

経済産業省資源エネルギー庁御中

**平成25年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業  
確率論的リスク評価手法の導入及び高度化に係る  
日米協力実施可能性調査  
報告書**

---

2014 年 3 月 31 日

**MRI** 株式会社三菱総合研究所

科学・安全政策研究本部 原子力事業グループ



## 報告書概要

福島第一原子力発電所における事故を踏まえ、わが国の原子力産業界において、自主的かつ継続的な安全性向上を目指すことが重要であり、その際、確率論的リスク評価（以下、PRA : Probabilistic Risk Assessment）により、各発電所の安全性を客観的に評価していくことが重要である。

これまで、わが国の原子力産業界において、自主的かつ継続的な安全性向上を目指す上で PRA が必ずしも積極的に活用されてこなかった背景や要因、今後 PRA を活用していく上での様々な課題、日米協力を進めていくことで PRA 活用による安全性向上が促進される取り組み課題等を、有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブル、文献調査等を通じて調査した。

これまで、わが国において PRA の活用が進まなかった要因として、安全性向上への意識の問題、不確実さを扱うことへの理解の問題、ステークホルダー間のコミュニケーションの問題が指摘された。

安全性向上への意識としては、日本では「安全性の確保のためには何が重要か」あるいは「安全性を向上させるためには何をすればよいのか」という視点そのものが欠けていた。不確実さを扱うことへの理解については、不確実さを伴う PRA の活用においては、PRA を不完全なものと捉えるのではなく、不確実性を分析し、「何を理解していないか」を理解する必要が指摘された。また、コミュニケーション上の課題としては、規制側と事業者側の信頼関係の醸成、一般市民からの信頼の獲得の必要性が示された。

本調査を通じて得られた知見が、今後の PRA の積極的な活用については自主的かつ継続的な安全性向上の活動に資すれば幸いである。

## 目次

<b>1. 実施概要</b>	<b>1</b>
1.1 事業目的	1
1.2 事業内容および実施方法	1
1.2.1 PRA に関する日米協力の実施可能性調査	1
1.2.2 PRA 日米ラウンドテーブルの実施運営等	1
1.2.3 成果の取りまとめ	2
1.3 事業実施期間	2
<b>2. 日米における PRA 活用の経緯</b>	<b>3</b>
2.1 PRA の概要	3
2.2 米国における PRA 技術開発ならびにリスク情報活用の経緯	4
2.3 我が国における PRA 技術開発ならびにリスク情報活用の経緯	7
<b>3. 我が国における PRA の課題と日米協力可能性</b>	<b>12</b>
3.1 PRA 技術	12
3.1.1 レベル 1PRA	12
3.1.2 レベル 2PRA	20
3.1.3 レベル 3PRA	24
3.1.4 停止時 PRA	27
3.1.5 マルチユニット PRA	28
3.1.6 外的事象	31
3.1.6.1 地震 PRA	31
3.1.6.2 津波 PRA	37
3.1.6.3 火災 PRA	41
3.1.6.4 溢水 PRA	43
3.1.6.5 複合事象	46
3.1.6.6 セキュリティ	47
3.1.7 燃料貯蔵システム PRA	50
3.2 リスク情報活用のあり方	51
3.2.1 基本的考え方	51
3.2.2 米国の事業者におけるリスク情報活用による安全対策の高度化	51
3.2.3 米国の規制におけるリスク情報活用	55
3.2.4 わが国におけるリスク情報活用の現状と課題	56
3.3 人材育成	62
3.3.1 人材育成に係る現状の課題	62
3.3.2 PRA 分野の人材育成に有効な取り組みの事例	63
3.3.3 今後の PRA 分野の人材育成の方向性	65
3.4 PRA の品質向上	67

3.4.1 PRA の品質要件 .....	67
3.4.2 品質向上に向けた取り組み事例と現状課題 .....	67
3.4.3 有識者からの指摘事項 .....	69
3.4.4 今後の PRA の品質向上における取り組みの方向性 .....	76
<b>4. まとめ .....</b>	<b>77</b>
4.1 我が国において PRA の活用が進まなかった原因 .....	77
4.1.1 事業者・規制に共通する観点 .....	77
4.1.2 事業者側の観点 .....	78
4.1.3 規制者側の観点 .....	78
4.1.4 技術的な制約 .....	79
4.2 わが国における PRA の課題 .....	79
4.3 日米協力により進展が見込まれる課題 .....	79
4.4 研究・技術開発により進展が見込まれる課題 .....	80
4.5 その他環境整備等により進展が見込まれる課題 .....	80



## 1. 実施概要

### 1.1 事業目的

福島第一原子力発電所における事故を踏まえ、我が国の原子力産業界において、自主的かつ継続的な安全性向上を目指すことが重要であり、その際、確率論的リスク評価（以下、PRA：Probabilistic Risk Assessment）により、各発電所の安全性を客観的に評価していくことが重要である。

平成 25 年 11 月 4 日に民生用原子力協力に関する日米二国間委員会において、民生用原子力の研究開発に関し、日本側は、PRA に関する二国間の協力プロジェクト立ち上げを提案した。米国はこの提案を前向きに受け止め、日米の専門家、関係機関が参加する PRA 日米ラウンドテーブルが設置されることとなった。同会議の目的は、PRA の手法の高度化及びその原子力安全への適用を促進するため、両国における PRA に関する活動・経験を共有し、今後の両国間における協力の可能性を模索し、具体的な共同プロジェクトの発展へと繋げていくことである。

本事業では、PRA 日米ラウンドテーブルにおいて、日本側が米国より学ぶべき点を明らかにし、今後の具体的な協力の可能性について調査を行うとともに、同ラウンドテーブルの開催の支援を行う。

### 1.2 事業内容および実施方法

#### 1.2.1 PRA に関する日米協力の実施可能性調査

PRA に関する課題を洗い出し、今後の具体的な日米協力の可能性について調査するために、PRA 日米ラウンドテーブルへの参加者やその他の有識者への訪問調査等によるヒアリングを行った。ヒアリングにおいては、以下について尋ねた。

- PRA の技術開発とリスク情報に関する最新の動向
- 優先的に導入すべき技術・リスク情報の活用方法
- PRA を導入するための技術、品質、人材等の観点からの課題
- 日米での協力が望まれるテーマと協力方法

