事故等対処施設に係る自然現象による損傷の防止

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

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

なお、原子力施設は基準地震動及び基準津波に関して一定の余裕を有しており（後記5-3-8章及び5-4-5章）、仮に設計基準を超える地震もしくは津波であっても、即座に機能を失うことはない。

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

### (3) 検討

現行の規制基準における外的事象に対する要求は、以下に記すように DB 設備も SA 設備も同様なものとなっている<sup>図</sup>。

DB 設備に対しては、設置許可基準第 4 条にて地震に対する要求を、第 5 条にて津波に対する要求を課しており、その他の外的事象に関しては、第 6 条「外部からの衝撃による損傷の防止」に要求事項が示されている。

DB 設備の多くは、原子炉建屋等の頑健な構築物内に内包されていることから実質的には地震に対する要求を満たせば他の要求は概ね満たされるようになっている。また、津波に対してはドライサイト要求がなされている（設置許可基準別記 3，3 の一）。

SA 設備の耐震性は、第 39 条で可搬 SA 以外の SA 設備に耐震性が求められ、可搬 SA に関しては、第 43 条第 3 項の 7 の共通要因で DB 設備と同時に故障することを回避する要求の中で耐震性が求められている。津波に対しては、第 40 条で機能が損なわれないことが要求されている。地震、津波以外の自然現象による損傷の防止については、第 43 条第 1 項の 5 の「荷重その他の使用条件」として考慮することとなっている。

可搬 SA 設備の分散配置に関しては、第 43 条第 3 項の 5 において外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか、又は DB 設備・常設 SA 設備からの分散配置が求められている。また、可搬 SA 設備同士を分散配置させることにより、第 43 条第 1 項の 1 の環境条件の要求に適合させている。

SA 設備の中でも可搬 SA 設備は分散配置の要求もあることから原子炉建屋の外に設置されるものが多く、上述の DB 設備の実態（頑健な構築物内に内包されている）とは異なる状況にある。

屋外に設置される可搬 SA 設備では様々な性質の異なる外的事象の荷重を考慮するため、互いに相反するような状況の中で設備設計をすることが必要となる場合がある。例えば、竜巻対策として可搬 SA 設備を固縛するような場合、固縛の影響で耐震性に影響が出て設計を困難にする場合が生じ得る。

また、有効性評価においてクレジットが取れるのは SA 設備というのが原則であり、例えば耐震性は劣るものの竜巻やその他の事象に対しては強い設備を設けたとしても、SA 設備とはならず自主設備扱いとなり、有効性評価上はクレジットが取れないものとなる。

このような状況は、SA 設備のひとつひとつが、想定し得る異なる外的事象全てに対して機能を喪失しないことが求められていることにより生じているものである。一方、米国の FLEX では自然現象を考慮した上で発電所として能力を有することを求めており（NEI12-06, “no one external event can reasonably fail the site FLEX capability (N)”<sup>[3]</sup>、必ずしも個々の FLEX 設備が想定し得る全ての自然現象に耐えることは求めておらず、柔軟なマネジメントを促進するものとなっている。

原子力発電所は様々な自然現象に晒され、影響を受けるが、通常、どのような自然現象に晒されているかは認知することが可能である。例えば、前兆なく大きな振動を感じた場合には地震と特定できるし（緊急地震速報も発報する）、強風が吹いている場合に

は多くの場合台風であることが認知できるし、竜巻注意報が発令されていれば竜巻の可能性を認知できる。

また、自然現象にはそれぞれの特徴があり、原子力発電所の安全確保の観点から、その特徴を属性として整理すると、以下のような属性が考えられる。なお、ここでの属性は自然現象による影響としての属性よりも、その発生側の属性を主として記載している。影響としての属性は、個々の自然現象による影響評価を実施する際に個別に検討することが必要である。

- ・時間余裕：自然現象の影響が大きくなる時間的余裕が大きな自然現象に対しては、原子炉停止や除熱系の待機、被災の回避等の対応が取れる。事前に停止した場合には、崩壊熱レベルが下がることになり、仮に事故が起きた場合でもその事象進展がゆっくりとなり、対応の困難さを軽減することにつながる。
- ・低頻度領域の扱い：竜巻のように残存リスクを支配する低頻度領域ハザードが確率分布の外挿部分（テール）に依拠する割合が高い場合、その領域のハザードの信頼性が低くなるため、頻度の議論の有効性が低い。特に物理モデルにより裏打ちされない頻度評価モデルを用いている場合には、発生し得ない規模のハザードを低頻度事象として評価してしまう恐れがある。
- ・耐力の特性：地震に対しては同じ設備でもその応答や耐力にばらつきがあり、あるレベルのハザードで一律に損傷することではなく、ランダム性が存在し、相当程度の粘りが期待できる。一方で、津波に対しては水を被るか被らないかで機能喪失の有無が変わり、突然クリフエッジを迎え得ることから、このような観点を踏まえた設計なりマネジメントを考える必要がある。
- ・再来性：地震のように前震、本震、余震といったその現象が複数回にわたって発生する自然現象ではこの再来性を考慮する必要がある。ただし、再来性は確率事象であることに留意する必要がある。
- ・継続性：竜巻のような一過性の影響しか与えない自然現象に対し、降雪や降灰のように荷重が継続的に残存する自然現象では、復旧活動への影響を十分に考慮する必要がある。
- ・重畳事象：地震の発生と従属して発生する津波は随伴事象として考慮するが、必ずしも従属性がない自然現象により原子炉施設に対して重複した荷重や影響を付与し得るものがあることに留意する必要がある。ただし、無条件であらゆる組み合わせの自然現象の重畳を考慮するのではなく、検討する設計想定を超える事象の頻度と、組み合わせる自然現象の条件付き確率を考慮することが適切である。
- ・随伴事象：地震の発生後、直接的影響だけではなく、従属的に火災や溢水が発生し得る。このような随伴事象は自然現象毎に検討する必要がある。

- ・被害の影響範囲の相違：地震のように発電所のみならず当該地域も含めて影響を受ける自然現象と竜巻のように影響エリアが限定されるものとは、事前の備えや復旧、特に所外からの支援の容易性が大きく異なる。ハザード源（例えば森林火災）とプラントとの距離が離れていれば、その影響が出にくいという例になる。また、竜巻は進行方向に指向性があり、それを考慮した分散配置が有効になる場合もある（NEI12-06, “The axis of separation should consider the predominant path of tornados in the geographical location.”）。

現行の規制基準に対する対応では、設計基準を大幅に超える自然現象による影響に対し、体制や手順を確認し、原子炉安全を確保できることを確認している（大規模損壊対応）。ただし、ここでは、自然現象個別の属性を考慮して評価するのではなく、自然現象の結果として生じるプラント状態（SBO (Station Blackout)や LUHS( Loss of Ultimate Heat Sink)など）に着目して対応を評価している。つまり、想定し得るプラント状態に応じた対応（兆候ベースの手順書：EOP に類似）を確認しているが、先に既述したように、設計基準を超えるような自然現象であれば、現象そのものを特定できることから、その特徴に応じた対応を事前に手順書化することができる（事象ベースの手順書：AOP (Abnormal Operating Procedure) に類似）。

具体的には、予見性のある自然現象に対しては、当該自然現象に対する適切な判断基準により対応体制を事前に規定することや影響の範囲や程度を事前に評価して復旧手順を定めておくことなど、現象を特定できることと現象の特徴に応じた体制や手順などを検討することの有用性は高い。

また、設計基準ハザードを超えるレベルでの耐力は、規制基準ではDB設備に対してもSA設備に対しても明示的に求められてはおらず、SA設備の多様性や分散配置による外的事象に対する信頼性の向上が期待されている。しかしながら、このような多様性の効果も自然現象毎に異なるものと考えられることから、個々の自然現象毎に耐力を検討することが必要である。

可搬設備は汎用設備である場合が多く調達がしやすく、常設設備に対して多様性があり、移動して使用できることから分散配置の自由度も高く、様々な自然現象に対応する柔軟性を有することから、これらの可搬設備のメリットを最大限引き出し、マネジメントの高度化につなげることが望まれる。

#### (4) 提案

現行の規制基準では従来の深層防護レベル3を超えるレベル4の取組としてSA設備を配備することを要求し、外的事象の特性を踏まえSA設備に対する要件の大枠を示している。また、設計基準を超える事故シーケンスに対する有効性を評価する際にはこれら要件を満たしたSA設備であればクレジットを取れるとしている。このような設備

オリエンテッドな要求事項のため、特に可搬 SA 設備が各種の自然現象に対して機能が損なわれないようにすることが困難になる場合があり、マネジメントの高度化を阻害する要因となり得る。規制要件としては設備オリエンテッドな要求ではなく、発電所の有する能力を要求することで、特に柔軟なマネジメントが求められる設計基準を超えた領域では有効となり得る。

事業者においては、予見可能な外的事象に対しては、その事象の襲来に備えた言わば前兆を捉えた対応手順を準備することが適切である。また、襲来した外的事象が何であるかを速やかに同定する手順を整備し、自然現象の属性を考慮して自然現象毎に脆弱個所をあらかじめ同定しておき、復旧手順やツールを準備し、想定される事故シーケンスに応じ、有効と考えられる体制、手順の整備を図っていくことが求められる。

#### 参考文献

- [1] 「実用発電用原子炉に係る新規規制基準の考え方について」、平成 29 年 11 月 8 日改訂、原子力規制委員会
- [2] 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、令和 2 年 3 月 31 日改訂、原子力規制委員会
- [3] NEI12-06 [Rev 4] ,"DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE", NEI, December 2016

### 2.1.3 設計基準ハザードの設定と基準超の取り組み

#### (1) 課題設定の問題意識

福島第一原子力発電所事故以前の原子力安全規制では、外的事象に対しては、設計基準ハザードの範囲において安全性を確保する枠組みとなっており、設計基準ハザードを超える領域に対して、地震については「残余のリスク」の考え方があったが、その他自然事象については具体的な考え方をもっていなかった。一方、現行の規制基準では、設計基準ハザードを超える大規模な自然災害に対して、特定の事故シーケンスを想定しない大規模損壊に対処できる手順、体制、資機材等の整備を求めている。ここでは、外的事象の特性を踏まえた影響を具体的に想定することは要求されていないため、個別ハザードの特性を踏まえた事故シナリオを想定するなどの改善の余地がある。また、不確かさの大きい外的事象に対しては、設計基準ハザードは過度に保守的に設定されがちであり、マネジメントを阻害する要因となるなど、全体としてバランスよくリスクを低減できていない。これらの問題点を解決するためには、設計基準超の領域で安全性能を改善する取り組みと、合わせて適切な設計基準ハザードを設定することが必要と考える。

#### (2) 関連する知見

##### a. サイト固有地震動の決定手法

米国では、R.G.1.208「パフォーマンススペースのサイト固有地震動の決定手法」<sup>[1]</sup>が策定・発行されており、発生頻度だけでなく施設への影響度も考慮した手法となっている。（手法の詳細に関しては、米国土木学会（ASCE/SEI）の基準であるASCE/SEI 43-05「原子力施設用構築物系統機器の耐震設計基準」（2005年）が参照されている。）

##### b. 地震安全の基本的な考え方

地震工学会と原子力学会との協働で検討された「地震安全の基本原則」<sup>[2]</sup>では、図2.1.3-1のような「安全確保のための基本的な対処の考え方」を提示している。ハードウェアの設計のプロセスを考えると、設計用地震ハザードを何らかの形で設定する必要があるが、予測に不確かさがある連続的な地震ハザードに対しては、参照する年超過頻度の厳密な値を設定し、それに応じた地震ハザードを決定するということは原理的に不可能である。したがって、設計に過度に依存せず、設計用地震ハザードを超えたとしても急激に安全性能が低下しないような備えにより、全体的にバランスよくリスクを低減することが重要である。このためには、図2.1.3-1の頻度の高い領域では発生防止（図中の下向きの矢印）に重点を、影響度の高い領域では影響の緩和（図中の左向きの矢印）に重点をおくことが有効である。

c. 外的事象の定量的スクリーニングガイダンス

NEA (Nuclear Energy Agency) レポート「原子力発電所の外部ハザードをスクリーニングするためのアプローチの検討」<sup>[3]</sup> では、各国の定量的スクリーニング指標の調査結果が表 2.1.3-1 のとおりまとめられている。例えば WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association) では、設計基準事象の発生頻度として  $10^{-4}$ /年未満を共通目標値としている。

表 2.1.3-1 定量的スクリーニング指標

Country/Organisation	Document	Quantitative Guidance	Notes
WENRA	Issue T: Natural Hazards Head Document	Not higher than $10^{-4}$ per year, shall be used for each design basis event	
USA	ASME/ANS RA-Sb-2013	Frequency of design-basis hazard event used in the plant design < $10^{-5}$ per year and CCDF due to hazard < $10^{-1}$ per year  Conservative analysis shows CDF is < $10^{-6}$ per year	Specified as mean values
	DOE-STD-1020-2016	Design basis return periods:  2,500 to 125,000 years (depending on wind type and facility)  100 to 25,000 years (depending on flood type and facility)  100 to 25,000 years (depending on precipitation flood or loading and facility)  100 to 100,000 years (depending on volcanic ash loading or failure-cause and facility)	
	NUREG/CR-5042	$10^{-7}$ per year on CDF	
	Dam Safety Public Protection Guidelines: A Risk Framework to Support Dam Safety Decision-Making	$10^{-4}$ per year	Suggested frequency cutoff as decreasing justification to reduce or better understand risks
Canada	N290.17-17	Screen if large release frequency < $10^{-7}$ per year	
Germany	KTA 2201.1	Design basis return periods:  $10^{-5}$ per year (earthquake)	Earthquake value specified as median,

### (3) 検討

#### a. 設計基準ハザードの設定について

以下、ハザードの頻度に関しては断りの無い限り超過頻度の平均値を表すものとする。外的事象によるプラントへの影響は2つに分けて考える必要がある。一つは、外的事象によりプラントへの擾乱を引き起こさないようにする対応、もう一つは、プラントの擾乱が進展し事故やシビアアクシデントに至ることを防ぐ対応である。プラントへの擾乱は、運転の継続性に関わる問題であり、頻繁に原子炉が停止するようでは発電炉としての信頼性の観点から許容できず、例えば運転時の異常な過渡変化と同程度の耐性（頻度で言えば $10^{-2}$ /年程度まで）を持たせればよいものと考えられる。

事故に至ることを防ぐ対応としては、止める・冷やす・閉じ込めるの機能を有する設備を内的事象でいう事故の発生頻度相当（ $10^{-3}$ ~ $10^{-4}$ /年程度）の外的事象に対して耐性を有するよう設計することが考えられる。これは、上記(2)c.で述べたWENRAの設計基準事象の共通目標値と同等である。

さらにシビアアクシデントに至ることを防止する対応を考えると、ひとつの方法としては、より頻度の低い（例えば $10^{-5}$ /年程度）外的事象に対して設備設計をすることが考えられる。

