

# 国内 PWR プラントの継続的な安全性向上に向けた取組み

## Efforts to Continuous Safety Improvement of PWR Plants in Japan



永田 靖\*<sup>1</sup>  
Yasushi Nagata

山上 真広\*<sup>2</sup>  
Mahiro\_Yamagami

田中 太\*<sup>3</sup>  
Futoshi Tanaka

高山 尉志\*<sup>4</sup>  
Yasushi Takayama

中野 正信\*<sup>5</sup>  
Masanobu Nakano

竹内 恵子\*<sup>5</sup>  
Ayako Takeuchi

福島第一原子力発電所事故後の国内原子炉施設の再稼働後の活動として、原子炉施設の継続的な安全性向上を図るため、電力会社とともに自主的な安全性向上に継続的に取り組んでいる。当社は、原子炉施設の確率論的リスク評価と安全裕度評価を実施し、更なる安全性向上への対策案を抽出し、その対策案を実現するための新たな設備の技術開発も進めてきている。本報では、その取組みの事例を紹介する。今後も、当社は電力会社と一体となって、原子炉施設の継続的な安全性向上への取組みに、鋭意努力していく。

## 1. はじめに

原子炉施設では、福島第一原子力発電所事故(以下、福一事故)以前より自主的安全対策を実施してきている。福一事故以降は、事故を踏まえた緊急安全対策、新規制基準に基づく重大事故等対策他により安全性向上を図ってきた結果、国内の原子炉施設は現在16基(2020年8月11日時点)が再稼働のための設置変更許可を受けた。さらに、再稼働後も、海外知見の取込み等による更なる安全性向上に向けた取組みを継続的に進めてきた。この電力会社の自主的な活動を支援するための当社の取組みの一例を紹介する。

## 2. 継続的安全性向上の取組み

### 2.1 継続的安全性向上に向けた活動

原子炉施設では、新規制基準に基づく重大事故等対策他により安全性向上を図ってきており、それに引続き、特定重大事故等対処施設の設置等による更なる安全性向上を図ってきている。

本報で紹介する原子炉施設の安全性向上のための評価(以下、安全性向上評価)は、再稼働した原子炉施設に対して、法令に基づき、電力会社自らが原子炉施設全体に係る安全性について、総合的な評価を定期的に行う制度である。電力会社は、原子炉ごとに施設定期検査終了後、安全性向上評価を実施し、その結果等を原子力規制委員会へ届出し、公表することが求められている。

なお、安全性向上評価の内容は継続的に充実させることが必要とされており、“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”<sup>(1)</sup>(以下、運用ガイド)で規定された届出内容のうち、“安全性向上に係る活動の実施状況の評価”(確率論的リスク評価(Probabilistic Risk

\*1 原子力セグメント プラント設計部 次長

\*2 原子力セグメント 軽水炉保全プロジェクト部 首席技師

\*3 原子力セグメント 炉心・安全技術部 首席技師 博士(エネルギー科学)

\*4 原子力セグメント プラント設計部 首席技師 技術士(機械部門)

\*5 原子力セグメント 安全高度化対策推進部 首席技師

Assessment, 以下PRA), 安全裕度評価等)は原則5年ごとに, “安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価”は10年ごとに改訂を行うことが規定されている。

また, 届出書では, 原子炉施設の安全性に関して長所, 及び短所を明らかにした上で, 短期的及び中長期的な安全性向上に向けた取組方針, 及び安全性向上のための具体的な措置に係る計画を記載することが規定されている。電力会社は, 短期的, 及び中長期的な安全性向上のための具体的な措置に係る計画に基づき, 継続的安全性向上に取り組んでいる。