また、最近の国際会議等での PRA に関する動向を調査する他、ヒアリングを通じて得られた情報についても、追加調査ならびに情報の分類・整理を行った。

#### 1.2.2 PRA 日米ラウンドテーブルの実施運営等

1.2.1 項の調査の成果を踏まえ、日米の政府機関、電気事業者、メーカー、研究機関、学協会等が参加する PRA 日米ラウンドテーブルの実施運営等を行った。

当該会合では、日米それぞれにおけるリスク情報活用に係る現状認識や PRA 手法や関連技術に係る最新情報の共有、ならびに今後の両国の取り組みの方向性等について意見交換が行われた。開催日ならびに開催場所は以下の通りである。

開催日： 2014 年 2 月 20 日、21 日

開催場所： 三田共用会議所 第 4 特別会議室

### 1.2.3 成果の取りまとめ

上記の目的を踏まえ、これまで、わが国の原子力産業界において、自主的かつ継続的な安全性向上を目指す上で PRA が必ずしも積極的に活用されてこなかった背景や要因、今後 PRA を活用していく上での様々な課題、日米協力を進めていくことで PRA 活用による安全性向上が促進される取り組み課題等を、有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブル、文献調査等を通じて調査し、今後の取り組みの方向性と共に、本報告書に取りまとめた。

### 1.3 事業実施期間

本事業の実施期間は、下記の通りである。

開始日：平成25年12月19日

終了日：平成26年3月31日

## 2. 日米における PRA 活用の経緯

### 2.1 PRA の概要

確率論的リスク評価(PRA: Probabilistic Risk Assessment)は、リスクを定量的に評価する手法<sup>1</sup>の 1 つであり、原子力発電所のほか、主に化学プラントや航空・宇宙、船舶などの大規模で複雑な工学施設<sup>2</sup>に対して用いられる。

国際的な合意として、原子力安全の目的が「人および環境を電離放射線の有害な影響から防護すること」<sup>3</sup>とされているように、原子力施設におけるリスクとは、放射性物質の環境への放出により、その電離放射線による公衆と環境への有害な影響の大きさである。このリスクを定量的に評価するために、現在の原子力プラントの PRA では一般的には 3 つのレベルを設定し、評価する。最初のレベル(レベル 1)の評価対象は、燃料棒の健全性の喪失である。一般的には、原子炉内の燃料を対象とすることから、炉心損傷を評価することになる。次のレベル(レベル 2)は、格納容器の健全性が喪失による環境への放射性物質の放出である。最後のレベル(レベル 3)は、放出された放射性物質による公衆と環境への影響である。

PRA の評価は、それぞれの評価対象に影響を与える可能性のある事象を網羅的に抽出することから始まる。レベル 1 の PRA の対象となる事象の例としては、燃料棒の冷却材の配管からの漏えいや、外部電源喪失などが挙げられる。このような事故を引き起こす可能性のある事象としては、機器や設備の不具合、あるいは、ヒューマンエラーなど、プラント内部の異常や不具合に加え、地震や津波などの自然現象など、原子力プラントの外部からの脅威も対象としなければならない。

次に、そのような事象を起点とし、その後の展開に大きな影響を及ぼす現象や事象の発生の有無、およびそれらの事象・現象に対応するための設備や操作の成功／失敗により、事象の進展がどのように分岐していくかをシナリオとして記述する。そして、その分岐の結果として、どのような事態に至るのかを検討し、評価対象への影響を評価する。

最後に、現象や事象の発生頻度や設備の故障確率、操作の成功／失敗の分岐確率を与え、それぞれのシナリオを辿り、最終的な結果に至る確率を評価する。分岐確率を算出する際には、必要に応じて、プラントの運転・保守データの活用や、シミュレーション解析、人間の信頼性の評価を行う

このような評価では、現象そのものの偶発性や複雑な現象の簡略化による不確実さが避けられない。また、人間の知識の限界から来る不明な部分もある。このような不確実さが結果

---

<sup>1</sup> リスクを定量的に評価する手法としては、例えば、東海地震などの巨大地震が発生した場合の被害予測などがある。金融機関などが実施している与信リスク評価も、定量的なリスク評価の 1 つである。

<sup>2</sup> 確率論的リスク評価に関する国際的な会議の 1 つである PSAM(Probabilistic Safety Assessment and Management) 2012 の論文応募における適用分野としては、原子力関係の他、自動車、航空・宇宙、船舶、化学、農産物・食品、石油・ガスなどが挙げられている。

<sup>3</sup> IAEA “Fundamental Safety Principles”, SF-1, 2006。翻訳は、2008 年に当時の(独)原子力安全基盤機構によるもの。

に及ぼす影響を把握するための分析も行われるのが一般的である。

PRA の評価結果を分析することにより、プラントの安全性に影響を及ぼす事象や事故の進展の仕方、事故の影響とその発生確率を把握することが可能になる。すなわちプラントのリスクの全体像とプラントの脆弱な箇所を把握することが可能となる。さらにリスク低減に有効な事象や現象の抑制やリスクの低減に重要な設備や操作に関する知見、あるいは、逆に、従来の想定とは異なりリスク低減に大きな寄与をしない設備や操作に関する知見を得ることにより、効果的かつ効率的にリスクの低減と安全性の向上を図っていくことが可能となる。

PRA を実施するためには、原子力プラントの設計や保全、運転等の実際の設備・機器に関する知識、および事象が進展していく際の物理現象への理解とその際のプラント挙動や操作に関する知識に加え、プラントに脅威を及ぼす自然現象についての知見も必要となる。したがって PRA の実施には、様々な分野の専門家とコミュニケーションを行いながら知識や情報を集約し、リスク評価に反映するための分野横断的な能力が求められる。また、その結果を解釈し、リスク低減に繋げるためには、人や資金などのリソースを適切にマネジメントする能力が必要となる。逆に言えば、PRA の実施、活用は、このようなプラントのリスクを把握し、管理する能力を持った人材の育成にも繋がる。

## 2.2 米国における PRA 技術開発ならびにリスク情報活用の経緯

1960 年代まで、米国では、原子炉でどのような事故が発生した場合でも格納容器により放射性物質を閉じ込めることが可能であり、公衆や環境を危険にさらすことはないと考えられていた。しかし、1970 年代に入ると冷却材喪失に伴う炉心溶融の影響で格納容器が破損する可能性があることが指摘され、設計基準事故の概念が注目された。しかしながら当時の設計基準事故の考え方では、単一故障を想定していること、現実的な運転員の行動を考慮できないこと、一度設定すると事業者と規制当局による変更が困難であることが問題となっていた。また、深層防護に関する明確なガイダンスが無く、最終的な判断が専門家に委ねられることがあったため、不確実さの定量化および深層防護の概念や安全裕度の考え方の規制への取り込みを行う必要性が認識されるようになった。