ここで、自然現象である外的事象の設計荷重評価にあたっては、個々の不確かさを保守的に重畳したり、地域性のある事象に対して全サイト共通のハザードを要求するなど、結果的により低頻度な最大級のハザードレベルが設定される場合がある。このような過大な保守性は、安全対策のリソース配分をいびつにしたり、他の外的事象との設計条件の相反性といった問題を引き起こすなど、好ましくない影響をもたらす。したがって、設計基準ハザードを一定程度超えた領域での安全性能（炉心損傷防止）を担保する対策を用意した上で、より現実的な設計基準ハザードを設定することが望ましいが、これについては以下b.項で検討を行う。

#### b. 設計基準ハザード超の取り組みについて

##### ①現行規制基準の考え方

現行の規制基準では、「実用発電用原子炉に係る新規規制基準の考え方について」<sup>[4]</sup>にあるとおり、外的事象については、想定すべき外的事象を起因として安全機能が喪失することがないように設計することを要求している。想定すべき外的事象ハザードは、福島第一原子力発電所の事故の教訓や最新の科学的知見を踏まえて、より強化された設計基準ハザードが設定されている。また、想定外の外的事象を原因とする共通要因故障については、これをさらに大幅に超えるものであり、大規模損壊<sup>注1</sup>への対応として考慮することを要求している。

注1：「実用発電用原子炉に係る新規規制基準の考え方について」、平成30年12月19日改訂，原子力規制委員<sup>[4]</sup>

§3 3-4 大規模損壊対策 3-4-1 1 大規模損壊の定義等

大規模損壊とは、「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則86条）」のことをいう。

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

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

以上の考え方を図2.1.3-2のケース1にまとめる。設定された設計基準ハザードに対して設備設計を行い，それを超える領域に対しては，自然現象による大まかな被害状況を想定して大規模損壊の枠組みで対応する。なお，現実的には設計裕度や設備故障のランダム性，影響範囲の局所性などから，設計基準ハザードを超えたら直ちに大規模損壊に至る訳ではなく，実際に大規模損壊に至るのは設計基準ハザードを大幅に超えたところにある。例えば竜巻の場合，風圧や気圧差は共通要因として働くものの，影響を受ける部位は限定的であり，飛来物による機器等の損傷はランダム事象となることからクリフエッジ性は低いが，具体的な損傷の評価等により改善の余地を見出せると考えられる。このような大規模損壊に至らない領域を大規模損壊対応でカバーすることは必ずしも適切ではない。

また，竜巻評価ガイドでは，既往最大の竜巻や $10^{-5}$ /年レベルの竜巻を設計基準ハザードとすることが求められている。このような設計基準ハザードの保守的な設定は，安全対策へのリソース配分の観点だけでなく，屋外の可搬SA設備を固縛する対策につながり，迅速な事故対応を阻害するなどの要因となっている。

## ②改善案

図2.1.3-2のケース1は，現実的な設計基準ハザードと大規模損壊に至るハザードのギャップを保守的な設備設計と大規模損壊対応で埋めている状態であるが，これは上述のとおり必ずしも適切ではないため，改善案を検討する。

先ず、設計基準ハザードを超え大規模損壊まで至らない領域については、外的事象の特性を考慮することで、より適切な対応が可能である。具体的には、外的事象の特性から発電所の脆弱個所を同定しておき、想定される事故シーケンスに応じた炉心損傷防止に必要な安全機能における安全設備の最小の組合せ（ワンパス）を確保するためのシステム設計（アクシデントマネジメント含む）を整備しておくことで、より高い確度で炉心損傷防止を図ることができる。この場合、設計基準ハザードをマネジメントを阻害し得る保守的な設定から、より現実的な設定に見直しても、有効に炉心損傷防止が可能となる。以上の考え方を図 2.1.3-2 のケース 2 にまとめる。

ここで、図 2.1.3-2 の事故シーケンス A～C のイメージを図 2.1.3-3 に示す。事故シーケンス A は、ケース 1 とケース 2 とともに設計基準ハザード内のため、設計通りに設備が機能し、炉心損傷防止に成功する。事故シーケンス B は、ケース 1 において大幅に設計基準ハザードを超えたことにより、一部設備が機能せず炉心損傷に至るが、大規模損壊対応により影響が緩和される。事故シーケンス C は、ケース 2 において大幅に設計基準ハザードを超えているが、想定した事故シーケンスであり、ワンパス確保により炉心損傷防止に成功する。

以上のとおり、図 2.1.3-2 のケース 2 の改善案では、現行規制の枠組みに基づいたケース 1 より炉心損傷防止性能が高く、かつ設計基準ハザードの適正化が可能である。以上の取組は、PRA 手法がないハザードでも適用できるものであるが、ハザードによっては PRA 手法を活用してドミナントシーケンスに着目した対策をとるといった取組で同等の効果が期待できる。なお、ワンパス確保のために、当該ハザードに対する脆弱個所の同定と対応方法を明確しておくことは、大規模損壊が生じた場合においても、迅速な復旧を図ることができるようになることからさらにリスクの低減が可能となる。<sup>1</sup>

---

<sup>1</sup> 改善案の具体例としては、「(3)b.①現行規制基準の考え方」でも例示した竜巻への適用が考えられる。竜巻による飛来物による影響は、耐震設計により壁厚が厚い建物の内部には及ばないことを踏まえれば、影響を受ける箇所は事前に把握できる。また、竜巻の継続時間は短く、竜巻通過後は速やかな復旧活動に取り組むことも可能である。影響範囲も限定的であることから、安全設備の分散配置も共通故障を防止する上で有効である。こういった竜巻の特性に応じた検討によりワンパスを確保するための事前準備を実施する。

一方、設計基準ハザードについては、現状、他の自然現象に比べて、竜巻の発生メカニズム解明や過去の観測記録のデータが不十分であることから、サイトにおいて起こり得る竜巻の最大風速を予測できないとして、クリフエッジ性が小さいと考えられるにも関わらず、既往最大の竜巻レベルがサイト共通に適用されている。これにより、可搬型設備の固縛による事故時対応への影響や耐震設計との相反性などの問題が生じているが、設計基準ハザードをサイト毎に適正化することで、これらの問題を緩和できる可能性がある。

#### (4) 提案

これまでは、外的事象に対して設計基準ハザードを設定し、安全設備に影響が出ないよう設備設計をしてきた。しかし、不確実さの大きい外的事象に対しては、設計基準ハザードを厳しくしても依然として設計基準ハザードを超える可能性は残ることから、本質的な解決につながらない。そこで、設計基準ハザードを超える領域に対しては、炉心損傷防止に必要な安全設備の最小の組合せ（ワンパス）を確保したシステム設計（アクシデントマネジメント含む）を行い、合わせて設計基準ハザードは外的事象の特性を踏まえて過度に保守的にすることなく適切な設定に見直すことを提案した。これを実現するためには、規制の中に、設計基準ハザードを超えた領域のリスクレベルを考慮して、外的事象毎に適切な設計基準ハザードを設定する考え方を取り入れると共に、これに基づいて事業者側は、設計基準ハザードとこれを超えた領域にわたってバランスよくリスクを低減するためのシームレスな設計プロセスを確立することが求められる。なお、以上を実現するプロセスにおいては、リスク情報活用が欠かせないが、具体的には「2.3 PRA などのリスク評価手法を活用した外的事象の安全対策の向上」で検討した内容が参考となる。

#### 参考文献

- [1] NRC, R.G. 1.208 “A PERFORMANCE-BASED APPROACH TO DEFINE THE SITE-SPECIFIC EARTHQUAKE GROUND MOTION”, March 2007.
- [2] 日本原子力学会標準委員会, 日本地震工学会原子力発電所の地震安全の基本原則に関する研究委員会 [編], “原子力発電所の地震安全の原則：地震安全の基本的な考え方とその実践による継続的安全性向上”, 2019.12.
- [3] NEA/CSNI/R(2018)7, " Examination of Approaches for Screening External Hazards for Nuclear Power Plants", April 2019.
- [4] 「実用発電用原子炉に係る新規規制基準の考え方について」, 平成 30 年 12 月 19 日改訂, 原子力規制委員会

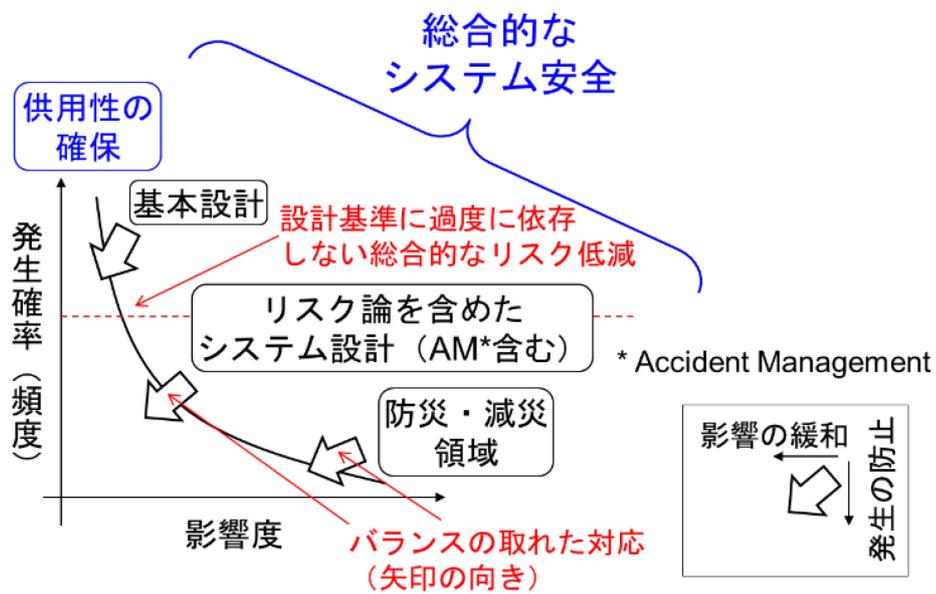


図 2.1.3-1 安全確保のための基本的な対処の考え方<sup>2)</sup>

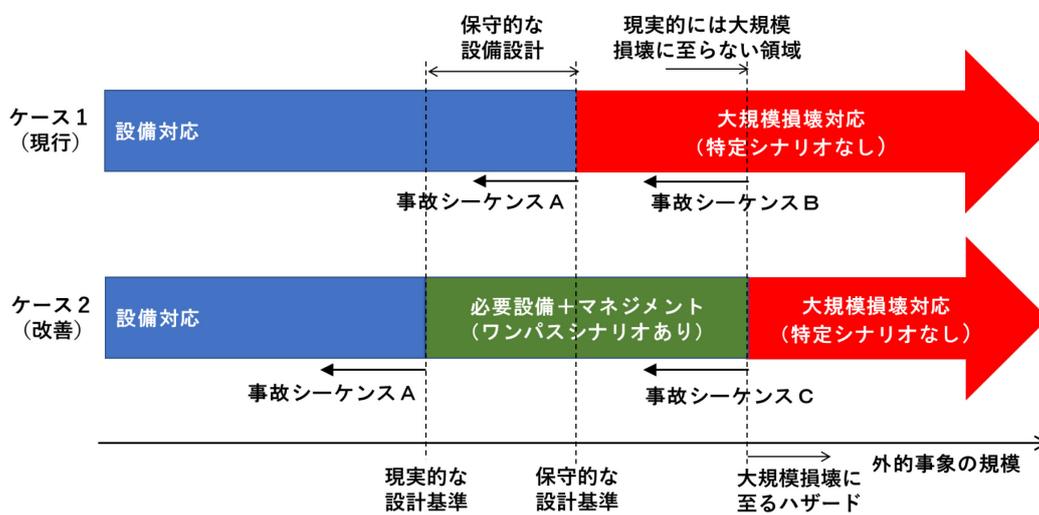
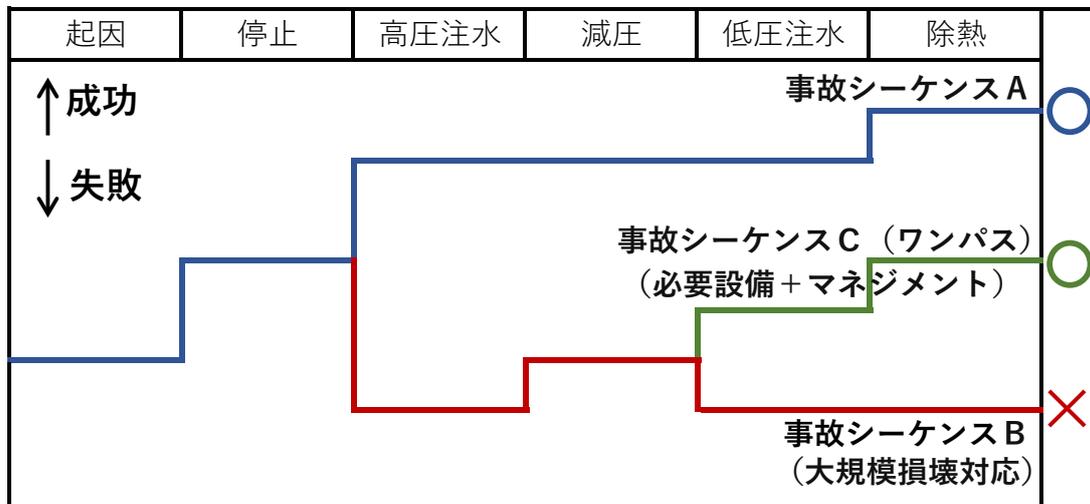


図 2.1.3-2 設計基準ハザードの設定と基準超の取り組み



○ : 炉心損傷防止成功, × : 炉心損傷防止失敗

図 2.1.3-3 設計基準超の取り組みに応じた事故シーケンス(イメージ)

## 2.1.4 設計基準対象設備のシビアアクシデント時の性能

### (1) 課題設定の問題意識

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析において、DB としての格納容器の隔離機能が重視され、空気作動の隔離弁であればフェイルクローズとなり、耐圧強化ベントの実施を阻害する要因となった可能性が指摘されている。また、非常用復水器系(IC:Isolation Condenser)の隔離弁における破断検出機能が、フェールセーフ設計となっていたことにより、直流電源喪失時にこのロジックが働き IC の機能が喪失した可能性が指摘されている。即ち、DBとして設計されたものが、SAの対応では阻害要因となり、DBとSAの相反性が存在することになる。

したがって、DBに対する具体的設計手法とその厳守が、原子炉リスク低減にどの程度寄与するのか、また、その設計手法がSA領域ではどのようなメリット・デメリットがあるのか、比較検討するプロセスを策定する必要がある。

### (2) 関連する知見

我が国の原子力規制委員会の「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会」においては、ICの作動状況<sup>[1]</sup>及び、耐圧強化ベントラインの設計<sup>[2]</sup>について検討が実施されている。ICの隔離弁に関するフェールセーフ機能について検討会の報告では、直流電源の制御電源用分電盤、直流電源の駆動電源用分電盤、交流電源の電源盤は、分散して配置されているが、津波による浸水により直流電源の制御電源用分電盤が被水により電源喪失し、交流電源盤が機能していたと仮定すれば、「直流電源の喪失後も交流電源が働き続けていた」とするシナリオの可能性があると分析されている。