安全性向上評価は, このような定期的な届出制度により, 継続的安全性向上のスパイラルアップを達成する仕組みになっている(図1)。

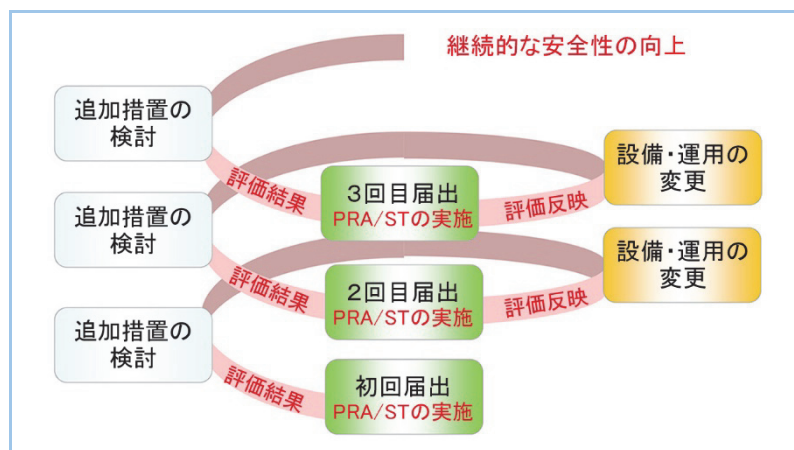


図1 継続的安全性向上のイメージ

## 2.2 当社の取組

当社は, 原子力プラントメーカーとして, 原子炉施設を構成する設備の基本設計から施工・試運転, 稼働後の保守・点検を網羅的に担っており, さらに, 国内外の原子炉施設の運転や故障に関する膨大な事例データベースを蓄積している。これらを活用して, 電力会社自らが行う安全性向上評価のうち, PRA 及び安全裕度評価に関する様々な技術的支援を実施している。

また, 評価結果を踏まえた対策の検討, 工事实施に際しての必要な設備の供給や改造工事を実施することによって, 電力会社とともに, 原子炉施設における安全性向上のスパイラルアップに寄与するための取組みを続けている。さらに, 安全評価手法に関しては, 不確かさを含む自然事象(地震, 津波等)の影響を体系的に考慮する手法の開発や, 海外の最新 PRA 知見の導入等, 継続的安全性向上の高度化及び開発に努めている。

なお, PRA 及び安全裕度評価の各評価手法については3章で, その評価から抽出される対策案の一部については, 4章で紹介する。

## 3. 安全性向上評価で実施する安全評価手法

本章では, 当社が行っている PRA 及び安全裕度評価の手法について紹介する。

### 3.1 確率論的リスク評価(PRA)

安全性向上評価の PRA では, 原子炉施設で発生する可能性のある事故を対象として, 炉心損傷, または格納容器機能喪失に至るまでの事象の進展(事故シーケンス)を網羅的に抽出し, その発生頻度を定量的に評価する。本評価は, 事故シーケンスとその発生頻度に係わる情報だけでなく, 設備や操作の信頼性が事故シーケンスの発生頻度に与える影響の分析を通じて, 原子炉施設の相対的な脆弱点の抽出, 安全対策の効果の定量化等の原子炉施設の安全性向上に有用な情報を提供する。

運用ガイドには, 内部事象及び外部事象に係わる PRA を実施することが求められている。当社は, 原子炉施設ごとの届出時期に合わせて, 次に示す評価を実施している。

## (1) 内部事象 PRA

内部事象 PRA では、原子炉施設の機器の偶発的な故障、運転・保守要員による人的過誤等の内部の原因によって引き起こされる事象を対象とする。評価では、原子炉施設の通常運転を阻害する事象(起因事象)を網羅的に選定し、それら起因事象が発生した条件下で重大事故に繋がりうるシナリオ(事故シナリオ)を分析し、重大事故に至る頻度を算出する。