そこで、「何が起こり得るのか」、「そのシナリオはどの程度起こり得るのか」、「その結果は何か」、「リスクに最も寄与する機器やシステムは何か」を把握することを目的として 1970 年代初頭に PRA の手法が導入された。

1975 年に、原子炉安全研究の成果として取りまとめられた WASH-1400<sup>1)</sup>が、原子力プラントに対して、フルスコープで実施された PRA の最初の報告書となる。原子炉安全研究以前は原子力における事故リスクは「極めて低頻度であるものの、影響の大きさは甚大である」と認識されていたが、この研究を通じて、「比較的低い影響の事故が、高確率で発生しうる」という結果が提示されたことで、人々の認識を大きく変えるものとなった。

WASH-1400 の発表後、ローレンス・リバモア研究所で SSMRP<sup>4</sup>手法やザイオンの手法<sup>5</sup>が

---

<sup>4</sup> 現実的な地震動や振動モデルを用いた非線形解析による地震 PRA 手法。精度良く評価できるが多くの時間と費用を要するため、実際の評価には使用されていない。

<sup>5</sup> 地震に対する機器の設計応答と保守性を係数として表した線形解析による地震 PRA 手法。精度は劣るが簡便な上に計算時間が少ないため広く利用されている。

開発され、インディアン・ポイント原子力発電所へ適用されたことが地震 PRA の始まりである。これは原子炉安全研究の延長であり、不確実さや外的事象の扱い、個別プラントを対象としたシナリオベースのアプローチ等が取り入れられた。以降、手法は現在までほとんど変化していないが、電源盤など重要機器の固定、耐震性の高い制御室の機器への更新等の地震対策によって、炉心損傷頻度の低減という評価結果につながっている。

1975 年にブラウンズ・フェリー原子力発電所で発生した火災により、火災後安全停止機能防護の評価が不十分であったことが判明し、NRC は 1979 年に 10CFR50.48<sup>2)</sup>を発行し、火災防護規則の強化を行った。これにより作成された火災防護プログラムが火災 PRA の始まりであり、基本的な手法はこの時期に開発された手法から現在までほとんど変化していない。

1979 年のスリーマイル島原子力発電所事故 (TMI 事故) を受け、NRC は NUREG/CR-1250<sup>3)</sup> をとりまとめ、既存の設計レビュープロセスを改善する最善の方法は定量的なリスク評価であると結論付けた。また、TMI 事故特別調査委員会の勧告にを受け、NRC は安全目標開発の計画を公表した。1980 年代にはシビアアクシデント時の各種挙動の解明と事故防止の為に、炉心損傷確率の評価等のリスク研究が実施された。社会的に許容可能なリスクを定量的に示すために、NRC では健康数値目標を示すこととなった。

1983 年に行われたシーブルック原子力発電所における PRA では、複数基のプラントで共用しているシステムについて必要十分な精度のモデル化を行い、共用システムの機器の同時故障時のシナリオを明確にした上で、リスクが定量的に評価された。その結果として重要なユニット間依存関係が特定された。

安全目標は計画から 7 年経た 1986 年に、安全目標政策声明書<sup>4)</sup>として公表された。安全目標は定性的目標、定量的目標及びそれらを補う補助的目標から構成されており、現行規制の改良や規制要求の必要性和妥当性の吟味といった規制上の一般的な意思決定の際に用いるガイドラインと位置づけられた。

1990 年、既存の全ての原子力発電所を対象に IPEEE<sup>6)</sup>が実施され、NUREG-1150<sup>5)</sup>として取りまとめられた。その結果として PRA から幾つかの知見が得られ、設計基準に反映された。IPEEE が行われる以前には決定論的アプローチがプラントの安全性を把握する手段であったが、メンテナンスルール (10CFR50.65<sup>6)</sup>) が定められたことにより PRA やリスク情報の活用がプラントに導入されるようになった。

メンテナンスルールは、原子力発電所における保守が不十分なために生ずる機器故障を最小限に抑えることを目的として作成され、1991 年に NRC から公表された。メンテナンスルールは性能を規定する簡潔なものとなっている。そのため、NRC のメンテナンスルールに対応する形で設置者側の具体的なガイドラインとして、産業界は NUMARC93-01<sup>7)</sup>を作成した。

当時、NRC は「プラント所有者の実績の系統的評価 (SALP)」と呼ばれる原子炉安全評価手法を導入していた。しかし、SALP の評価は検査官の個人的判断により評価点を定める主観的なものとなっており、また、過去の安全実績が評価対象であり現在の状況があまり反映されないことから、産業界より厳しい批判を受けていた。

NRC は PRA 研究の進展により評価方法が改善されたことを受け、より客観的で安全重視の視点で評価を行うため、1995 年に PRA 活用政策声明<sup>8)</sup>を公表するとともにそれを実現す

---

<sup>6</sup> Individual plant examination for external events. 外部事象を取り入れた個別プラントの PRA

るための PRA 実施計画<sup>9)</sup>を発行した。ここでは、決定論的手法の補完と深層防護の原則の維持推進、現行の規制要件における過剰な保守性の排除を目的として PRA を活用すべきであると示された。

しかし、1996 年のメンテナンサーール発効後の検査活動から、事前の影響評価が適切に実施されていないケースがあること、技術仕様書の許容待機除外時間（AOT）の誤適用、プラント状態変化に伴うリスク変化に対する認識の不徹底等の問題が認識された。このため、NRC は要件を明確化した改訂規則を 2000 年に発効し、産業界も新たな規則要件に対応するため、NUMARC93-01 の改訂版<sup>10)</sup>を発効した。

1999 年には、リスク情報から得られる洞察は、決定論や深層防護などの他の要素とともに勘案されるべきとする考えが示された。これは、事業者と規制当局が規制上の意思決定にリスク情報を活用することにより、設計や運転にかかる課題に対して、公衆の健康と安全の重要性に応じて適切に焦点を当てる要件を決定できるようにするためである。リスク情報を活用した規制による利点は、新たな要求を定める際、または新たな炉を設計する際にプラントの弱点を認識し改善することで、安全性の向上に役立つことである。

2001 年の同時多発テロ以降、設計基準を超える脅威を含め、設計基準の適切さについての数多くの疑問が寄せられたことがきっかけとなり、米国ではセキュリティリスクに着目されるようになった。セキュリティリスクの評価及び管理の為に 2 つの活動が行われてきた。1 つは NRC による大規模火災や爆発に関連した活動であり、当初は航空機事故の影響を評価するものであったが、他の原因による大規模爆発に対する評価も組み込まれている。もう 1 つは米国国土安全保障省による、脅威のスペクトル評価であり、これは脅威のスペクトルを定性的、あるいは半定量的に評価することを目的としている。