米国のNRCは、福島第一原子力発電所における事故に関する短期タスクフォース(NTTF:Near Term Task Force)の勧告5において、BWRに対して信頼性の高い耐圧ベントの設置命令を発行した。NRCと産業界の議論後、格納容器ベントに関する修正命令(EA-13-109)「BWR Mark I/II 格納容器のシビアアクシデント条件下で運転可能な信頼性の高い耐圧格納容器ベントに関する認可修正命令」<sup>[3]</sup>を発行した。これに対しNEI(Nuclear Energy Institute)は、NTTF勧告5.1に対応する修正命令(EA-13-109)の適合方法を示した産業界ガイダンス(NEI 13-02)<sup>[4]</sup>を報告した。そして、NRCと産業界は、EA-13-109に対する最終総合計画書について合意している。

また、リスク情報を活用した相反性のある事例の評価としては、NUREG/CR-5775

<sup>[5]</sup>に記載されているBWRの主蒸気隔離弁(MSIV:Main Steam Isolation Valve)の試験頻度の適正化に関する評価事例がある。MSIVの試験頻度を増加すれば、試験に伴う誤閉による過渡事象を発生させるリスクが増加し、MSIVの試験頻度を減少させれば隔離機能(閉失敗)に伴うリスクが増加する。2つのリスクの総和が小さくなる試験頻度を設定する例が紹介されている。

ICの隔離弁における破断検出機能の作動は、津波の浸水時の誤作動の想定であるが、

火災発生時にも類似の誤作動が発生する。火災に関しては、設計基準規模の火災想定であれば火災の進展は限定的であるが、さらに厳しい状況(火災としての過酷事故)を想定すると、ブラウズフェリーのような誤動作問題が生じえる。この火災時の安全設備の誤動作について、火災 PRA 等では誤動作回路の分析が実施されている。具体的には、火災時のホットショートによる誤動作シナリオを NEI 00-01<sup>[6]</sup>に記載されている MSO(Multiple Spurious Operation)ジェネリックリスト<sup>1</sup>を用いた回路解析手法が開発されている。

### (3) 検討

IC の隔離弁と同様の構成となる、図 2.1.4-1 に示す RCIC の隔離弁の事例で検討する。RCIC の隔離弁の設計では、格納容器外の高エネルギー配管破断検出による自動隔離によるリスク低減と、破断検出回路等の誤動作による隔離弁誤閉に伴う RCIC 機能喪失によるリスク増加を比較することになる。内的事象におけるランダム故障であれば、破断検出回路の信頼性を向上させ誤動作の発生確率を低減させれば、誤動作による隔離弁誤閉に伴う RCIC 機能喪失によるリスク増加は抑制できる。ただし、外的事象を考慮した場合には、内部火災時の制御ケーブルのホットショートと類似な誤作動を発生させる要因があり、RCIC 機能喪失によるリスク増加が懸念される。また、このような外的要因による新たな機能喪失要因は、一般に大きな不確実さを含むため、設備ハード対策を難しくしている。例えば、外的事象による安全設備の誤動作に対応するため、運転員等のリカバリー操作を積極的に活用するように改善する。図 2.1.4-1 に示すように現状は RCIC の隔離弁は格納容器バウンダリーの DB の原則に基づき格納容器の内と外に設置されているが、格納容器外に 2 弁設置して誤動作時には運転員等が手動開できるように DB の原則の除外規定を適用することも考えられる。この場合には、設置許可基準規則等<sup>[7]</sup>の隔離弁における第 32 条 5 号にて「原子炉格納容器の内側及び外側にそれぞれ一個の隔離弁を設けるものとする。」の記載に対し、除外事例の考慮を求めることになる。

図 2.1.4-2 に示すように格納容器ベントラインの隔離弁は、格納容器バウンダリーを構成しているため隔離機能を有している。したがって、空気作動弁であればフェールクローズ設計となるため、電源、空気作動源が喪失している場合は弁閉となる機構となる。設置許可基準規則等<sup>[7]</sup>において、隔離弁に対しては第 32 条 5 号にて「閉止後において駆動動力源が喪失した場合においても隔離機能が失われないものとする。」と記載されている。格納容器ベント操作は、これらの隔離弁を開作動させるため、電源及び空気作動源は必須となる。また、格納容器圧力逃がし装置の第 50 条第 2 項の解釈にて「格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。」が求められている。

---

<sup>1</sup> MSO(Multiple Spurious Operation)ジェネリックリストは、米国での火災 PRA の経験に基づき、火災時に複数の誤動作モードの発生が想定されるシステム事例をリスト化したものである。

さらに、同条項の解釈には「炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。」も記載されている。このように DB の深層防護レベル3の隔離弁に対する閉要求と、SA 時に深層防護レベル4として隔離弁の開操作要求となり、DBとSAの相反性が存在する。格納容器バウンダリーの隔離弁に対する自動的、かつ、確実に閉止される要求に対しては、DB 範囲であれば事故の収束に必要な系統の隔離弁を除く記載があり、第 32 条 4 号の解釈にて「非常用炉心冷却系の配管等、その系統に期待される安全機能を阻害しない」と記載されている。非常用炉心冷却系の隔離弁と同様に、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁に対して、その系統に期待される SA 時の機能を阻害しないことを求めることが考えられる。図 2.1.4-2 に示す格納容器ベントラインの隔離弁には自動隔離信号が設定されているが、外的事象を考慮において誤動作が懸念される場合には、通常時閉の隔離弁であり自動隔離信号を除外することも考えられる。米国の格納容器ベントに関する産業界ガイダンス(NEI 13-02)<sup>[4]</sup>では、格納容器貫通部への GDC (General Design Criteria) 56 の自動隔離信号は、通常閉の格納容器ベントラインの隔離弁には不要と記載されている。

#### (4) 提案

設計基準に対する具体的設計手法とその厳守が原子炉リスク低減にどの程度寄与するのか、またその設計手法が SA 領域ではどのようなメリット・デメリットがあるのか、比較検討するプロセスを策定する。

DB と SA の相反性が存在する事象は、今後、特に外的事象おける損傷モードが特定できず、誤動作が発生するような事象に対する分析が充実すれば、新たな知見として指摘される事例もあると考えられる。このようなことを考慮すれば、DB と SA の相反性が存在する事象を安全問題としてとらえ、事象を分析し、リスク評価して、原子力発電所の設計(規制に)に反映するか判断し、それらを定期的に更新する仕組みが必要となる。諸外国の事例としては、米国 NRC の Generic Issue(GI)が参考となるが、我が国においても同様な安全問題に取り組む体系を提案する。

参考文献

- [1] 第5回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会  
資料1 1号機非常用復水器の作動状況について
- [2] 第10回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会  
資料4-2 追加説明資料 耐圧強化ベントラインの設計等について
- [3] EA-13-109, “Issuance of Order to Modify Licenses with Regard to Reliable Hardened Containment Vents Capable of Operation under Severe Accident Conditions”, June 6, 2013.
- [4] NEI 13-02 Rev.1, “Industry Guidance for Compliance with Order EA-13-109, BWR Mark I&II Reliable Hardened Containment Vents Capable of Operation under Severe Accident Conditions”, April 2015.
- [5] NUREG/CR-5775, ”Quantitative Evaluation of Surveillance Test Intervals Including Test-Caused Risks”, Feb.1992
- [6] NEI 00-01 [Rev 4], “Guidance for Post-Fire Safe Shutdown Circuit Analysis”, September 2016
- [7] 原子力規制委員会, “実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則の解釈”, 令和2年3月31日改訂

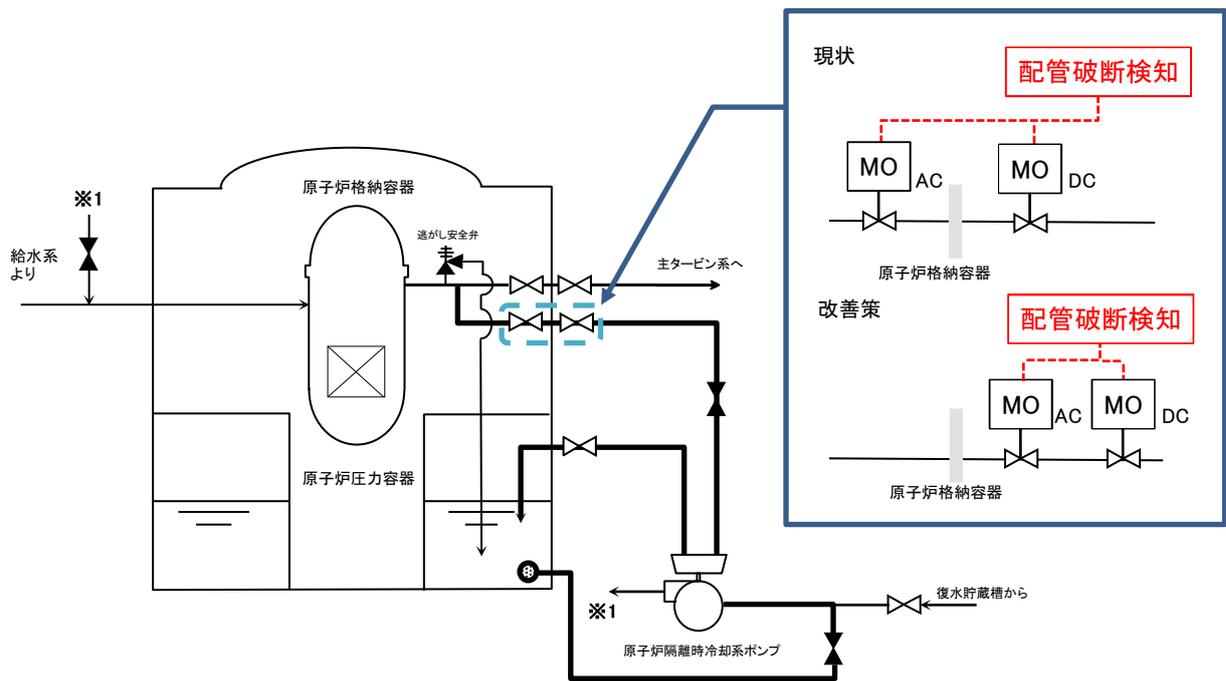


図 2.1.4-1 RCIC の隔離弁の構成

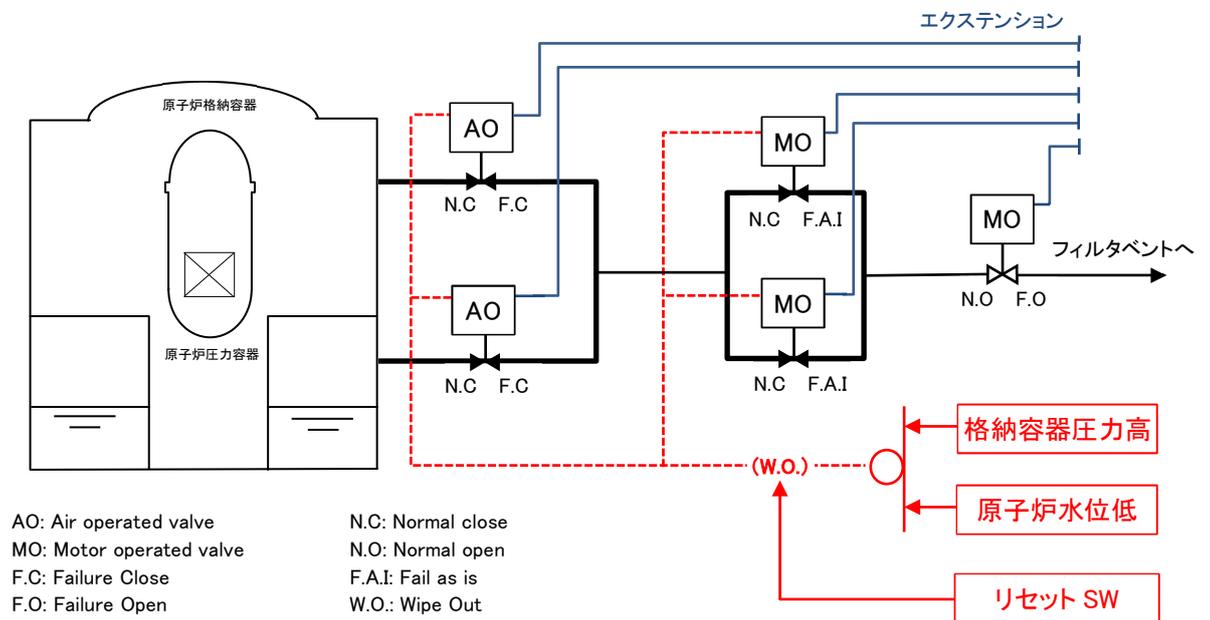


図 2.1.4-2 格納容器ベントの隔離弁の構成

## 2.1.5 設備設計の想定を超えた場合の緊急時対応の整備

### (1) 課題設定の問題意識

福島第一原子力発電所事故後の原子力安全規制により、各プラントは外的事象に対して設備が強化されたが、設備強化の想定を超えた自然災害が来ないとは言えず、想定を大きく超えた場合でも、発電所内の SA 設備等を活用して事故収束を図るよう手順等が定められ、頻繁に訓練も実施されているものの、福島第一原子力発電所事故の際と同様にプラント外部からの AM による復旧と影響緩和をすることも考えられる。一方、福島第一原子力発電所事故の教訓<sup>[1]</sup>として、国と事業者の意思決定組織ができるまでに時間を要し、その間に情報共有、意思決定、適切な指示の遅れなどの問題が生じたことが挙げられている。また、サイト内が津波により壊滅的な状態になったために外部から資器材の支援の必要性に迫られたが、事前の準備がなかったために適切な時期に適切な資器材の支援ができなかったという問題も教訓である。さらに、緊急時における体制や対応が十分に考えられてこなかったために、外部からの不適切な干渉や外乱が現場の復旧作業を阻害し、遅らせたという経験もあった。このような教訓を踏まえると、平時より国と事業者の責任と役割を決め、また外部から資器材の支援をする体制を整備することは、緊急事態の管理として重要であるが、そのような事態における国を含めた意思決定プロセスや体制の整備が十分できているとは言えない。

### (2) 関連する知見

米国では、多重、多様、独立の安全系で原子力発電所の安全確保をするとともに、設備対策の想定を超えた場合に対して AM が整備され、国と事業者のガイドラインが整備されている。さらに、福島第一原子力発電所事故の教訓として、新たに FLEX を整備<sup>[2]</sup>し、プラント外部からの支援（地域対応センター（RRC : Regional Response Center）の設置）を強化している。

また、フランスでも、フランス電力（EDF : Electricite de France）が、福島第一原子力発電所事故から得られた教訓を考慮して、およそ 300 名からなる FARN を設立している<sup>[3]</sup>。

### (3) 検討

設備設計の想定を大きく超えた事態では、重篤で広範囲の機能喪失が発生するため、炉心損傷から格納容器破損という事態が誘発される。規制基準では、このような事態を「大規模損壊」と称してサイト周辺への影響緩和を講じることを求めているが、想定を大きく超えた自然災害が発生すると、プラント設備だけでなく、サイト内外に広範囲で複雑な被害を及ぼし、国や地方自治体、各種の行政組織（警察、消防、自衛隊など）を含めた国全体での防災・減災活動を必要とするため、体系的に体制を整備しておく必要がある。米国のサイト外からの発電所支援として RRC が設立されていることに対して、