起因事象の選定においては、国内外の原子炉施設の過去の事例を調査することに加え、系統設備単位で原子炉施設の通常運転を阻害する要因がないかを詳細に分析している。

事故シナリオの分析においては、選定した起因事象ごとに、その事象を収束するために必要な安全機能を特定した上で、イベントツリー法を用いて事故シーケンスを網羅的に展開する。1つのPRAでモデル化される起因事象の数は30以上あり、特定される事故シーケンスの総数は数百に及ぶ。事故シナリオの分析の過程において、安全機能を達成するために必要な設備台数や作動時間等の条件(成功基準)を設定するが、これらは事故時の原子炉施設の挙動を模擬した熱水力解析コードの解析結果に基づき設定している。

また、安全機能の信頼性は、その機能の喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開できるフォールトツリー法を用い、機器の偶発的な故障や、運転・保守要員等による人的過誤を考慮する。フォールトツリー法は、安全機能に係わる系統ごとに、その機能喪失の要因となりうる機器故障や、人的過誤等を樹木状に展開する手法であり、当社の作成する PRA モデルでは、10000 を超える機器故障、または人的過誤がモデル化されている。

機器故障については、国内の原子炉施設の運転実績から推定される故障率に対して、評価対象原子炉施設の運転実績をベイズ統計手法を用いて反映させる(ベイズ更新)ことにより評価対象原子炉施設固有の故障率を算出する。人的過誤については、評価対象原子炉施設の運転手順書や、運転員へのインタビューから得られた情報、並びに評価対象原子炉施設を模擬した熱水力解析等から得られた操作余裕時間等を用いて、評価対象原子炉施設固有の人的過誤確率を評価する。人的過誤確率の評価には、米国 EPRI (Electric Power Research Institute) が開発した、人間信頼性評価(Human Reliability Analysis, 以下 HRA)のためのソフトウェア HRA Calculator を用いている。

これらを反映した体系的なモデルを構築し、内部事象を起因とした炉心損傷頻度または格納容器機能喪失頻度を評価する。

## (2) 地震 PRA(外部事象)

地震 PRA では、設計想定を超える地震にわたり、地震による構築物、系統及び機器(SSCs: Structures, Systems and Components)の損傷によって引き起こされる事故シナリオを対象とする。

地震による原子炉施設の設備の広範囲な同時損傷といった内部事象 PRA では評価対象外とする事故シナリオも検討範囲とし、評価に関連する情報収集のために、机上による情報だけでなく、PRA 評価者、及び設備設計の専門家による現地調査を行い、評価対象設備の設置状況、及び管理状況等の確認も実施する。

炉心損傷頻度、または格納容器機能喪失頻度の算出のためには、原子炉施設設置場所固有の地震ハザード情報、地震加速度に応じた SSCs の損傷確率(地震脆弱性)、及び地震特有の事故シナリオを考慮した PRA モデル(地震 PRA モデル)を用いる。

原子炉施設設置場所固有の地震ハザード情報は電力会社が評価し、当社に提供される。様々な機器に対する地震脆弱性は、耐震設計の知見を活用して、現実的な耐力・応答分布を評価することにより、地震加速度に応じた SSCs の損傷確率を算出する。

地震 PRA モデルは、内部事象 PRA で構築した評価モデルをベースに、地震特有の事故シナリオを追加し、SSCs の地震脆弱性、地震状況下での人的過誤確率を考慮してモデルを構築する。評価においては、PRA 評価技術に加えて耐震設計・系統設計に係る正確な理解・解釈が不可欠であり、原子炉施設の総合的な設計技術の集約が必要となる。

### (3) 津波 PRA(外部事象)

津波 PRA では、設計想定を超える津波にわたり、津波による SSCs の損傷によって引き起こされる事故シナリオを対象とする。

津波を起因とする原子炉施設の設備の広範囲な同時損傷といった内部事象 PRA では評価対象外とする事故シナリオも検討範囲とし、地震 PRA 同様、評価に関連する情報収集のために、机上による情報だけでなく、現地調査も実施する。