2000 年代後半に、米国電力中央研究所（EPRI）はリスク重要度に着目し、リスク情報を活用することでリスクを低減させ、プラントの安全性を向上させた事例に関する分析をまとめた報告書<sup>11)</sup>を発行した。リスク重要度に焦点を当てることで、炉心損傷頻度が 1/5 に低減し、規制側と事業者側のリソースを適切に割り当てられるようになったため、公衆に対してより高度な安全と防護を提供できるようになったと報告されている。

2011 年の福島第一原子力発電所事故に対して、事故の教訓からマルチハザードのシナリオが着目され、2013 年には NRC と BNL により、マルチハザード PRA の最新技術を対象としたワークショップが開催された。

- 1) USNRC, “Reactor safety study. An assessment of accident risks in U. S. commercial nuclear power plants. Executive summary”, NUREG 75/014, 1975
- 2) USNRC, “Fire protection.”, 1979 10CFR50.48,  
<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0048.html>
- 3) USNRC, “Three Mile Island: A Report to the Commission and to the Public”, NUREG/CR-1250, 1980
- 4) USNRC, “Safety Goals for the Operation of Nuclear Power Plant; Policy Statement”, 51FR30028, 1986
- 5) USNRC, “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”, NUREG-1150, 1990
- 6) USNRC, “Requirements for monitoring the effectiveness of maintenance at nuclear power

- plants.”, 1991, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0065.html>
- 7) USNRC, “Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants”, NUMARC 93-01, 1993
  - 8) USNRC, “Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities; Final Policy Statement”, 60FR42622, 1995
  - 9) USNRC, “Proposed Agency-Wide Implementation Plan for Probabilistic Risk Assessment”, SECY-94-219, 1994
  - 10) USNRC, “Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants”, NUMARC 93-01, Rev.3, 2000
  - 11) John Gaertner et al., “Safety and Operational Benefits of Risk-Informed Initiatives”, EPRI, 2008,  
[http://mydocs.epri.com/docs/CorporateDocuments/SectorPages/Portfolio/Nuclear/Safety\\_and\\_Operational\\_Benefits\\_1016308.pdf](http://mydocs.epri.com/docs/CorporateDocuments/SectorPages/Portfolio/Nuclear/Safety_and_Operational_Benefits_1016308.pdf)

### 2.3 我が国における PRA 技術開発ならびにリスク情報活用の経緯

日本の PRA 研究は 1970 年代に当時の日本原子力研究所において開始された。原子力施設の信頼性評価及び状態把握のため、米国から手法を学ぶ形で日本の原子力発電所における立地条件を考慮した PRA を行うことを目的としていた。

1979 年のスリーマイル島原子力発電所事故（TMI 事故）により、世界では、設計基準事故を超えるシビアアクシデントやリスク評価手法が本格化し、PRA 手法が重視されるようになった。日本においては、突出して高いリスクと考えられる地震動が着目されるようになった。

1980 年代になると、当時の原子力発電技術機構（以下、NUPEC：現在の原子力安全基盤機構）において、耐震性能の確認試験が開始された。しかし、この試験の主目的は、設計基準地震動に対して、機器の耐震性能の適合性を確認するに留まっていた。1985 年になると、日本原子力研究所（以下、JAERI：現在の独立行政法人日本原子力研究開発機構）で、仮想の BWR プラントを対象として、地震動に伴う炉心損傷頻度（以下、CDF）を評価するレベル 1 の地震 PRA 手法の開発が開始された。その後、NUPEC において、より現実的なプラントを対象として、JAERI 手法の高度化が図られ、レベル 2PRA とレベル 3PRA の手法も開発された。

1980 年代半ばには、JAERI において、国産のレベル 3PRA コードである OSCAAR コードの開発が始まった。この頃から、研究機関による手法開発段階から、事業者による独自の PRA 研究が開始される段階となった。1988 年には、電力会社からの要請により、電力中央研究所において、原子力発電情報システム（以下、NICS）に登録されている電力会社から送付される故障トラブル情報を用いて、PRA に関わる機器故障データベース研究プロジェクトが開始された。この成果は、1996 年に 10 年間のデータベース記録に基づく機器故障率データとして報告された。

1990 年代に入ると、レベル 3PRA の分野では、国際的な比較研究プログラムが開始され、日本も参加している。一つ目は、1991 年から 1994 年の間に OECD/NEA と EC（European

Commission) による国際コード比較研究である。この比較研究には、USNRC の MACCS、EC の COSYMA など合計 6 つのコードが参加している。二つ目は、1993 年から 1999 年の間に実施された USNRC のプロジェクトであり、EC から入手したデータを使って、事故影響モデルの不確実さに関する検討を行っている。

1992 年には、当時の原子力安全委員会および通商産業省から示されたアクシデントマネジメントに係る方針<sup>1)</sup>に基づき、アクシデントマネジメント対策の有効性評価と 10 年毎の定期安全レビュー（以下、PSR）が開始された。1994 年には、福島第一原子力発電所 1 号機、美浜原子力発電所 1 号機、敦賀原子力発電所 1 号機の 3 プラントが PSR 報告書を提出している。それ以来、この枠組みの中で、各プラントの PRA が実施されてきている。ただし、米国におけるリスク評価の目的が、安全に係る意思決定やプラントリスクの状態監視であるのに対し、日本のアクシデントマネジメント研究においては、低確率の CDF を確かめることを目的としていたという課題が指摘されている。また、原子力学会の PSR 実施基準に関する議論においても、PSR において安全性向上措置がほとんど抽出されてこなかったということが問題として指摘されている。

1993 年には、当時の通商産業省からの委託を受けた NUPEC において、通常運転時からシビアアクシデントに至る一連の事象をシミュレーションによって解析し、事故時の安全裕度を実証することを目的とした事業が 10 年計画として開始された。その結果、国産のシビアアクシデント評価コードである SAMPSON が開発された。1994 年になると、停止時のリスクへの取り組みが開始され、パイロットプラント（PWR プラント及び BWR プラント）を対象に、停止時 PRA が実施された。また、2004 年から 2006 年にかけて、PRA の結果も活用し、停止中のシビアアクシデント対策が実施された。

1990 年代の日本の概況は以上の通りであるが、米国 NRC が 1988 年に IPE の実施を、1991 年には地震についての IPEEE の実施を事業者に要請したことと比較すると、規制においてリスク情報活用が進まなかったこともあり、原子力の安全研究において、PRA 研究は主流とはならなかったという問題が指摘されている。