我が国では事業者間の連携協力での支援体制の整備などが行われているが、機材の輸送など緊急時のサイト外からの支援は、緊急時のリソース配分やインフラへの被害、諸手続きを迅速に行えるようにすることなどを考えると国、自治体の支援がなければ有効に機能しない。例えば、福島第一原子力発電所事故時において、壊滅的な被害を被った福島第一にサイト外から必要な資機材を供給しようと試みたが、インフラの被害や搬送業者の事情などにより迅速かつ効率的に機能しなかったという経験があり、平時より緊急時におけるサイト外からの支援に対して国、自治体との連携を強化することが重要であると考えられる。

また、体制があっても関係者の教育と訓練がなければ、万一の場合に機能しないことはあきらかである。電力事業者は、当事者として教育と訓練を充実させているが、事業者を支援する国や自治体、関連機関に対しても立場に応じた教育・訓練が必要である。実際、福島第一原子力発電所事故でも国と事業者間の混乱ばかりでなく、現場において情報不足から生じる混乱や被ばくの恐怖から機材の搬送業者を手配できなかったという事例まで、各階層での混乱が多々見られた。したがって、大規模災害時において、国と自治体、事業者の指揮系統の整備だけでなく、現場で限られた情報から適切な判断ができる高度な人材の育成、さらに緊急時の搬送業者などの支援組織の従事者の教育・訓練が必要であると考えられる。

#### (4) 提案

- ① 設備設計の想定を超えた自然災害の発生は、極低頻度といえども発生すると重篤な共通原因故障を誘発し「想定外」の事態を招くため、このような場合に備えて緊急時体制と必要な資器材をオンサイトだけでなくサイト外にも整備しておくべきである。米国では、FLEX と RRC によりサイト外からの支援体制を福島第一原子力発電所事故の教訓として整備をしているが、我が国でも国情や制度を勘案したうえで、サイト外からの支援体制を検討する必要がある、サイト外からの支援活動に国、自治体が適切に関与する体制を構築する必要がある（図 2.1.5-1 参照）。
- ② 緊急時体制は、国と事業者が情報を共有し指揮系統を統一する統合本部とサイトを外部から支援する体制で構成されるが、統合本部では、国と事業者、学協会の権限と役割を明確にし、不要な干渉や外乱を排除し、事故の収束に向けて適切なリソース配分を行うべきである。また、サイト外からの支援体制は、被災したサイトに適切な資器材を搬送するとともにサイトでの事故対応責任者の下で復旧活動を支援する役割を持ち、緊急時に迅速かつ適切な活動ができるように、事業者だけでなく国、自治体などの支援体制を含めて平時より教育と訓練を積む必要がある。

参考文献

- [1] 「福島第一原子力発電所の事故に関するセミナー」報告書（原子力安全部会）,2013年3月
- [2] Nuclear Energy Institute, NEI 12-06, Rev.5, “Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide” , April 2018.
- [3] ASN Press Release, "ASN's 2011 report on the state of nuclear safety and radiation protection in France: "there is a before and an after Fukushima", June 28, 2012.

安全確保のための戦略的展開の考え方（案）

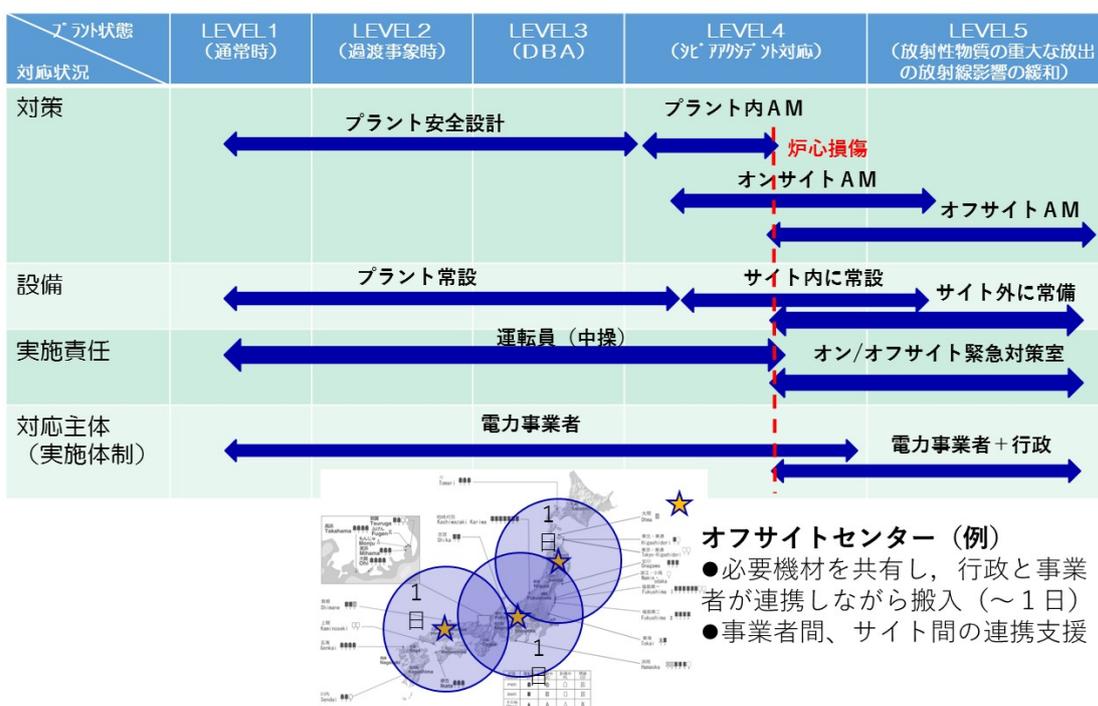
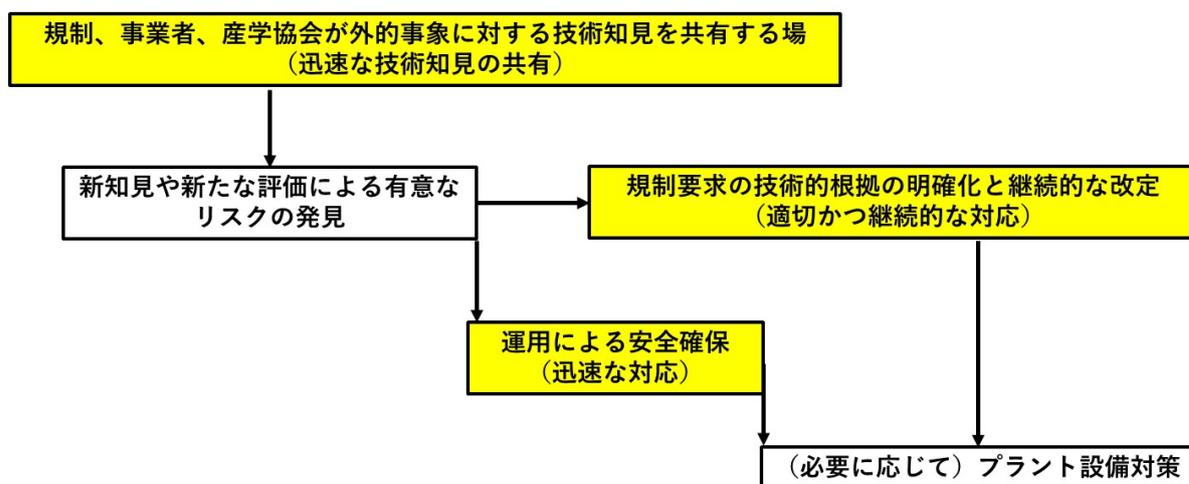


図 2.1.5-1：緊急時における事業者と国，自治体との連携活動の概念

## 2.2 新知見などの継続的な検討と迅速に対応する体制の確立

新知見に限らず設計条件として考慮しなくて良いとした事象の中にも原子力発電所に脅威を及ぼすものが隠れている可能性があるため、継続的に検討し有意なリスクを見出した場合は拙速でなく迅速な対策を講じる必要がある。しかしながら、現実には新知見や新たなリスクが確定するまでには多くの議論が必要であり（特に自然災害には多くの不確かさが含まれているため妥当性を簡単には判断できない）、またプラント設備や運用の変更を伴う対策には安全審査などの手続きに時間がかかることなどを考えると、図 2.2-1 のような体制とプロセスを構築する必要がある。まず、規制と産業界が技術的な知見を共有する場を設け、継続的に新知見や新たなリスクを検討し速やかに共有できるようにすべきであり、有意なリスクが見いだされたが技術的には不確かな段階では短時間で整備が可能な運用による安全確保をすべきである。最終的にリスクと対策が明確になれば、規制の技術的根拠を明確にして恒久対策をすることになる。このようなプロセスを構築するために、以下の 5 項目の検討と対応が必要であると考え。すなわち、新知見に対して設備・運用をタイムリーに改善する仕組みと新知見を見出した場合の措置などを予め決めておく必要がある (a, b)。また、新知見の継続的な検討の中では、現段階では設計上考慮不要とした事象と言えども考慮に入れる姿勢が重要であると思われる (c)。d と e は、a, b, c を前提に図 2.2-1 のプロセスを構築・運用するための提案である。

- a. 設備・運用の改善をタイムリーにする仕組み
- b. 新知見に対する取り組み
- c. 設計対象外の外的事象の継続的な検討
- d. 規制、事業者、産学協会が外的事象に対する技術知見を共有する場の設立
- e. 規制要求の技術的根拠の明確化と継続的な改善



10

図 2.2-1 新知見などの継続的な検討と迅速に対応する体制とプロセスの構築

## 2.2.1 設備・運用の改善をタイムリーにする仕組み

### (1) 課題設定の問題意識

福島第一原子力発電所事故後の原子力発電所における安全性の確保は、設計基準として発生を想定する事故への備え（DB設備）、事故が発生するおそれ、又は発生した後の備え（SA設備）、想定を超えた大規模な損傷を想定した備え（SA設備+特重施設）により多層的に構成されている。これらの多層的な備えは深層防護を基本として、可能な限り独立して維持されることが規制上の基本的な要求であり、これら設備の機能維持はもちろんのこと、機能が要求される事態を想定して運転員及び緊急時対応要員は訓練等を通して交替要員も含めて常に力量を維持することが必要とされる<sup>[1]</sup>。

一方、これらの設備及び運用の改善についても規制上の定めがあり、保安規定に1回/年程度定期的に訓練等を通して得られた知見を反映することが定められ、また原子炉等規制法に毎サイクル起動後6ヶ月以内、つまり1回/運転サイクルの頻度で国内外の最新知見を反映した結果を安全性向上評価届出書として提出することが定められている<sup>[2]</sup>。このように高頻度で行う改善の機会が法的に明確化され、定められている状況ながら、設置変更許可、工事計画認可及び保安規定に定められた事項を変更する場合は許可、認可の対象であり、行政のリソースを踏まえれば必ずしもタイムリーに審査されるとは限らない状況となっている。つまり、改善に係わる制度設計にて想定しているスピード感と実態が乖離した状態が常態化してしまうという懸念がある。

例えば、複数の消防自動車を連結して注水用の淡水を送水する操作について、緊急時対策要員の訓練による練度を維持することで目的を達成することも可能であるが、1台の大容量送水車を用意して、複数の消防自動車分をまかなうことで要員の削減が可能な場合でも、この運用をすぐに変更することは許認可上不可能である。削減した要員を事故対応の他の作業に割り当てられるという安全性の向上に寄与する場合であっても、である。このように運用の改善をタイムリーに行うことができないという事態が想定されるが、設備面の改善についても当然同様の事態が想定される。このような弊害を取り除かない限りは、改善が迅速に行われなくなると考えられることから、これを克服するための方策について検討する。

### (2) 関連する知見

設備又は運用をタイムリーに改善する仕組みを検討する上で、米国の最終安全解析書（FSAR：Final Safety Analysis Report）に関わる許認可の変更制度<sup>[3][4]</sup>は、設備の変更等に関する個別案件の安全性の観点での影響に応じた判断がなされる運用となっており、参考となる。

### (3) 検討

設備、運用の改善をタイムリーに行う上で弊害とならない仕組みについて検討する。この点については、本 WG における議論の中でも繰り返し指摘されてきたし、もとより、規制機関においても課題であると認識されてきた。外的事象が影響の範囲や発生時期に大きな不確かさを内在していることにより、タイムリーで応急的な対応が必要なこと、及び常設設備による対応だけではなく、可搬設備等によりオフサイトマネジメントを含めた機動的なリカバリーが必要となり、訓練等からの知見を踏まえショートスパンで見直されるべきことを踏まえ、新たな仕組みを導入することは有効である。

ポイントは、安全性を大きく阻害する可能性があり得る変更は従来通り厳格な審査プロセスを経て変更が行われる一方で、総合的には安全性の観点で改善される場合であって、軽微な変更とみなせる際は手続きの簡略化や事後的な確認で済ませるなどの合理性を仕組みを導入することである。

具体的には、規制庁の限られたリソースを有効に使うことであれば、範囲を限定して抜き取りで事後確認する、あるいは現地駐在検査官のリソースを有効に活用するという点も検討の余地があると考えられる。変更に対する軽重を付けた対応という観点では、米国の仕組みが参考になる。米国の FSAR には、設計ベースの設備情報、運転上の制限並びに構造物、系統、機器の安全解析結果が記述されており、内容の変更結果は 24 か月を超えない期間毎に NRC へ提出される。ここで、安全解析に抵触するような設備や手順書の変更がある場合は事前の NRC による審査が必要であるが、10CFR50.59（変更、検査及び試験）にて定めている通り、変更の重要性を判断する観点をあらかじめ定め、それに基づき事業者が自主的な判断を行い、事前の NRC 審査を経ずに設備及び運用の改善を実行できる仕組みになっている。当該変更が与えるプラントの安全性への影響が従来の審査を要するレベルではないことについては、地方局の職員が事後サンプリングにて確認する。

一方、我が国の現行の安全性向上評価届出書は、米国の FSAR の様に許認可の主体となる仕組みにはなっていない。内容の軽重は問わず、設置変更許可申請書、工事計画認可申請書、保安規定認可申請書それぞれについて審査が行われているのが実情である。安全性の継続的な改善を行うことは、既に安全性向上評価制度により運用を始めていることを踏まえ、当該制度と連携した仕組みとする。すなわち、事業者は最新の設備や運用の状況について安全性向上評価届出書の一部としてまとめている現状を踏まえ、当該部分の変更について規制側が柔軟性をもって対応できるようにする。

### (4) 提案

設置許可申請書、工事計画認可申請書に関わる設備及び／又は運用を変更する場合について、許可・認可の審査の基礎となった解析等を含む評価結果への影響が軽微

なことを条件として、規制機関による確認が事後的な場合でも許容される仕組みを新規に導入する。この際、軽微な変更に該当するかどうか非常に重要であることから、定量的な判断の基準も同時に導入する。