炉心損傷頻度、または格納容器機能喪失頻度の算出のためには、原子炉施設設置場所固有の津波ハザード情報、津波高さに応じた SSCs の損傷確率(津波フラジリティ)、津波特有の事故シナリオを考慮した PRA モデル(津波 PRA モデル)を用いる。特に津波フラジリティ評価としては、被水・没水、波力等の津波による影響要素ごとに、現実的耐力、及び現実的応答に係る不確実さ要因を考慮し、津波高さに応じて損傷確率を与える手法の新規開発を主導し<sup>(2)</sup>、世界に先駆けて実機評価に適用している。

PRA を実施することにより、炉心損傷頻度、または格納容器機能喪失頻度だけでなく、機器故障、機器損傷、人的過誤が事故シーケンスの発生頻度にどのように影響するか等の定量的な情報が得られる。このような PRA から得られる情報に基づき、重大事故の発生頻度を効果的に低減させるための対策を抽出している。

安全性向上評価で対象とする事象については、PRA 評価手法の成熟状況に応じ段階的に評価対象事象を拡張していくものと運用ガイドに示されている。また、同ガイドには、国内外の最新の知見を PRA に反映することが規定されている。すなわち、安全性向上評価では、PRA に関連する最新知見を継続的に調査し、実施手法が確立したのから PRA への反映または評価対象事象の拡張を実施することが求められている。

このため、電力会社は PRA への最新知見の反映に向けた活動として、パイロットプラントに対し、海外から招聘した専門家によるレビュー会を開催し、レビュー会で得られた最新知見を PRA に反映することで PRA を高度化する活動を実施している。本活動は 2017 年に開始し、これまでに下記の事象を対象とした PRA について述べ 5 回のレビュー会議が開催されている。

- ・出力運転時を対象とした内部事象
- ・原子炉施設停止時を対象とした内部事象
- ・地震
- ・格納容器機能喪失に着目した内部事象

当社は電力会社と協業し、海外専門家への説明(図2)、そこで得られた知見の分析、取込みにより PRA 手法の高度化を進めている。この活動を通じて、海外専門家から現行 PRA の改善点の指摘を受けるとともに、米国及び欧州の PRA 良好事例に係わる情報を入手しており、そこで得られた最新知見に基づき、当社は世界水準の PRA の国内整備に向けた PRA 関連技術の開発を継続している。



図2 海外専門家によるレビュー会議

## 3.2 安全裕度評価

安全裕度評価は、設計上の想定を超える外部事象(地震、津波等)の発生を仮定し、評価対象の原子炉施設がどこまで炉心及び使用済燃料の著しい損傷を発生させることなく、また、格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出をさせることなく耐えることができるか、安全裕度を評価するとともに、クリフエッジ(限界点)を特定して、設備の潜在的な相対的脆弱性を明らかにするものである。

このクリフエッジを特定する手法として、まず地震及び津波 PRA の結果を基に、燃料体等の損傷を引起こす可能性のある起回事象(外部電源喪失、補機冷却水系喪失等)を選定する。各起回事象に対して、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成の上、事象の進展を収束させる収束シナリオを特定する。次に、選定した各起回事象に関連する設備、影響緩和機能に関連する設備等を抽出し、各設備の地震や津波に対する裕度(“地震加速度”、“津波高さ”をパラメータとしたもの)を評価し、最終的にクリフエッジを求める。以下では、地震単独評価を例として説明する。

各起回事象が発生する地震加速度は、各起回事象を引起こす設備等の機能喪失地震加速度から特定する。影響緩和機能が喪失する地震加速度は、各起回事象のイベントツリーの影響緩和機能に含まれる設備等の機能喪失地震加速度に基づき、それらのうち小さい値を影響緩和機能の機能喪失地震加速度として特定する。そして、各収束シナリオに含まれる影響緩和機能のうち、機能喪失地震加速度が最も小さい値をその収束シナリオの機能喪失地震加速度として特定する。これは、関連する影響緩和機能が一つでも機能喪失すると、収束シナリオは成立しないことから、各収束シナリオで最も小さい値を選ぶものである。最後に、収束シナリオのうち、最も機能喪失地震加速度の大きいシナリオをクリフエッジシナリオとし、その収束シナリオの機能喪失地震加速度をクリフエッジ地震加速度として特定する。