2000 年に、原子力安全委員会は、1999 年の JCO 臨界事故の反省を踏まえ、調査・審議をより総合的かつ効率的に進めるために、新たに 7 つの専門部会を設置した。その中の 1 つが、安全目標に関する調査・審議を行うことを目的とする安全目標専門部会である。安全目標の策定の意義は、整合性のとれた、よりわかりやすい原子力安全システムの構築に貢献するとともに、リスクの正確な認識とリスクを前提とした安全の在り方に関する議論の促進に寄与することとされていた。また、安全目標の位置付けを、最低限目指すべき達成目標的性格及びより高い安全水準を示す努力目標的性格とし、他の社会活動等のリスクを考慮して、広範な視野からさらに検討することが重要であるとした。

2001 年になると、原子力安全研究協会により機器故障率データベースの報告書の改定<sup>2)</sup>が行われた。データベース記録に基づく不確実さ評価手法の評価が実施され、国内専門家によるレビューを経ると言う、品質確保のための 2 つの取り組みが行われた。この後の 2003 年に、原子力施設の運転に関するインターネット上の公開データベースである NUCIA (Nuclear Information Archives) が、電中研にて開発され、2004 年には日本原子力技術協会 (JANTI) に NUCIA の管理が移管された。2009 年には JANTI により、国内における PRA 向け一般機器故障率をまとめた報告書<sup>3)</sup>が出版された。この報告書では、不確実性の評価に、日本で初めてベイズ手法を用いた。

また、2001 年の定期安全レビューからは、停止時 PRA が実施されるようになった。事業

者においては、この PRA の結果を用いて、停止時の工程のリスク低減に活用する取り組みが行われた。2002 年には、日本原子力学会の停止時 PRA 標準<sup>4)</sup>が発行され、2010 年には PRA 技術の向上を反映した改訂が行われた。

原子力プラントを停止する工程のリスク低減に PRA の結果が活用された一方で、シビアアクシデント対策については、2002 年までに事業者が整備した後、見直し等が行われず、福島第一原子力発電所事故が発生するまで、長年にわたって PRA の活用が不十分だったことは、規制・事業者双方から問題として指摘されている。

2003 年になると、当時の原子力安全委員会により、安全目標の中間とりまとめ<sup>5)</sup>が公表された。その中では、2 種類の定量的健康目標が示されている。1 つは、原子力施設の敷地境界付近の公衆の個人が、原子力事故に伴い放出される放射性物質からの放射線被ばくによる平均急性死亡リスクであり、1 年あたり百万分の 1 を超えてはならないとされた。もう 1 つは、原子力施設の敷地境界からある範囲の距離の公衆の個人が、同じく事故に伴う放射線による平均がん死亡リスクであり、1 年あたり百万分の 1 を超えてはならないとされた。また、リスク情報活用による原子力安全規制の導入に向けた基本方針の発行が行われた。

同じく 2003 年に、独立行政法人原子力安全基盤機構(JNES)が設立され、耐震性能試験を NUPEC から引き継いだ。JNES では、耐震性能試験として電気品や横形ポンプ、制御棒挿入システム、立形ポンプなどの試験を行っている。

原子力安全規制の基本方針発行を受け、2005 年に当時の原子力安全・保安院は原子力規制へのリスク情報活用の基本的な考え方と実施計画の策定を行い、PRA を段階的に活用していく旨を公表した。それに伴い 2006 年には、原子力発電所の安全規制における「リスク情報」活用の基本ガイドライン<sup>6)</sup>、原子力発電所における確率論的安全評価 (PSA) の品質ガイドライン<sup>7)</sup>を公表した。

同 2006 年には、当時の原子力安全委員会では、安全目標に関する議論が行われる中で、JNES による代表プラント PRA の結果と JAEA による急性死亡またはがん死亡の確率の計算に基づき、炉心損傷頻度と格納容器破損頻度についての性能目標が決定された。

この年には、耐震設計審査指針の改定<sup>8)</sup>が行われ、その中で、地震における残余のリスクが記載された。ただし、この残余のリスクは規制要件とはなっていなかった。この地震における残余のリスクを評価する手法の標準化を図るために、2007 年には、日本原子力学会(AESJ)で地震 PRA 標準<sup>9)</sup>が策定された。この地震 PRA 標準は、2014 年には改訂版が公開される予定である。地震 PRA に関する日米二国間の開発状況を比較すると、手法開発を出発点として、日本は 10 年遅れていると考えられる。前述のとおり、米国では、1991 年には実際の原子力発電所を対象に評価が行われているが、日本では、いずれのプラントでも実施されていなかった。しかし地震 PRA 手法の開発が続けられており、標準も出版されている。このような状況から、手法の面では十分に成熟しているが、実施面が日本の課題との指摘がある。

地震 PRA に関しての国際貢献として、2007 年に発生した中越沖地震を機に、IAEA の国際耐震安全センター (ISSC) において、2010 年から特別拠出金プログラムを開始している。このプログラムの中において、地震 PRA の実施ガイドラインを TECDOC として公表する活動が進められている。

2008 年になって、原子力学会が内的事象に対する出力時レベル 1/2/3 の PRA 標準<sup>10)11)12)</sup>を策定した。また、PRA 標準の策定は発電炉専門部会にて行われていたが、同年に組織が見直され、PRA 標準の策定に特化した組織としてリスク専門部会が設置された。

2009 年には、リスク情報を活用した保全重要度の概念が導入された。それに対応する形で、2010 年には、原子力学会において、リスク情報活用に関するガイドライン<sup>13)</sup>が策定されている。

そして、2011 年に福島第一原子力発電所事故が発生した。この事故の教訓として、PRA の活用が不十分であったことが指摘され、地震、津波などの外的要因を含めたシビアアクシデント対策を図り、その有効性を示すための安全評価においては PRA と決定論的評価の併用等、シビアアクシデント対策における新たな枠組みが示された。また、この事故を契機に、新しく発足した原子力規制委員会において、規制基準の抜本的な見直しが行われた。この新規制基準では、シビアアクシデントシナリオ抽出のための PRA 評価を実施している。

原子力規制委員会は、2013 年 4 月に安全目標について議論し取りまとめた。安全目標は個別プラントの安全性を直接的に判断するためのものではなく、規制の妥当性を判断するために用いられている。福島第一原子力発電所事故を受け、敷地外への環境影響を抑制する目標（セシウム 137 の放出量が 100 テラベクレルを超えるような事故の発生頻度は  $10^{-6}$ /炉・年未満）が定められた。