具体的には、あらかじめ定めた観点（例えば、リスクの変化、公衆被ばくの変化、事象発生頻度の変化、改善に伴う想定外の事象発生の可能性、他設備等への悪影響の有無等定量的な基準を含む）に従い、許認可への影響が軽微な改善事項については、事業者は当該観点に従い事前の許認可が不要であることを確認した上で改善を実施しつつ、その旨を安全性向上評価届出書に明示する。規制機関はその内容を確認し、改めて許認可審査を行う必要が無いか精査する。（影響が大きな改善については、従来通り事前の審査を行う。）あるいは、日々の規制機関による監視活動において事業者の改善活動への確認を実施する。具体的には、設備の改善であれば規制庁によるチーム検査時に抜き取りで件名を指定し、設計根拠や試験結果記録等を確認する。運用の改善であれば、常駐検査官により訓練等を抜き取りで観察することで有効性を確認する。

#### 参考文献

- [1] 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、令和2年3月31日改訂、原子力規制委員会
- [2] 「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」、令和2年3月31日改訂、原子力規制委員会
- [3] 10CFR Section 50.59 “Changes, tests and experiments.”, August 29, 2017
- [4] NEI 96-07 Rev.1 “Guidelines for 10 CFR 50.59 Evaluations”

## 2.2.2 新知見に対する取り組み

### (1) 課題設定の問題意識

福島第一原子力発電所事故の教訓として津波への対応の遅れが指摘されている。これは福島沖に波源を設定する必要性が指摘されてもなお、その妥当性を土木学会へ依頼し、対応を先延ばしにしてきたことを指している<sup>[1]</sup>。不確実・未確定な段階の情報、すなわち定説化される前の研究段階の情報をどの様に扱っていくかは現実にプラントを運転する事業者にとっては判断が難しいところがあり、いざリスク情報が得られてから検討を開始するというのでは遅きに失してしまう。

どのようなリスク情報が得られた場合は即座に対応することが必要で、どのような情報が得られた場合は追加情報をモニタリングしていくのか、事業者単独で情報収集していけば良いのか、産官学が連携して優先順位を見定めていくのか、といった基本的な枠組みが現状は不足している。(具体的な問題意識、提案は「2.2.4 規制, 事業者, 産学協会が外的事象に対する技術知見を共有する場の設立」へ)

外的事象から既存設備を防護するにあたって、深層防護の各層に対してどのような防護策を施していくのかという観点では、例えば津波の場合であれば、防潮堤のかさ上げ、建屋防潮壁の追加設置、重要機器設置区画の水密化による設計水頭の増加、浸水時排水量増加、代替機能を有する可搬設備の配備場所の変更等が考えられる。これらの対応はそれぞれ要する時間が異なり、数日単位の短期間に完了できるものもあれば、数年単位の時間を要するものもある。これらの対応に優先順位を付けて戦略的に対応することは重要であるが、時間軸についての議論は少なく、全てがそろわなければプラントの運転をしないという判断が事実上されていくことが懸念される。

また、どのような対応を行っていくのか判断する際は、深層防護や安全裕度などの従来の決定論的な考え方に加えて、より効果的な対応を優先的に施していくのか判断するためにもリスクを参照することが重要であるが、その判断スキームが明確ではない。このように、外的事象に関する新知見への対応は、時間軸を踏まえたスピーディーな対策の実施、効果的で優先順位を決めた対策の実施が肝要である。

### (2) 関連する知見

不確実・未確定な情報の中から設備や運用へ反映すべき知見が含まれるかどうか判断することは容易ではないが、その様な場合でも既存のリスク情報(定性的情報と定量的情報)を活用し、総合的に判断して対処するため、IRIDM (Integrated Risk-Informed Decision-Making) のアプローチ<sup>[2][3]</sup>が参考になる。

### (3) 検討

外的事象への対応として、予兆を示す事象であれば切迫性が明らかであり、プラントへの影響が大きいと推定できる場合は即時プラントを停止するという措置も可能

であるが、福島第一原子力発電所へ襲来した津波の様に、そもそも発生の可能性や周期性について専門家でも意見が分かれる事象については、事業者、規制ともに結果として不作為の状態に陥る危険性がある。事業者は専門家としての共通見解がまとまるのを待つ、あるいは規制であれば多額なコストと時間をかけてバックフィットをかける指示を出すことに躊躇するという意思決定の先延ばしの危険性は否定できない。ここで、大事なことは、不確実・未確定な要素が排除できない状況であるにせよ、一定の学問的、技術的な根拠があつての専門家の主張に対して、完全な不作為状態に陥らないことであり、事業者は応急の対応をスピーディーに実施することである。同時に規制は当該応急の対応に対して、設計基準対象設備としての規制を要求し、対策の完了が遅れるような事態は避けなければならない。（例えば既存設備への悪影響防止の観点を超えて応急対策設備そのものへ耐震性を要求する等）

新知見の取り組みとして重要なことは、事業者が絶えず最新の情報を収集していること、その活動に基づき原子炉施設への適用を自ら判断して実行に移すことが基本的な活動として実施できていることであり、扱う情報の中にはこれまでの設計や運用の前提である設計基準を超えるおそれがある事象と関連するものも含める必要がある。その上で、産・官・学が協力して検討していく大規模な対応を要する事案について、優先順位や成果をまとめる期限を設けて実施すること、さらには事業者が対応した知見に漏れが無いか、対応の内容が包括的なものになっているのか多面的なレビューを行う等、一定の透明性は必要である。

新知見への対応であることを踏まえると、従前の設計の考え方では問題を解決できない場合もあり得る。そのような状況での意思決定の考え方をあらかじめ整理しておく必要がある。基本となるのはリスク情報を活用した意思決定（RIDM：Risk-Informed Decision-Making）であり、NRCのLIC-504“Risk-Informed Decision-Making Process for Emergent Issues”が参考になる。LIC-504は、既存の規制上のルールで解決できない新たな知見が入手された場合にNRC内部で行う意思決定過程を定めたものであり、検討結果次第では事業者に対してプラントの即時停止を要求することにもなる仕組みである。意思決定に際しての観点としては、既存の規制に適合していること、深層防護が維持されていること、安全余裕が確保されていること、リスクが許容可能なレベルであること、対策の有効性を継続的に確認し、見直し及び是正できることが挙げられており、これらを統合して対応を決定、実施、管理していくとしている。

事業者の活動としてポイントとなるのは、入手した情報が必ずしも設備の設計や運用の詳細を決定するには十分ではない場合があることを前提に対応方針を決めておくこと、つまり、情報が不足しているから対応しないのではなく、情報が充実していくに従って、精度が高い対策に変更していくという考え方である。LIC-504に基づく対応事例を見てみると、応急的な対策をまずは実施しつつ、その効果を監視しながら

ら恒久的な設備対策を実施していくというプロセスを踏んでいるものがあり、それ故に期限付きの運転継続が判断されている。

#### (4) 提案

事業者は入手した新知見の重要度に応じて、必要な対応を行うプロセスを構築する。特に設計基準を超えるおそれがある事象については、その重要性に鑑み、時間軸を考慮した対応とする。

具体的には、時間軸を踏まえた段階的な対応を行う運用であり、例えば、応急的な対応、恒久的な対応という二段階のステップで対応の充実を図ることは適切である。まずは、運用面を中心とした応急的な対応（可搬設備の整備や手順書の充実、訓練の実施等）を短期間で実施することでリスクを下げ、並行して追加の情報収集（自らシミュレーション等の評価を行うことで追加の情報を得ることを含める）を進め、その内容に基づいて応急的な対応の更新や恒久的な対応（新規設備の設置、既存設備の改造等）を実施していくことが有効である。

段階的な対応の内容や工程を決めるにあたっては、新知見という不確かな情報を含むものに対して、抜けなく効果的な判断をするために RIDM の観点で統合的な意思決定を行う。対応を実施する期限は、対応に要する工程だけではなく、可能な場合は新知見により発生し得る事象に基づき炉心損傷頻度の上昇分が許容可能かどうか等、リスク情報も踏まえ決めていく。

これらの活動は安全性向上評価届出書により公表する。産・官・学が連携して優先順位付けを行った重要な新知見への対応状況や、それ以外の自主的なもので対応中のもの（応急的な対応を実施済みで追加情報を収集中のもの、恒久的な対応を実施中のもの）も含めて公表を行うことで一定の透明性を確保する。

#### 参考文献

- [1] 「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, 東京電力株式会社
- [2] 原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準: 2019 (AESJ-SC-S012: 2019)
- [3] NRC, LIC-504 “Risk-Informed Decision-Making Process for Emergent Issues”

## 2.2.3 設計対象外の外的事象の継続的な検討

### (1) 課題設定の問題意識

決定論的な扱いにより設計対象から除外している外的事象の中で、万一発生すると影響が大きいと考えられるような事象が存在する。また、自然現象の設計基準は、各影響モード（静的荷重、動的荷重、熱等）に基づき、ある極値のピンポイントでの耐力を確認している。外的事象の設計において、そこに至るまでの過程が簡単に突破されるような障壁であるか、裕度に関する議論があまりなされていない。

例えば、我が国の現行の規制基準では、耐震設計において原子力施設を変位が生ずるおそれがない地盤に設けることを求めており、具体的には後期更新世以降（約 12～13 万年前以降）の活動が否定できない断層等を「将来活動する可能性のある断層等」として対象を定義している。しかし、規制基準に従って設計基準のレベルが決められても、設計基準地震動を超える地震が発生しないことや、原子炉施設の地盤に変位が発生しないことが保証されるわけではない。さらに、規制基準において SA 設備や特重施設は、大規模損壊に対処する設備として人為事象並びに自然事象の主要な範囲を設計対象としているが、設計対象外となる極低頻度や頻度の定義できない外的事象は存在している。

したがって、外的事象の設計基準を設定する上で内在している問題として、設計段階から想定しない（決定論的に除外）ものや、設計基準として定めた条件を超えるものへの対応が求められていることについて検討する。

### (2) 関連する知見

IAEA (International Atomic Energy Agency) では、NS-G-1.5 の改訂版のドラフトを DS498「原子力施設の設計における地震を除く外的事象」<sup>1)</sup>として公開している。DS498 は、「設計基準を超える外的事象 (BDBEE : Beyond Design Basis External Event)」という用語が、サイトのハザード評価から導出され、設計で考慮されているものを超える外的事象のレベルを示すために使用され、潜在的なクリフエッジ効果の特定に加えて裕度を評価する目的として用いられている。

米国では、設計基準を超える事象に対する規制要件としては、10CFR50.155「設計基準を超える事象の緩和 (MBDBE : Mitigation of Beyond-Design-Basis Event)」<sup>2)</sup>がある。本規則は、NRC スタッフが提案した最終規則案 SECY-16-0142 に対する NRC 委員会での検討を経て、正式版 2019 年 8 月 9 日付で公表されている。最終規則の(c)項にある「機器」とは具体的には FLEX 設備を含めた機器を指している。FLEX では、設計基準で頑健に設計され設置された機器は健全であることを前提に、可搬設備のマネジメントを構築している。また、米国 NRC では、Generic Issue(GI)として以下のような外的事象について、安全問題として検討を実施している。

- GI-20 Effects of Electromagnetic Pulse on Nuclear Power Plants 「原子力発電所に対する電磁パルスの影響」
- GI-45 Inoperability of Instrumentation Due to Extreme Cold Weather 「極端な寒波による計装の動作不能」
- GI-103 Design for Probable Maximum Precipitation 「最大可能降雨に対する設計」
- GI-106 Piping and the Use of Highly Combustible Gases in Vital Areas 「必須区域の配管と可燃性が高いガスの使用」
- GI-136 Storage and Use of Large Quantities of Cryogenic Combustibles on Site 「サイトの大量の低温可燃物の貯蔵及び使用」
- GI-186 Potential Risk and Consequences of Heavy Load Drops in Nuclear Power Plants 「重量物落下の潜在的リスクと影響」
- GI-199 Implications of Updated Probabilistic Seismic Hazard Estimates in Central and Eastern U.S. for Existing Plants 「米国中部及び東部の既存プラントの確率論的地震ハザード予測の更新」
- GI-204 Flooding of Nuclear Power Plant Sites Following Upstream Dam Failure 「上流のダムの決壊による洪水」

WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association) の「既設炉向け安全参照レベル」(2014年9月版)<sup>[3]</sup>で新設された項目 T (自然ハザード) では、設計基準事象より厳しい事象を DEC (Design Extension Conditions) 解析の一部として特定することを求めている。ただし、その選定は正当化すること、高い信頼度で極めて発生の可能性が低いと考えられることが示されるのであれば、事象のさらに詳細な解析は不要であるとしている。

フィンランドでは、YVL B.7「原子力施設での内部及び外部ハザードに対する対策」<sup>[4]</sup>408 及び 506 で、推定発生頻度が  $10^{-5}$ /年未満の例外的な外的事象及び条件は、設計拡張状態 (DEC) C 事象と見なされている。現象とその規模を選択する際には、YVL 指針 A.7 に示されている炉心損傷頻度と大規模放出頻度の制限値を考慮しなければならないとしている。

我が国の日本原子力学会では、PRA 標準として「原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準」<sup>[5]</sup>を策定中である。現行規制の下では、原子炉施設は耐震設計上考慮する活断層を避けて設置、一方、施設設置地盤には活動性が否定できる断層 (破碎帯等) が存在する場合があります。施設近傍で活断層が活動した場合等に、これらの断層の位置で断層変位が発生した場合の施設への影響を評価し、プラントとしての備えを検討しておくことも安全性検討の観点から有効である。この標準は、原子力発電所において断層変位を起因とした PRA を実践するた

めに、評価のために実施すべき事項や関連する事柄をとりまとめたものである。

### (3) 検討

外的事象には、自然事象（地震、津波、竜巻等）と人為事象（航空機落下、施設外の爆発等）がある。ここでは、外的事象の中で自然事象において設計段階から想定しない（決定論的に除外）ものや、設計基準として定めた条件を超えるものへの対応が求められていることについて検討する。

我が国において、自然事象にて設計段階から想定しない（決定論的に除外）ことの代表例としては、原子力施設を変位が生ずるおそれがない地盤に設けることが求められていることである。具体的には、原子炉施設は耐震設計上考慮する活断層を避けて設置するが、施設設置地盤には活動性が否定できる断層（破砕帯等）が存在する場合がある。このような場合に、活動性が否定できる断層と確認するまでに、多くの調査結果や調査期間が必要となる。例えば、この場合には、原子力施設で断層変位が発生した場合の施設への影響を確認し、残存する安全設備を想定してリスクを試評価してみるものが効果的である。この断層変位のリスクが、低頻度高影響事象として有意なリスク寄与がないことが示されれば、活動性が否定できる断層の確認に対する重要性は低くなると考えられる。これは、低頻度でもクリフエッジの大きな事象を見逃さないために、この設計対象外の外的事象が低頻度高影響事象として、有意なリスク寄与がないことを確認する必要があることを示している。そのためには、リスク評価手法の高度化を図り適切なリスク評価を行うことにより、設計への考慮を検討することが適切である。

また、自然事象に対する設計では、自然事象により発生する特性を把握した上で、設計すべき条件（荷重、変位、等）を定め、設計をしていくものであり、断層を避けて設計しない場合もある。例えば、米国のアラスカのパイプラインは、断層を跨ぐルートに計画され、断層の設計変位を考慮した設計が図られた。実際の 2002 年のアラスカの地震において断層は変位したが、パイプラインは健全であった。これは、30 年前の建設時の 300 万ドルの投資で、パイプラインの破断による 1 億ドル以上の損失を防ぐことができたと言われている。