本評価は、原子力安全・保安院が指示した“東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の原子炉施設の安全性に関する総合的評価に関する評価手法及び実施計画”<sup>(3)</sup>、欧州におけるストレステスト(Stress Test)等を参考として、国内原子炉施設に適用可能な評価手法を確立したものである。その後、原子炉施設ごとの安全性向上評価の届出時期に合わせて、PRA と同様の地震、津波の単独事象に関する評価や安全裕度評価特有の地震と津波の重畳、地震、及び津波随件事象に関する評価を実施している。以下に、安全裕度評価特有の評価である、地震と津波の重畳、地震、及び津波随件事象に関する評価について紹介する。

### (1) 地震と津波との重畳

設計上の想定を超える地震とそれに引続く設計上の想定を超える津波に関して、建屋、機器等が損傷、または機能喪失するか否かを地震及び津波 PRA の知見等を踏まえて評価する。本評価では、地震加速度と津波高さのパラメータを相互に独立のものとして扱い、両パラメータの全ての組合せを考慮する。

### (2) 地震及び津波随件事象

原子炉施設の立地条件を踏まえ、クリフエッジを生ずる可能性のある地震及び津波随件事象(内部溢水、建屋内外の火災等)に対し、防止、または緩和に係る機能が期待できる設備等を考慮し、地震、または津波発生時におけるクリフエッジを特定する。本評価は、地震及び津波単独の安全裕度が地震随伴溢水(溢水源)や地震及び津波随伴火災(火災源)により影響を受けない(クリフエッジが低下しない)ことを確認する。

## 4. 原子炉施設の継続的安全性向上のための対策

### 4.1 安全性向上のための対策

安全評価に基づく、設備や操作の信頼性が事故シーケンスの発生頻度にどのように影響するか分析、クリフエッジの特定から、設備の潜在的な相対的脆弱性を明らかにすることができる。

これにより、その相対的脆弱性の解消に繋がる対策の案が抽出された場合、それら対策案の効果の度合いを評価し、電力会社による更なる安全性向上に向けた原子炉施設の保安活動の改善や設備改造の対策工事等に繋げている。

PRA 及び安全裕度評価から抽出される対策は原子炉施設によっても異なり、また、短期的なものから中長期的なものまでその規模も様々であるが、その例として以下を紹介する。

- ・ **メタルクラッド開閉装置(所内電源系)更新(高耐震化)**  
盤の内部部品の補強・交換や盤筐体の補強等によって、地震による振動に対して機能を維持するための耐力を向上させる対策。
- ・ **再循環自動切替え**  
緊急炉心冷却系統の水源を原子炉格納容器外のタンクから、原子炉格納容器内底部のサンプルに切替え、サンプルに貯まった水を再利用するために、関連する弁・ポンプを遠隔操作するが、その一連の操作を自動化することにより、短時間での確実な切り替えを実現する対策。
- ・ **1次冷却材ポンプ(Reactor Coolant Pump, 以下 RCP)シャットダウンシール**  
RCP シール部からの原子炉冷却材の漏えいを(以下、RCP シール LOCA)長時間防止するための対策。次項でより具体的に紹介する。

これらの対策工事については、原子炉施設を運営する電力会社の“更なる安全性向上”を目指すための判断によって実施を検討されるもので、当社は、これらの対策工事実施に際して必要な設備の供給や、改造工事を行っていくものである。