- 1) 通商産業省「アクシデントマネジメントの今後の進め方について」平成 4 年 7 月、  
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/800/34/003/sankou4-4-1.pdf>
- 2) 原子力安全研究協会「PSA 用故障率データに関する調査」平成 9 年 3 月
- 3) 日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」平成 21 年 5 月、  
<http://www.nucia.jp/jfiles/reliability/REPORT200905.pdf>
- 4) 日本原子力学会標準委員会「原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準(レベル 1PSA 編):2010」AESJ-SC-P001:2010
- 5) 原子力安全委員会安全目標専門部会、「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」平成 15 年 12 月、  
<http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/mokuhyo/h1512.pdf>
- 6) 原子力安全・保安院「原子力発電所の安全規制における「リスク情報」活用の基本ガイドライン（試行版）（最終案）」平成 18 年 3 月 28 日、  
<http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/senmon/shidai/risktask/risktask010/ssiryo3.pdf>
- 7) 原子力安全・保安院「原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品質ガイドライン（試行版）（最終案）」平成 18 年 3 月 28 日、  
<http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/senmon/shidai/risktask/risktask010/ssiryo4.pdf>
- 8) 原子力安全委員会「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」平成 18 年 9 月 19 日、  
<http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsashishin/pdf/1/si004.pdf>
- 9) 日本原子力学会標準委員会「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」AESJ-SC-P006:2007
- 10) 日本原子力学会標準委員会「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準：2008（レベル 1PSA 編）」AESJ-SC-P008:2008
- 11) 日本原子力学会標準委員会「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準：2008（レベル 2PSA 編）」AESJ-SC-P009:2008
- 12) 日本原子力学会標準委員会「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準：2008

(レベル 3PSA 編)」 AESJ-SC-P010:2008

- 13) 日本原子力学会標準委員会「原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準:2010」 AESJ-SC-RK002:2010

### 3. 我が国における PRA の課題と日米協力可能性

本章では、①最新の国際会議等での研究開発動向の調査結果、②PRA 日米 RT 講演者ならび有識者へのヒアリング結果、③PRA 日米 RT での発表ならびに議論に基づき、PRA およびリスク情報活用に関して、重要と考えられる課題を抽出し、巻頭に示した一覧表にまとめた。以下では、PRA の各分野ごとに、我が国の現状と課題、世界の最新動向、米国における取組、ラウンドテーブルにおける議論、日米協力が有効と考えられる事項、今後優先的に研究開発又は体制整備が必要な事項について示す。

#### 3.1 PRA 技術

PRA 技術に関する、手法の概要、これまでの取り組みと課題、日米ラウンドテーブルにおける議論、今後の取り組みについて示す。

##### 3.1.1 レベル 1PRA

###### (1) レベル 1PRA の概要

レベル 1PRA では事故時の炉心損傷頻度を評価する。このために炉心損傷に至る事故シナリオを洗い出し、起因事象の発生頻度と安全系の失敗確率を掛け合わせて事故シナリオ別の発生頻度を計算し、これらを合算して炉心損傷頻度を求める。起因事象としては、ランダムな機器故障や原子炉運転員の誤操作によって生じる内的事象、地震、津波、火災等の外部からのインパクトによって生じる外的事象がある。安全系の失敗確率の評価には、機器信頼性解析及び人間信頼性解析が用いられる。炉心損傷頻度の定量化に必要なデータは表 3.2 に示す通りである。

表 3.2 レベル 1PRA に必要なデータ

パラメータ	データ
起因事象発生頻度	・ 計画外の原子炉停止回数、原子炉出力運転時間 ・ 発生事例のある事象は原子力施設情報公開ライブラリー NuCIA (Nuclear Information Archives) に蓄積されているトラブル情報を使って評価する。発生事例のない事象については、システム信頼性解析、統計的評価等の方法で推定されている。
機器故障率 起動失敗確率 継続運転失敗確率	・ 故障件数、起動要求回数、待機時間 ・ 故障件数、運転時間 ・ NuCIA の信頼性情報を使って推定する。
共通原因故障確率	・ 共通原因故障件数 ・ $\beta$ ファクタ法等のパラメトリックモデルを用いて推定される。
機器・系統が不作動状態にある確率	・ 定期試験により機器・系統が不作動状態となった時間、定期あるいは計画外の保守点検により機器・系統が不作動状態

	<p>となった時間（待機除外時間）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・国内実績から計画外の保守点検により機器・系統が不動作状態にある確率（待機除外確率）が評価されている。</li> </ul>
故障機器復旧確率	<ul style="list-style-type: none"> <li>・修復にかかった時間</li> <li>・外部電源復旧確率は国内実績を分析評価した値が用いられているが、その他の機器については米国で使用されている値が用いられている。</li> </ul>
人的過誤率	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事故等の内容を理解し何をすべきかを診断するのに失敗した回数、診断が要求される事故等の回数、運転員操作を失敗する回数、運転員操作が要求される回数</li> <li>・THERP 手法等の人間信頼性解析により推定される。</li> </ul>

## (2) これまでの取り組みと課題

### ① レベル 1PRA 全般

2章で示した通り、PRA 技術は 1960 年代から米国で開発が進められ、1975 年に公表された原子炉安全研究（WASH-1400）でその骨格がほぼ確立されている。1983 年に、NRC による PRA 手順書、2002 年に、ASME による PRA 標準が発行されている。また、1992 年に、IAEA はレベル 1PRA の手順書を発行している。

わが国では、事業者によって全ての施設についてレベル 1 PRA が実施されており、2008 年には、日本原子力学会標準委員会はレベル 1PRA の実施基準を策定している。レベル 1 PRA の手法は確立された状態にあるが、機器故障率に関しては NuCIA の信頼性情報を使った推定において、トラブル情報の収集及び故障判定に関わる不確実さが指摘されている。また、共通原因故障、人的過誤に関してはデータがほとんどないためモデルを使った評価が行われており、このことによる不確実さが指摘されている。これらについては、後述する。

米国では、PRA によってメンテナンス条件やプラント構成の変更の影響を評価できるようになり、リスク上重要な問題に集中することができ、安全性の改善につながっている。内的事象の PRA モデルでは、プラント毎に、システム設計、運転、手順書などに関する知見が得られるようになっている。我が国では、NRC のメンテナンスルールと同様の基準で新たに PRA 用データベースを構築中である。