次に、自然事象においては設計基準として定めた条件を超えるものへの対応が求められている。我が国では、設置許可基準規則の第 37 条で SA 設備を検討する上で、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループを抽出することを求めている。この事故シーケンスグループの検討には、個別プラントの内的事象 PRA 及び外的事象 PRA の実施を求めている。外的事象 PRA は、実施可能なものとして地震 PRA と津波 PRA が実施され、各ハザード曲線にしたがい設計基準を超える領域までリスクを評価している。即ち、設計基準を超える領域のリスクプロファイルを考慮しながら、適切な SA 設備（マネジメントも含めた実効性）の選択を求

めている。

これは、図 2.2.3-1 に示すように、自然事象に対する当該サイトのハザード曲線を想定してみると良く理解できる。ハザード曲線は、自然事象に対する設計パラメータ（加速度、水位等）を横軸に、縦軸は当該サイトの自然事象に対する年超過発生頻度で表される。設計パラメータについて、当該サイトの設計基準のレベルを設定すれば、当該自然事象に対する年超過頻度の平均値と不確かさの幅が定まることになる。この設計基準を超えても、ハザード曲線は極端に減少しない場合があり、不確かさの幅を拡大しながら、徐々に年超過発生頻度が低下する傾向となるハザードが存在する。一方、設計パラメータが自然事象に対する設計基準を超えると条件付炉心損傷確率は上昇傾向となる。炉心損傷頻度は、構造物・システム・機器の条件付炉心損傷確率と自然事象の発生頻度の積で表現されるため、図 2.2.3-2 に示すように設計パラメータに対する炉心損傷頻度の増減は、両者のバランスで決定される。この構造物・システム・機器の損傷確率等（条件付炉心損傷確率）には、同一の設計パラメータで同時損傷しないように、安全設備を多様化した効果(裕度)が含まれている。つまり、自然事象に対する設計基準を超えても、これらのシステムの機器・構造物の裕度により、炉心損傷頻度が極端に増加しない領域が存在するので、この領域にマネジメント等の効果を期待することができる。

さらに、自然事象に対応するための設計基準を超える事象への規制要件を分析すると、裕度に関して二つの考え方がある。一つ目は、設計基準として定めた地震動、水位、風速等に対して、設計を考慮する場合に当初設計時の裕度にて、設計基準を超える事象へ対応する考え方である。二つ目は、既存の設備の設計基準として定めた地震動、水位、風速等に対して、新たな設備を追設する場合に新たな設計基準（裕度を付加する）を定める考え方がある。前者の代表的な事例は、米国における FLEX<sup>[6]</sup>への規制対応であり、FLEX では既存設備の頑健性を確認し、それらへ可搬設備が接続されることになる。また、サイト内の可搬設備の保管では、設計基準として定めた荷重で可搬設備が機能喪失しないことのみが求められ、既存設備の頑健性で確保された裕度内で、可搬設備が有効に活用できることを確認している。これに対して、後者の事例がフランスのハードンド・コア設備<sup>[7]</sup>である。これは、既設炉に対しバンカーシステムを追設する対応であり、この追設設備には、設計基準地震動で 1.5 倍、河川の 1000 年洪水を 30%上回る流量等のように、新たに裕度を付加した設計基準への適応が求められている。我が国の場合には、SA 設備については自然事象に対する設計基準としては既存の DB 設備と同様であり、設計の裕度で対応することになる。特重施設については、設置許可基準規則の解釈（内規）<sup>[8]</sup>において、「基準地震動（基準津波）を一定程度超える地震動（津波）に対して頑健性を高めること。」が求められている。これらの内容をまとめると、設計基準を超える事象に対して設計基準に耐えることを求める考え方は、当初設計時の裕度（設備構造上の頑健性を含む）を適切に活用する

ことであり、この裕度にて可搬設備等のマネジメントによる柔軟性が確保できることである。また、フランスのハードンド・コア設備や我が国の特重施設のように従来の設計基準に対して、更に裕度を確保する考え方においても、最終的にはその設計基準（裕度を付加したもの）を超える事象が想定できる限り、裕度を増加させて可搬設備等のマネジメントによる柔軟性を確保する手段となると考えられる。

#### (4) 提案

決定論的な判断により設計対象外として整理しているものの、リスクの観点からその活動が完全には無視できない場合、その影響を含めリスクを評価していくこととする。また、設計基準として定めた条件を超えるものへの対応としては、機器・構造物の裕度により、リスクを抑制させて可搬設備等のマネジメントの効果を期待することが重要となる。設計対象外の外的事象は、自然事象であれば最新知見によりハザード評価が変化していく。また、人為事象であれば、あらたな脅威が生じる可能性もある。このようなことを考慮すれば、設計対象外の外的事象を安全問題としてとらえ、事象を分析し、リスク評価して、原子力発電所の設計（規制に）に反映することが必要となる。

したがって、基本的な議論に立ち返れば「設計対象外」とする概念は、決定論的な判断から用いられており、規制において仕様規定化されていることが前提にある。しかし、リスク情報を活用することが推進され、リスク概念が一般に受け入れられる状況になれば、規制においても性能規定化することが考えられる。その場合には、外的事象に対する設計では、将来的にはハザードとフラジリティに関する知見を蓄積して適切なリスク評価を行い、十分な安全性を確保しつつ、設計上の選択肢あるいは自由度の拡張が可能となるような、規制の性能規定化を推し進めることが可能となる。したがって、我が国でも将来において、リスク情報の活用に伴う規制の性能規定化を提案する。

参考文献

- [1] IAEA, Draft Safety Guide No. DS 498 (Revision of Safety Guide NS-G-1.5), “External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Installations”, 2018.
- [2] 84 FR 39684, “Mitigation of Beyond-Design-Basis Events”, August 9, 2019.
- [3] WENRA, Report, “Safety Reference Levels for Existing Reactors”, Issue T, September 2014.
- [4] STUK, YVL B.7, “Provisions for internal and external hazards at a nuclear facility”, December 2019.
- [5] 日本原子力学会標準 原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準（案）
- [6] Nuclear Energy Institute, NEI 12-06, Rev.5, “Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide” , April 2018.
- [7] ASN Press Release, "ASN's 2011 report on the state of nuclear safety and radiation protection in France: "there is a before and an after Fukushima"," June 28, 2012.
- [8] 原子力規制委員会, “実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則の解釈”, 令和 2 年 3 月 31 日改訂

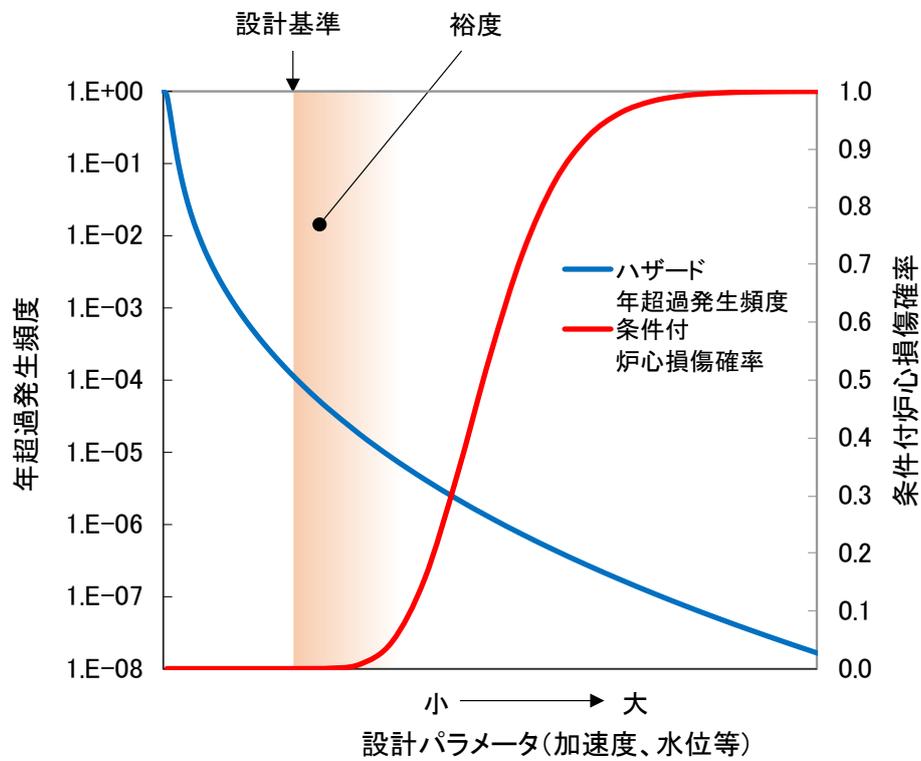


図 2.2.3-1 自然事象ハザード曲線と条件付炉心損傷確率

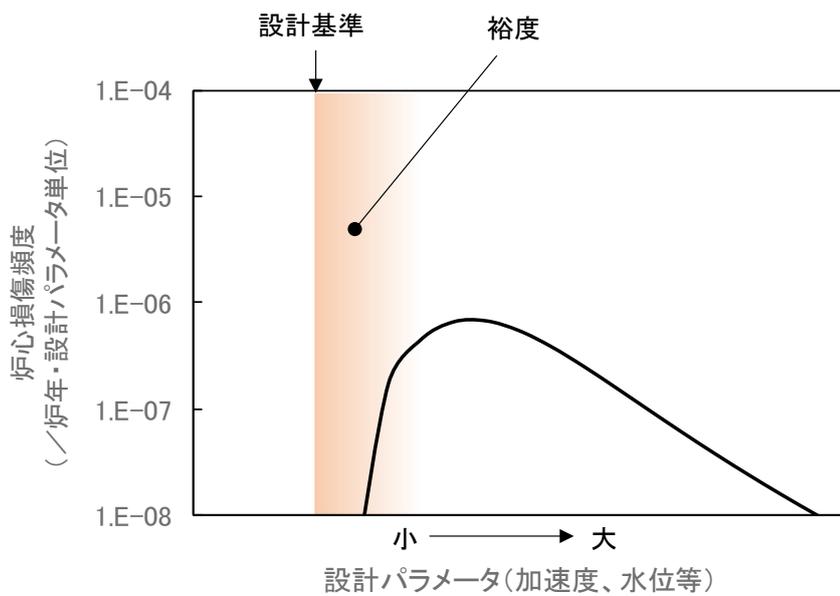


図 2.2.3-2 設計パラメータ単位の炉心損傷頻度の変化

## 2.2.4 規制，事業者，産学協会が外的事象に対する技術知見を共有する場の設立

### (1) 課題設定の問題意識

福島第一原子力発電所事故後の原子力規制は，原子力発電所に自然災害などの外的事象に対する安全強化を要求し，発電所施設に高い堅牢性を求めるとともに SA 設備や特重施設などの追加設備の要求をした。しかしながら，外的事象，特に自然災害には，発生時の規模，性状，頻度に大きな不確かさがあるため，許認可時に想定した範囲を超えた事象のリスクが残ることを鑑みると，今後も継続的な研究と対策の見直しをすることが重要であるが，現状は継続的研究体制も対策の実行プロセスも不十分である。

また，原子力規制委員会設置以降，規制の独立性を重んじた結果，規制と産業界の間で技術的な共通認識を形成する場がなく，安全上の技術課題や新知見などは，安全審査のプロセスかバックフィット要求により議論を始めることになる。このため，福島第一原子力発電所事故の前に米国の B.5.b<sup>1</sup>の指摘が産業界に適切かつ迅速に伝わらなかったという反省などを考えると，許認可とは別に規制を含めた産官学協会の関係者が技術的な直接会話をする場を設ける必要があるが，規制と産業界が技術的な議論を重ねる場が存在しない。

更に，外的事象，特に自然災害は，原子力固有のリスクではなく，発生時には原子力発電所外部のインフラ被害と密接な関係があることを鑑みると，平時より広く自然災害の専門家や機関を交えて，総合的な防災の議論を行っておく必要であるが，自然災害の専門家と原子力の安全関係者との連携は十分とは言えない。

### (2) 関連する知見

米国では，NRC が外的事象に関する専門家に委託を出し，継続的に最新の技術的な知見を報告書として発行するとともに，必要に応じて事業者に警告や推奨を発している。例えば，LLNL (Lawrence Livermore National Laboratory) と EPRI (Electric Power Research Institute) の地震ハザード評価手法の相違解決のために，NRC，米国エネルギー省及び EPRI が出資して，地震ハザード解析上級委員会 (SSHAC : Senior Seismic Hazard Analysis Committee) と呼ばれる専門家パネルが組織され，LLNL と EPRI の手法による結果の相違点の摘出と検討，及び確率論的地震ハザード解析 (PSHA : Probabilistic Seismic Hazard Analysis) の技術現状を踏まえたガイダンスが報告<sup>[1] [2] [3]</sup>された。

---

<sup>1</sup> NRC は，2002 年 2 月 25 日付命令 (EA-02-026 「暫定補償措置命令」) の B.5.a 項及び B.5.b 項の要求事項 (潜在的または実際の航空機攻撃に対する緩和措置及び対応手順書の策定に関する要件) において，B.5.b 項にて炉心損傷を緩和する活動，放射性物質の放出を最小化する対策等を要求した。

### (3) 検討

外的事象，特に自然事象に関する研究は各専門機関において精力的に実施されているが，いまだに未解明な部分が多く，災害が起きて初めて認識される事実も多いのが現状である。しかしながら，最近の科学的探究のレベルは格段に向上しており，次々と新事実が明らかになってくると思われるが，得られた新知見を拙速ではなく適切な時期に現場に展開する際に，多くの不確かさのために議論も多く，結論を速やかに判断することは容易ではない。従って，新事実が見いだされてから実際の対策として現場に展開されるまでの期間をできる限り短くするとともに，暫定対策などの対策を導入することで恒久対策を講じるまでのリスクの低減を図る必要がある。

外的事象に関する研究は，地震，津波，竜巻などの原子力の専門知識とは異なる分野の専門家を必要とするが，これまではそれらの情報や知見を学会の発表や論文，各委員会，各部会の活動などを通して取り込み，原子力発電設備への影響が大きいと思われる知見が生じた場合は，事業者の自主的な対策か規制庁のバックフィット要求によって検討が行われ，具体的に対策が必要な場合は安全審査，工事認可を経て対策が実行される。その結果，問題の認識から具体的な対策が行われるまでに少なくとも数年を要することになる。福島第一原子力発電所事故は，大規模地震と随伴する津波の問題の議論が始まってから具体的な対策を判断する途中で発生した災害によるものであったことを鑑みると，自然災害の研究成果から必要な対策を速やかに判断するプロセスを構築しなければならない。さらに，外的事象（特に，自然事象）には大きな不確かさが存在することから，新知見の科学的な妥当性と原子力発電所への影響を判断するために，各分野の専門家を入れた包括的な検討が必要であり，判断を出すだけでも時間を必要とする。福島第一原子力発電所事故の教訓として，自然災害の研究と原子力発電所の安全研究との連携が弱かったとの反省があり，各分野の専門家の連携強化が必要であり，福島第一原子力発電所事故後，原子力学会と自然災害に関わる学会とが連携して情報共有をする場を設けるなどの改善が進められているが，規制との情報共有の場が存在しないために，規制の認可を得た具体的な対策の期間は短縮されない。

### (4) 提案

外的事象に対する原子力の安全に関する技術的な情報と議論を規制，事業者，産学協会が継続的に議論し，最新知見を共有する場を学会内に設立する（図 2.2.4-1）ことを提案する。ただし，共有された技術的知見への対応は，各組織，機関の責任で適切に対応するものであるため，ここで提案する議論の場はあくまでも必要な情報を関係者が速やかに共有し科学的な立場で議論することである。

また，共有される技術情報は，自然事象のデータだけでなく，データに基づくモデル及びモデルに基づく予測結果とリスク評価結果を含むべきである。このようなプロセスにより，最終的な許認可判断ではないが，関係者は技術的情報に基づくリスクを速や

かに認識できるため、自主的な対応などにより大きなリスクを放置する期間を無くすことができる。最初は商用軽水炉が対象となるが、今後の原子力関連施設についても、それらの設計段階に応じ順次議論の対象としてゆく。

また、各分野の専門家と規制並びに事業者などが最新かつ重要な研究ニーズを共有する場にもなるため、安全向上の研究・開発の効率的な推進が期待できる。

参考文献

- [1] NUREG/CR-6372, “Recommendation for Probabilistic Seismic Hazard Analysis: Guidance on Uncertainty and Use of Experts”, April 1997.
- [2] NUREG-2117, “Practical Implementation Guidelines for SSHAC Level 3 and 4 Hazard Studies”, February, 2012.
- [3] NUREG-2213, “Updated Implementation Guidelines for SSHAC Hazard Studies”, October 2018.