上記の対策工事のうち、ここでは、RCP シャットダウンシールについて紹介する。

#### 4.2 RCP シャットダウンシールについて

原子炉施設は、原子炉冷却材で炉心を冷却しているため、原子炉冷却材を保持する必要がある。加圧水型軽水炉(PWR:Pressurized Water Reactor)では、原子炉冷却材を保持するための圧力バウンダリを構成する設備の1つにRCPがある。RCPの軸シール部は、通常運転時は冷却され、低温条件下に保つことにより健全性を維持しているが、全交流電源喪失(SBO:Station Blackout)等が発生した場合は、シール冷却機能が喪失し、シール部は高温/高圧条件下に晒されることとなる。この状態が長時間継続した場合には、シール性能を維持できなくなり、RCP シール LOCA に至る可能性がある。

RCP シャットダウンシールは、このような状況において作動し、RCP シール LOCA を長時間防止する機構である。RCP シール部に設置され、シール部と駆動源で構成される。シール部が高温/高圧条件下に晒された場合に作動し、シール部がRCP 主軸に接触することで、1次冷却材の漏えいを制限する仕組みである(図3)。

本設備の適用により、SBO 等の事象発生時においても原子炉冷却材を確保できることから、原子炉施設の安全確保において重要な“冷やす”機能及び“閉じ込める”機能の強化が図れ、原子炉施設の更なる安全性向上に繋がるものである。

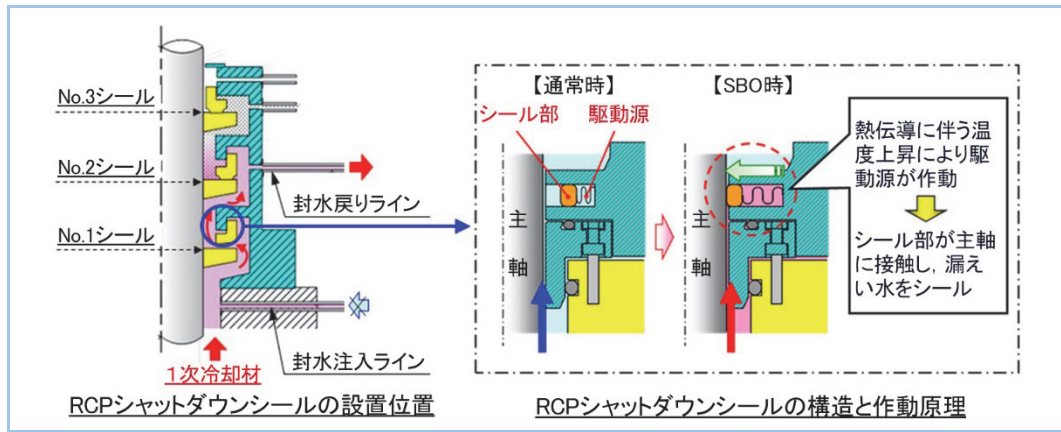


図3 RCPシャットダウンシールの概要

## 5. まとめ

当社のこれまで培ってきた技術に基づく PRA、及び安全裕度評価を活用した原子炉施設の相対的な脆弱性の把握と重大事故リスクの低減効果を念頭においた対策の提案や開発により、引き続き国内 PWR プラントの安全性向上に貢献していく。また、PRA の評価対象範囲の拡大や専門家レビュー、及び国内外の良好事例を考慮した PRA の精緻化等、更なる技術の高度化を進めていく。さらに、安全性向上のための対策を検討し、対策実現のために必要な技術・設備の開発を進め、お客様である電力会社に適時提案し、反映いただくことで、原子炉施設の安全性向上を強力に支援していく。

## 参考文献

- (1) 原子力規制委員会, 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, (2017)
- (2) R.Haraguchi, et al., Development of a fragility evaluation methodology for the Tsunami PRA, ASRAM2017, No.1052, 2017
- (3) 原子力安全・保安院, 東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子力施設の安全性に関する総合的評価に関する評価手法及び実施計画, (2011)