#### (参考文献)

- ・原子力安全委員会「リスク情報を活用した安全規制の導入に関する関係機関の取り組みと今後の課題と方向性―リスク情報のより一層の活用と進展に向けて―」平成 19 年 9 月 20 日
- ・村松健「軽水炉の確率論的安全評価（PSA）入門（第 3 回） 内的事象レベル 1PSA」日本原子力学会誌、48(6),409-417,2006
- ・日本原子力学会標準委員会「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準：2008（レベル 1 P S A 編）」AESJ-SC-P008:2008

- ・ John C. Lee, Norman J. McCormick 著、西原英晃監訳、杉本純・村松健訳「原子力発電システムのリスク評価と安全解析」丸善出版、2013 年 6 月
- ・ USNRC, “PRA Procedures Guide: A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants,” NUREG/CR-2300, 1983
- ・ ASME, “Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” ASME RA-S-2002
- ・ IAEA, “Procedures for conducting probabilistic safety assessments of nuclear power plants (level 1),” safety practice, 1992

## ② 機器故障率

我が国では、1988 年からは PRA に関わる機器故障データベース研究プロジェクトが開始し、1996 年には電中研により 10 年間のデータベース記録に基づく報告がなされた。また、NSRA（原子力安全研究協会）によりデータベース記録に基づく不確実さ評価手法の評価も実施された。前述の電中研報告書は 2001 年に改訂された。2003 年には、原子力施設情報公開ライブラリー NuCIA が開発された。現在は、日本原子力技術協会（JANSI）が NuCIA を管理している。NuCIA には、国内発電所の機器員数情報と故障件数を収集したデータベースが整備されており、国内一般機器故障率が推定されている。2009 年には国内における PRA 向け一般機器故障率をまとめた報告書が出版された。NuCIA におけるトラブル情報の収集及び故障判定に関わる不確実さが指摘されているため、この不確実さ低減の観点から 2011 年以降の故障データの収集は、保全活動管理指標である予防可能機能故障 (Maintenance Preventable Functional Failure: MPFF) の判定の過程において FF (Function Failure) (機能故障) と判定された故障事象を収集している。今後は、FF 故障にベイズ手法を適用して個別プラント機器故障率を算出する方針であり、これにより国内一般機器故障率は、ベイズ手法適用の際の事前分布情報として活用することが出来るようになる。米国では、原子力業界の設備故障に関するデータベース EPIX (Equipment Performance and Information Exchange System) に機器故障の実績が登録されている。NRC は、PRA 用パラメータ評価ハンドブック (NUREG/CR-6823) を発行し、ベイズ統計によるパラメータ推定を進めており、EPIX に登録された実績に基づいてベイズ更新により推定した原子力業界の 1998~2002 における信頼性データを、NUREG/CR-6928 に掲載している。これらのデータは NRC の PRA モデルである SPAR モデルに使用されている。

## (参考文献)

- ・ 原子力安全委員会「リスク情報を活用した安全規制の導入に関する関係機関の取組みと今後の課題と方向性—リスク情報のより一層の活用と進展に向けて—」平成 19 年 9 月 20 日
- ・ 福田護、桐本順広「軽水炉の確率論的安全評価(PSA)入門 (第 4 回) 起因事象発生頻度、機器故障率、ヒューマンエラー等のデータベース」日本原子力学会誌、48(7), 490-496, 2006
- ・ 桐本 順広、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出 -(1982 年度~1997 年度 16 カ年 49 基データ 改訂版)-」
- ・ 原子力安全推進協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定 (1982 年度~2007 年度 26 ヶ年 55 基データ) (改訂 1)」2014 年 1 月
- ・ 電力中央研究所「個別故障率ベイズ算出システム (BUDDA) の開発」研究報告: L10014、

平成 23 年 6 月

- Idaho National Laboratory, “Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants,” NUREG/CR-6928, 2007
- Sandia National Laboratories, “Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment,” NUREG/CR-6823, 2003

### ③ 共通要因故障

共通原因故障は、共通の原因によって短期間に生じる 2 つ以上の機器の故障である。共通原因故障に関するデータは極めて少ないため、共通原因に関する故障率の評価にはモデルを使った推定が行われてきている。評価モデルとしては、個々の機器の故障と共通原因故障割合とを結合するパラメトリックモデルが使用されており、 $\alpha$ ファクタ、MGL (Multiple Greek Letter) ファクタ、 $\beta$ ファクター法が用いられている。今後は、国内の運転実績データを反映したパラメータの整備が必要とされている。前述の NuCIA のデータを用いて、故障事例に占める共通原因故障割合を算出することが考えられるが、共通原因故障の判断方法が統一されていないという課題がある。電中研によって共通原因故障の分析手順の策定と試評価が行われており、平成 22 年に機械品、平成 25 年に電気・計装品に関するパラメータ推定結果が報告されている。また、平成 23 年にパラメータ推定のための判断基準、平成 24 年位不確かさ評価手法が提示されている。

米国では、共通原因故障モデルガイドライン (NUREG/CR-5485) で、インパクトベクトル法という実績データからの共通原因故障分析手法をまとめている。また、SPAR モデル用の CCF パラメータを公開しており、各発電所でも最新の実績を用いた評価を実施している。

#### (参考文献)

- 電力中央研究所「PSA 入力用共通要因故障国内データ分析と信頼性パラメータの推定 (機械品編)」研究報告：L10001、平成 22 年 11 月
- 電力中央研究所「共通原因故障パラメータ推定のための事例分類判断基準—PSA のための共通原因故障パラメータ検討 WG (その 1)」研究報告：L10013、平成 23 年 8 月
- 電力中央研究所「共通原因故障の事例分析判断ガイドとパラメータ不確かさ評価手法の提案」研究報告：L11018、平成 24 年 8 月
- 電力中央研究所「PSA 入力用共通要因故障国内データ分析と信頼性パラメータの推定 (電気・計装品編)」研究報告：L12004、平成 25 年 6 月
- “Procedures for Treating common Cause Failures in Safety and Reliability Studies,” NUREG/CR-4780, Vol.1,2, 1988
- “Guidelines on Modeling Common Cause Failures in Probabilistic Risk Assessment,” NUREG/CR-5485, 1998
- “Common-Cause Failure Database and Analysis System: Event Data Collection, Classification, and Coding,” NUREG/CR-6268, Rev. 1, 2007

### ④ ヒューマンファクター

THERP 手法、第二世代の手法、Halden 研究等が着目される。

(参考文献)

- ・ JNES「PRAに係る人間信頼性解析手法の高度化整備」JNES-RE-2013-2008

### (3) 有識者等からの指摘事項

本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられたレベル 1PRA に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列挙する。