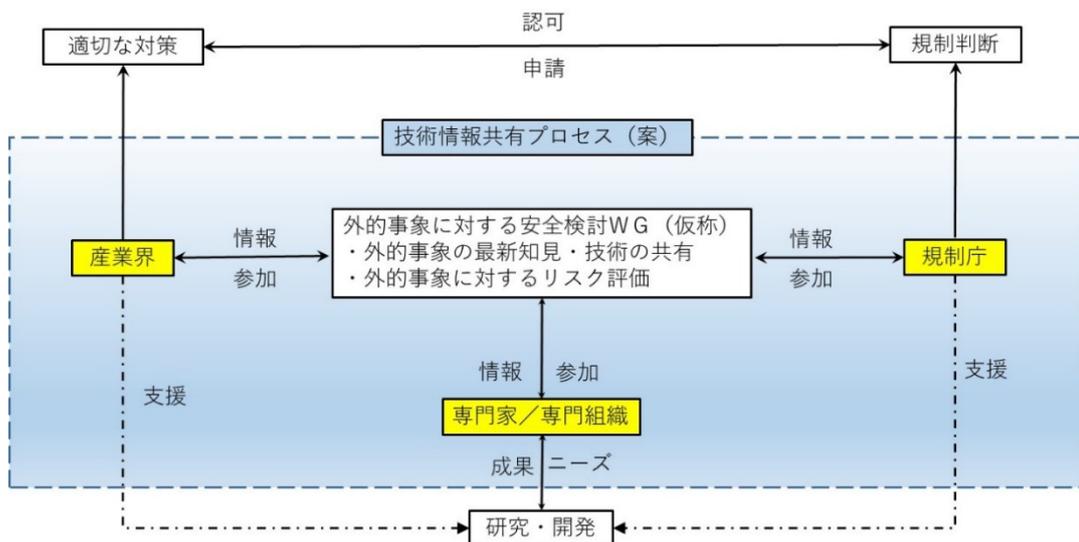


図 2.2.4-1 外的事象に対する技術情報の共有体制 (案)

## 2.2.5 規制要求の技術的根拠の明確化と継続的な改善

### (1) 課題設定の問題意識

現在は、外的事象の荷重設定に関するガイドラインが発行されているものの、具体的な評価の要件が事業者が申請をするまで見えないなど、規制要求の妥当性がガイドラインだけでは明確になっていない部分が残されている。このため、個別プラント審査の中ではガイドラインで決められた以外の条件が入り込んでしまっており、サイト間での不整合も生じる結果となっている。

さらに、外的事象には大きな不確かさがあり、今後の地質調査や気象などのデータ拡充とともに継続して荷重条件の見直しをして行かなければならないが、プラントの審査だけでは継続的な見直し活動が国民から見えない。

### (2) 関連する知見

米国では、NRC が外的事象に関するハザードを地域ごとに設定し、R.G.<sup>1</sup>で明文化し、継続的に最新の技術的な知見を基にして改訂版を発行している。また、外的事象のリスク評価も継続的に実施され、対策の改善に寄与している。例えば、図 2.2.5-1 に示すように竜巻又はハリケーンの飛来物に関する地域別の設計風速値が R.G.に記載<sup>1</sup>され、その根拠が NUREG 報告書<sup>2</sup>に記載<sup>2</sup>されるとともに新たな事実に基づいて改訂が行われている。また、NUREG 報告書には、リスク評価の結果も含まれ、対応の重要度の判断が容易になっている。

我が国の規制当局が設計基準ハザードを提示している事例として、「震源を特定せず策定する地震動」がある。この地震動は旧耐震設計審査指針において直下型地震として考慮していたものであるが、地震の規模が比較的規模が小さいため地表に断層の痕跡がないため、あらかじめ震源を特定できない地震について日本国内において同様の特徴があると仮定して、規制当局としてその策定手法を検討し、具体的な地震動を策定している。米国のような新たな知見に基づき改訂を行う仕組みについては今後検討が求められる。

### (3) 検討

自然事象に対する防災・減災活動は、多くの分野と関係者が関わることから、設計で想定する範囲とそれを超えた場合のマネジメントを関係者で効率的に共有することが重要である。そのためにも、設計における技術的な要求を統一し、具体的な評価を示す

---

<sup>1</sup> Regulatory Guide は、連邦規則 10CFR への適合に関する NRC の見解、解釈、容認される「例」を事業者を提供するもの。

<sup>2</sup> NUREG 報告書は、調査や評価の内容を始めとした、NRC の組織としての活動内容を事業者にも正式な形で報告を行うもの。NUREG は、NRC スタッフが作成し、NUREG/CR は、NRC の委託を受けた機関が作成するものである。

ガイドラインは有効である。

日本原子力学会を始めとする原子力安全に関する学協会では、自然事象に対する研究成果を基にリスク評価や荷重算定に関わる評価方法やガイドラインが提案されているが、規制によるエンドースがない。

規制庁では技術基盤課が大きな研究リソースを投入して規制の立場での安全研究を推進しているが、研究成果は審査などで活用していることが中心である。米国の R.G. (Regulatory Guide) のように規制側が自然事象に対する評価に対する具体的な要件をより明確にするとともに継続的に最新の知見とデータで見直しをすることは、安全性向上に直接寄与する活動として期待される。さらに、R.G.のような技術報告書を発行することは国民からも規制活動の透明性・説明性につながる。また、福島第一原子力発電所事故後の訴訟でも、規制が自ら津波の評価を行わなかったことが不作為の行為として指摘糾弾されており、自然災害の荷重評価に関わる要件を規制がガイドラインで統一して具体的に示して行くことが求められている。

#### (4) 提案

外的事象、特に自然事象は、プラント設計と直接関わらない共通のリスク要因であり、未だに不確かさも大きいゆえに、プラント毎に要件が異なる形で荷重を設定することは適切でなく、要件を統一する、あるいは、地域毎に共通した荷重を設定するなど、荷重の特徴に応じて設定し、継続的な研究により統一して見直しをして行くべきである。米国の NRC が R.G.で外的事象のハザードマップを示していることなどのように、我が国でも規制が要求する技術根拠として統一的なハザードを提示することも含めて、その要件をガイドラインで示すべきであり、外的事象の研究の最新知見を踏まえながら適宜見直しをすべきである。更に、外的事象に対してもリスク評価手法を導入して、考慮すべきハザードレベルの妥当性、ハザード間のバランスなども明確にすべきである。

一方、個別プラントの審査は、統一的なハザードが提示する場合でもそれに対する対策の審査だけでなく、深層防護の有効性、事業者の能力や体制、あるいは規制上の措置としての要求などを加えて判断されるために、上記のガイドラインで示されたハザードをそのままプラント審査における判断とはならない。その場合は申請書および審査書でハザード変更の事由を明確にすべきである。

規制がガイドラインの中で統一的なハザードの提示も含めてその要件を明文化するとともに継続的な見直しをすることは、予見性が高くなるとともに原子力規制の継続的な安全向上活動として国民の理解を得やすいというメリットがある。

参考文献

- [1] R.G.1.221, "Design Basis Hurricane and Hurricane Missiles for Nuclear Power Plants", Oct.2011
- [2] NUREG/CR-7005, "Technical Basis for Regulatory Guidance on Design Basis Hurricane Windspeeds for Nuclear Power Plants", Nov.2011

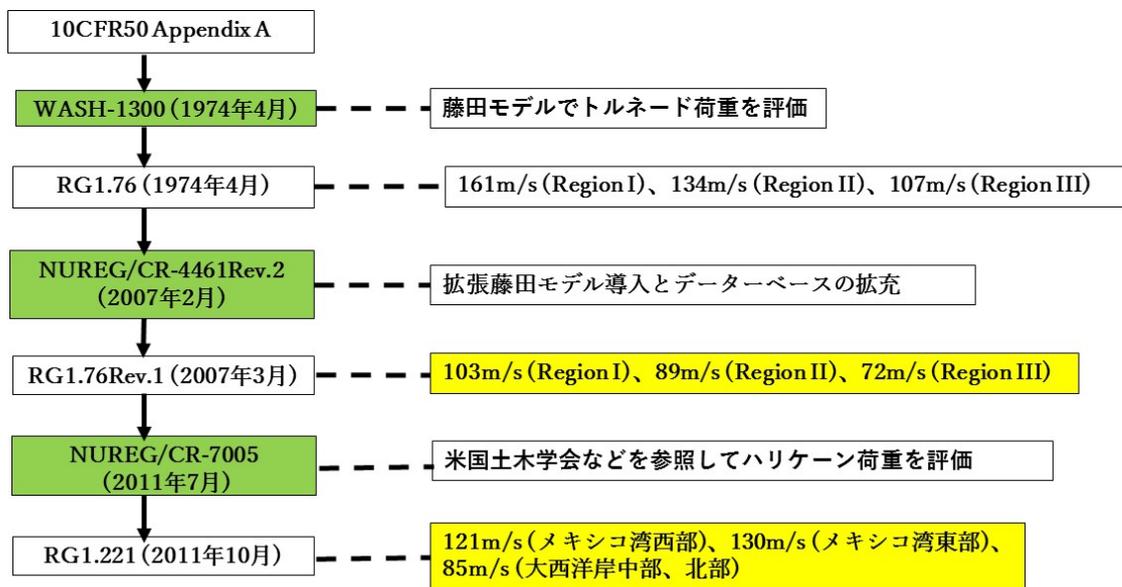


図 2.2.5-1 米国 NRC のトルネードとハリケーンに対する規制基準の変遷

## 2.3 PRA などのリスク評価手法を活用した外的事象の安全対策の向上

### (1) 課題設定の問題意識

#### a. 規制プロセスでの PRA の活用

福島第一原子力発電所事故前の規制行政ではリスクを広くバランスよく見てこなかったことが、結果としてより大きな課題を見落とすこととなった。自然現象である外的事象の荷重評価にあたっては、確定的な見方のみを頼っていると不確かさを考慮した判断基準を作ることが難しく、結果として個々の不確かさを過度に保守的に重畳したり、地域性のある事象に対して全サイト共通のハザードを要求するなど過度に保守的な規制判断になりがちである一方、2.1.3 で指摘したように、設計基準超えのシナリオは明確でなく、全体としてバランスよくリスクを低減できていないと考えられる。

PRA でカバーできる外的事象は限られており、その活用には慎重であるべきであるが、様々なリスク情報に係る知見を集約して、統合し、そこから有用な結果を取り出すというプロセス自体は重要であり、様々な評価から得られる情報に真摯に向き合うことが重要と考えられる。

#### b. 事業者の自主的安全性向上活動での PRA の活用

PRA で評価可能な事象については、発生頻度および影響の観点から重要なシナリオが特定できるため、それらにリソースを集中することができる。しかしながら、地震随伴事象といったハザードやシナリオに係る情報が不十分な場合、PRA で評価できない事象もある。

### (2) 関連する知見

#### a. 規制プロセスでの PRA の活用

米国では福島第一原子力発電所事故以前から将来目指すべきリスク管理に重点をおいた規制の在り方が規制当局内で議論されており、近年では NUREG-2105 "A Proposed Risk Management Regulatory Framework" (2012) として米国 NRC より発行されている。Tech. Spec.や重要度分類などの許認可事項へのリスク情報の活用については規制指針 R.G.1.174 が整備され、外的事象を含めたリスクへの影響を考慮した合理的な規制が実施されている。また、PRA を活用した意思決定を行う際に、PRA が有する不確かさをどのように扱うべきかについてのガイダンスとして、NUREG-1855 "Guidance on the treatment of uncertainties associated with PRAs in Risk-Informed decision making" (2009) が発行されている。

日本原子力学会標準委員会技術レポート「リスク評価の理解のために」(AESJ-SC-TR011:2020) において「リスク評価における PRA の結果の利用に関する重要なことは、決して結果の数値だけで判断することではないということである。意思決定は、従来からの決定論的安全評価や深層防護の原則を踏まえてなされるものであり、そ

れに加えてPRAから得られる情報を利用することにより一層合理的な判断が可能になる。PRAの手法上の限界については、改善の努力を続けつつ、仮定や不確かさを明示し、それを意識して結果を使うことである。」などが指摘されている。

#### b. 事業者の自主的安全性向上活動でのPRAの活用

安全性向上評価において、プラントの相対的な脆弱点の抽出や対策の効果の定量化など、プラントの安全性向上に有効な情報を抽出するためにPRAが活用されている<sup>[1]</sup>。PRAから得られるリスク情報を含めた原子力安全に影響を与える考慮事項を統合して意思決定を行うプロセスに係わる実施基準として、2019年に原子力学会により、原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意  
思決定に関する実施基準：2019（AESJ-SC-S012:2019）が発行されている。

### (3) 検討

#### a. 規制プロセスでのPRAの活用

外的事象評価におけるPRAの活用については、原子力安全委員会による耐震設計審査指針見直しのプロセスを含め、過去においてもその活用をめぐって様々な議論がなされたが、評価手法が成熟していないなどの理由で、本格的導入は見送られてきた。耐震指針が見直された際には、それまでの議論を踏まえ、耐震バックチェックを実施した後に、PRAの規制への本格的な導入の検討に資するため、地震PRAを試行することとしていた。しかし、耐震バックチェックの遅れと福島第一原子力発電所事故の発生等により、本格的なPRAは実施されないままとなっていた。

福島第一原子力発電所事故前の規制行政における大きな反省点として、リスクをバランスよく見ていなかったことがあげられる。当時は、新潟県中越沖地震の発生などにより、規制当局のリソースの多くの部分が耐震対策に投入され、原子力発電所のリスク全体を俯瞰する活動が十分になされたとは言い難い。行政の対応として、社会的要請の大きい目の前の課題解決に重点的に取り組むことは重要なことであるが、結果としてより重要な課題が見落とされる可能性は否定できない。

福島第一原子力発電所事故前も津波PRAについては評価手法の整備が進められていたところであり、試行的にでも活用していれば津波リスクに対する認識に影響を与えた可能性は否定できない。

現在の審査においては様々な不確かさを考慮して基準地震動や基準津波が設定されているが、どのように不確かさを考慮するのか具体的な判断基準を作ることは簡単ではない。現在の安全審査においては地震動の超過確率の参照、地震PRAから得られる重要事故シーケンスの活用などが行われているが、将来的に地震PRA等を規制判断により積極的に活用していく余地はあると考えられる。

PRAの結果の数値だけでなく評価の過程も含めて得られた様々な情報を利用する

ことで、例えば不確かさの考慮の妥当性や対策の効果を総合的に把握するなどにより、一層合理的な判断が可能となると考える。前述した日本原子力学会標準委員会技術レポート（AESJ-SC-TR011:2020）<sup>注1</sup>には三つの過酷事故（TMI（Three Mile Island）、チェルノブイリ、福島第一原子力発電所）の経験から PRA 活用の重要性を以下のようにまとめており、さらに PRA でモデル化できない重要因子として安全文化を例示し、PRA は決して万能ではなく、認識すべきことは、過酷事故の防止には、従来の決定論的安全評価だけでは不十分であり、PRA と組み合わせて用いることが重要である、としている。

注1：日本原子力学会標準委員会技術レポート「リスク評価の理解のために」（AESJ-SC-TR011:2020）

#### 4.1.3 節の一部抜粋

これらの事故には、共通の特性がある。第1に原子力事故にまで至った原因は一つではなく、複数の故障や失敗、自然現象、組織要因などが作用し合って事故を発生させ、被害を拡大させたことである。第2に安全設計の弱点が指摘された。同種のプラントで安全向上のための多数の改善がなされた。安全設計は決して、あらゆる事故を想定しているものではなく、多重故障や自然現象への対応には限界があり、それが実際どこまでかは、個別の設計に基づいて限界（クリフエッジ）を認識する努力が必要である。第3に、多重故障やアクシデントマネジメント対策が不十分だったとされていることの背後要因として、組織や国の安全文化の不十分さがあったことが指摘されている。安全文化は、チェルノブイリ事故の教訓として造られた言葉であるが、そこだけの問題ではなく、TMI 事故では多くの故障を放置したまま運転していたことが指摘されている。福島第一原子力発電所事故では、安全神話があったことがシビアアクシデント対策を遅らせたと言われている。

また、3つの事故に共通でない因子も重要である。福島第一原子力発電所事故では、多数基立地のサイトには電源融通などのメリットがある一方で、地震や津波が共通原因となって複数ユニットの事故が生じた場合には、多数基立地に特有の困難が生じる可能性もあることが認識された。さらに、テロ行為など、この表には現れていないリスク要因も無視してはならない。

このことから、さらなる過酷事故の発生を防ぐには、これらの要因の全て及びその他の考え得る原因を考慮できる分析方法を用いて、起こりうる事故のシナリオを同定し、対策を施して、合理的に実行可能な限りリスクを低減するという考え方が重要である。

さらに、諸外国で開発が進められている小型モジュール炉などの既設炉と異なる設計概念の原子炉や一般建築物に導入されている免震技術など、より安全性を高めるとされている技術を適切に評価し安全性向上のための技術開発等を促していくた

めにも、PRA の活用は有効であると考ええる。

現在、安全審査における重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定や安全性向上評価に外的事象 PRA が活用されているが、許認可プロセスにおける PRA 活用は未だ部分的な活用に留まっている。

なお、地震 PRA や津波 PRA の問題点を指摘する意見もあるが、評価手法の限界を理解した上で、その評価結果が導出されたプロセス、根拠、不確かさの理解などについての共通認識に基づき規制者、被規制者や関連する専門家による科学的・技術的検討を行うことが建設的であると考ええる。

#### b. 事業者の自主的安全性向上活動での PRA の活用

福島第一原子力発電所事故以降、安全性向上活動の一環として PRA やストレステストが電力事業者により進められており、その評価を通じて得られるリスク情報に基づきプラントの安全性向上が図られている。安全性向上活動で用いられる PRA は現行技術により定量化が可能な外的事象又は事故シナリオを対象としており、また、ストレステストについてはクリフエッジ又は設計基準地震動までのシナリオを対象としている。

これら評価の対象外または詳細な分析対象となっていない事象や事故シナリオについては、「安全に対して有意な影響がない」という PRA の評価結果がでていたとしても、その結果に大きな不確かさを有しているため、意思決定プロセスにおいて深層防護への配慮などリスク情報以外の要素に大きく依存することになり、その結果、有限な資源の適正配分を歪めてしまうなどの問題が想定される。これらの事象又は事故シナリオに対して、リスク情報を段階的にでも追加、詳細化することで大きな不確かさを軽減していくことにより、より一層の安全性向上をより合理的に図ることができると考えられる。そこで、PRA による詳細なシナリオ分析が行き届いていない外的事象のうち、特に「諸外国のリスク研究や国内の知見から重要と考えられている事象」を対象に、ストレステストや事故シナリオのリスク情報を活用した分析を行い、安全性向上に役立てることが提案として考えられる。

ここで、「諸外国のリスク研究や国内の知見から重要と考えられている事象を対象」の例を詳しく述べるとともに、そこでの分析内容についても補足する。

##### (a) 対象例

###### ① 地震随伴火災や地震随伴溢水などの地震随件事象：

地震随件事象の安全上の重要性は福島第一原子力発電所事故で広く認識され、米国 NRC が福島第一原子力発電所事故を分析したうえでまとめた NEAR-TERM TASK FORCE REPORT の中で Recommendation 3 として取り上げられている。SECY-11-0137 (RECOMMENDED ACTIONS TO BE TAKEN

WITHOUT DELAY FROM THE NEAR-TERM TASK FORCE REPORT)では、地震随伴溢水及び火災事象の防止と緩和に早急に取り込む必要性が指摘され、取り組みが進められている。

国内では、規制基準対応として実施しているストレステストの対象として地震随件事象も含まれている。ストレステストにより地震随件事象に対するプラントの安全性は高められているものの、それらの事象が発生した場合の詳細な事故進展やプラントの挙動までは十分に分析されていない。

② 地震時の大規模損壊事象：

規制基準対応として、設置許可申請や安全性向上評価で地震 PRA を実施しており、安全上重要な建屋、格納容器や大型機器（蒸気発生器や一次系設備）が地震により損傷するシナリオ（大規模損壊シナリオ）が、炉心損傷リスクに対して一定の寄与を示すことが分かっている。このような大規模損壊シナリオは、発生確率だけでなく、それが発生した場合の事故進展にも不確かさが大きい。そのため、地震 PRA では、大規模損壊シナリオに対し、しばしば炉心損傷または大規模放出に直結する事象を保守的に扱い、詳細なシナリオ分析を行わないことがある。設置許可申請や安全性向上評価の地震 PRA でもそのような扱いとしているが、そのような保守的な扱いでは、事故時のプラントの挙動を把握して適切な対策を立てるとする観点では不十分とも言える。そのことから、原子力規制委員会からも地震 PRA としての改善の必要性を指摘されている。

(b) 分析内容

- ① 地震随件事象であれば、地震により発生する可能性のある火災源や溢水源はストレステストである程度特定されているので、比較的発生する可能性が高い事象について、影響を受ける安全系及び非安全系設備を特定し、どのような事象進展により炉心損傷にまで至る可能性があるのかを分析する。炉心損傷に至らない場合も含めて、地震時に随件事象によりどのような事故が発生する可能性があるのかという知見は、運転員の教育にも役立つ。さらに踏み込んで、そのような事象発生時には、どの設備の緩和機能が利用できるか特定しておくことで、どのような対策や操作が可能かの分析を行い、事象緩和または影響低減のための管理・手順整備・教育の充実化に役立てることができる。
- ② 地震時の大規模損壊事象については、例えば格納容器の地震損傷であれば、地震により格納容器が損傷する損傷モードはどのようなものが考えられるのか、及びその際の事象進展はどうようになるのかの分析を行う（格納容器には地震時にどのような損傷モードが考えられ、その各々（または複合）が発生した場合のプラント挙動の予想についてリスク情報を活用して分析）。格納容器の耐力を強化することは困難かもしれないが、格納容器が損傷した場合にどのよう

な事象進展や影響が考えられるのかの分析をしておくことは、事故時のプラント状態の診断、適切な影響緩和対策実施の判断に役立てることができる。

#### (4) 提案

##### a. 規制プロセスでの PRA の活用

バランスの取れた原子力発電所のリスク低減を実現するため、規制プロセスの中で PRA をより一層積極的に活用する。現在、新しい検査制度にてリスク情報の活用を始めているところ、リスクを規制の共通言語としていくために、規制活動全般においてリスクをどのように活用しているかを報告するなどといった、規制活動の具体的取組を規制委員会として表明していくことが望まれる。加えて、どのように活用していくべきか、出来るのか、などについて、規制当局と学会等が議論をする場を設け、共通の認識を形成していくことが重要である。その際、決定論か確率論かといった二項対立的な考え方ではなく、評価の中に確率論的考え方や手法を取り入れていくような、柔軟かつ段階的なアプローチも考慮すべきである。

##### b. 事業者の自主的安全性向上活動での PRA の活用

PRA による詳細なシナリオ分析が行き届いていない外的事象を起因とするシナリオに対し、既存 PRA や既存の決定論的評価を活用した分析を行い、想定される事故シナリオを概略的に把握する(具体的な対象事象や分析内容については検討の(3)b 参照)。このような PRA 等を活用した事故シナリオの分析により PRA の情報を補完するとともに、運転員の教育・訓練や事故時の適切な影響緩和対策の充実化を図る。

#### 参考文献

- [1] リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン (2020 年改訂版), 2020 年 6 月, 国内電力各社,  
[https://www.fepc.or.jp/about\\_us/pr/oshirase/\\_icsFiles/afieldfile/2018/02/08/press\\_20180208\\_a.pdf](https://www.fepc.or.jp/about_us/pr/oshirase/_icsFiles/afieldfile/2018/02/08/press_20180208_a.pdf)

### 3. まとめ

本報告書は、原子力安全部会の下に設立された外的事象に対する対策高度化を検討するWGの経過報告書である。本報告書では、三つの課題に対して11の改善策を提言した。

- ① 外的事象（自然事象，人為事象など）に特有の大きな不確かさを踏まえたリスクマネジメントの在り方（プラント設備の頑健化や設備の増強という対策を大きく上回った場合の備えも含む）
  - a. ハード・ソフトの特性を踏まえたマネジメントの戦略的導入  
～設備などのグレーディング～
  - b. 外的事象毎の特性の考慮と評価法
  - c. 設計基準ハザードの設定と基準超の取り組み
  - d. 設計基準対象設備のシビアアクシデント時の性能
  - e. 設備設計の想定を超えた場合の緊急時対応の整備
  
- ② 新知見などの継続的な検討と迅速に対応する体制の確立
  - a. 設備・運用の改善をタイムリーにする仕組み
  - b. 新知見に対する取り組み
  - c. 設計対象外の外的事象の継続的な検討
  - d. 規制，事業者，産学協会が外的事象に対する技術知見を共有する場の設立
  - e. 規制要求の技術的根拠の明確化と継続的な改善
  
- ③ PRA などのリスク評価手法を活用した外的事象の安全対策の向上

以上の改善策は限られた期間での検討結果であり，すべての検討が十分に行われたとは言えず今後も外的事象の対策に関する検討は継続して行く予定である。むしろ，検討を継続するということが本報告書の提言の骨子の一つでもある。一方，提言したことが実際に実施されなければ，原子力発電所の真の安全性向上に結びつかない。したがって，本経過報告書で提言した改善提案の取組み状況のレビューと提言の見直しと並行して，改善提案の実施に向けた活動もして行かなければならない。

提言の実施は，本WGの力だけでできるものではなく，各ステークホルダーの理解と協力がなければ実現しないことは言うまでもないが，本WGとしては各ステークホルダーと協力しながら以下の活動項目を推進して行きたい。

- (1) 関係者間での提言の共有  
セミナーなどの開催を通して各ステークホルダーのご意見を広くうかがいながら提言を共有する。
- (2) 事業者の自主的安全性向上活動への反映  
今回の提言の多くは、AM の高度化や継続的な安全性向上活動に関するものであり、事業者の自主的安全性向上活動への反映を働きかける。
- (3) 規制制度の改善  
今回の提言には、事業者が継続的な安全性向上活動を推進しやすい制度や新知見の継続的な検討と迅速な対応を行うための制度など、規制制度の改善につながるものが含まれており、規制側への働きかけを行う。
- (4) 検査制度における外的事象の取り扱いへの反映  
検査制度においても外的事象対策は重要な項目であり、現在始まっている新検査制度でも提言の反映を働きかける。
- (5) 安全目標の議論への反映  
本提言は、設計条件を超えた外的事象に対する対策を提言しているため、安全目標の議論への反映を働きかける。

添付 1-1 : 経過報告書執筆者 (敬称略, アイウエオ順)

	石崎 泰央	(東京電力, 原子力安全部会 幹事)
主査	糸井 達哉	(東京大学, 原子力安全部会 幹事)
	大貫 晃	(三菱重工業, 原子力安全部会 幹事)
	織田 伸吾	(日立 GE)
	三村 聡	(東芝 ESS, 原子力安全部会 幹事)
	宮田 浩一	(ATENA (原子力エネルギー協議会))
	森山 善範	(鹿島建設, 原子力安全部会 幹事)
	守屋 公三明	(原子力安全部会 副部会長)
	門馬 隆弘	(鹿島建設)

添付 1-2 : WG 参加者 (敬称略, アイウエオ順, 参加当時の所属)

	石崎 泰央	(東京電力, 原子力安全部会 幹事)
主査	糸井 達哉	(東京大学, 原子力安全部会 幹事)
	大貫 晃	(三菱重工業, 原子力安全部会 幹事)
	織田 伸吾	(日立 GE)
	梶本 光廣	(規制庁, 原子力安全部会 幹事)
	谷川 純也	(関西電力, 原子力安全部会 幹事)
	田臥 薫彦	(関西電力, 原子力安全部会 幹事)
	中村 秀夫	(JAEA, 原子力安全部会 副部会長)
	成宮 祥介	(JANSI, 原子力安全部会 幹事)
	細川 雄作	(関西電力)
	三村 聡	(東芝 ESS, 原子力安全部会 幹事)
	宮田 浩一	(ATENA (原子力エネルギー協議会))
	森山 善範	(鹿島建設, 原子力安全部会 幹事)
	守屋 公三明	(原子力安全部会 副部会長)
	門馬 隆弘	(鹿島建設)
	山中 康慎	(電中研 (現 電事連・ATENA (原子力エネルギー協議会)), 原子力安全部会 幹事)