#### ○レベル 1PRA 全般

##### 【日本】

- 故障の結果どうなるかがわからない。単に機能喪失といっても、その壊れ方によってその後の対策が全く違って来る。例えば地震でバルブが破損、といったときに、単に開閉できない、ということなのか、配管から千切れてバウンダリ破損となるのか。想定されることは色々あり、詳細がわからないと結局一番保守的にやらざるを得ない。しかし選択肢を増やすと、PRA のシナリオを考える際に組合せ爆発となって難しい。  
(民間)
- シナリオに含まれない部分のリスクをどうするのか、というのがシナリオの課題 (民間)
- シナリオが分析しきれていない部分をどのように扱うかについてはオープンな議論が必要 (民間)

##### 【米国】

[Redacted text block]

#### ○危機故障率

##### 【日本】

- 欠陥検出確率 (POD、Probability of Detection) を算出するためのデータ取得 (学識経験者)
- 結果に効いてくるところから順次やればよい (民間)
- ベンチマーク等で利用可能な標準的なプラントモデルデータ (学識経験者)
- 運転経験に関する報告基準の世界標準が必要 (学識経験者)
- サイトの運転管理データを吸い上げるシステムが必要 (民間)

- 故障率データの整備等（民間）
- PRA に利用するためには NUCIA だけでは不十分なため、JANSI では新たにデータベース（DB）を整備している。（民間）
- 潜在的に含まれているものを無視してしまうとデータが蓄積されないが、そういった潜在的な兆候のデータも利用すれば効果的（民間）
- 配置や地形による差も大きいので、日本独自の、あるいはさらにサイト毎のデータを整備していくべきである（民間）

- デジタル制御系はプラント状態をその都度参照しており、単純に成功 or 失敗の分岐だけでは表現しきれない（学識経験者）
- デジタル計装系/ソフトウェア信頼性評価手法（学識経験者、研究機関）
- 定期検査の間隔が短かすぎて、故障する前に交換してしまうのでデータが取れない（学識経験者）
- 例えば弁であれば何回動かすと壊れるであるとか、実際に機器が壊れるところまで国でデータをとってくれるとよい。（民間）
- 機器故障率に関しては、出力運転時 PRA と、停止時・低出力 PRA とで、今は同じ故障率を用いている。同じ故障でも、出力時と停止時・低出力時とでは事故やインシデントの状況が異なるかもしれないが、状況により両者を分ける方法がわからない。そもそも、両者を分けて考える必要があるのか、必要はないのか。（民間）（B-8）
- 過渡的、一時的な状態にある機器の故障率（民間）
- 故障率のバスタブ曲線の考慮（民間）
- 国際的データの開示（研究機関）
- アップデートの問題（民間）
- トラブル時に報告だけでなく、データ解析・提供・調査の義務が課せられていないとデータが蓄積されない。（学識経験者）
- 電力各社で協力して保全データを公開するということも案として考えられるが、その分、手間も増える。（民間）
- データの取得は国際協力で、というのが基本的であろう。米国は、自国単独では実施せず、OECD/NEA や欧州の SARNET 等に資金を出してデータを入手している。（研究機関）
- 運転、訓練のデータの情報交換。もっとも、日本ではネガティブなデータは出したくないという傾向が強いので難しいかもしれない。シミュレータで訓練した際に、どこが出来なかったか、何故出来なかったかという部分が重要なのだが、あまり出てこない。（民間）

【米国】

○共通原因故障

【日本】

- 全ての電源を喪失することを想定していなかった（民間）
- シナリオの見落とし（サポート系を含む共通原因故障内の事象）（学識経験者）
- 設計上考慮していない事象が発生すれば、全て潰れることはありえるが、その先に何が起こるのかを考える必要がある（民間）
- 地震 PRA の際の（共通原因故障の）相関係数の値を変えて結果にどの程度影響があるか、感度解析をした例を見たことがない。（民間）
- 共通原因故障データの不足（学識経験者）
- その他のパラメータ、例えば共通原因故障、平均修復時間、フラジリティ、人的過誤確率等についてのデータ収集、評価の枠組み（学識経験者）
- 「共通原因だが時間差で起きる故障」についてはカウントできていないのではないかと（民間）

○ヒューマンファクター

【日本】

- SAM の人間信頼性（民間）
- 人間信頼性解析は THERP を利用しているが、外的事象の場合、現場操作もあるため適切とは言い切れない。（民間）

- OECD Halden で第 2 世代人間信頼性解析（HRA）の手法のベンチマークが行われている。レベル 1PSA では問題ないが、レベル 2 になると不安定になってしまう。改善の必要があるが、進んでいない。（研究機関）

- 地震・津波の複合事象を考慮した人間信頼性解析（学識経験者）
- 地震 PRA における余震の考慮（学識経験者）
- 余震等の AM 操作性への影響（民間）
- 状況が運転員、専門家、意思決定者に及ぼす心理的影響（民間）
- リカバリー操作の実現可能性やそれらの操作実行時の遅れ時間の評価（民間）
- 善意による思い違い、設計ミス、ソフトウェアの間違い（学識経験者）
- 所外の活動（例えば屋外でのホースを取り回しなど）となると、気象条件等への依存があり、扱いが難しい。（民間）

- ハードウェアで追加したものについては評価できるが、それを実際に作業員が使えるかどうかの評価は難しい（民間）
- 停止時にはヒューマンファクターが重要である。（民間）
- 故意の停止も含む静的安全系のコミッションエラー（学識経験者）
- 事故中に何が起きているかを知ることは困難（Unit2 の S/P、Unit4 の建屋の爆発音）（限定された情報での判断）（PSAM／NRA）

#### 【米国】

- 運転員操作に関わる汚染水の扱い（貯蔵、漏えい、アクセス性、等々）（PSAM／NRC）
- 異なる複数の意思決定者（PSAM／NRC）
- スコープの拡大（オン・オフサイト緊急時対応組織、オフサイト影響のプラント意思決定へのフィードバック）（PSAM／NRC）
- オフサイト影響をプラント意思決定にフィードバックすることの扱い（PSAM／NRC）
- システムへのアクセス性（ゲート、ドア）（PSAM／NRC）
- 人材に対する直接的及び心理的な影響を含む余震（及び関連設備の脆弱性）や津波警報期間の扱い（PSAM／NRC）
- デジタルシステムが失われた時の運転員パフォーマンスの扱い（PSAM／NRC）
- 運転員ごとのパフォーマンスのばらつき（PSAM／NRC）
- 運転員の疲労や放射線被ばくの累積効果の評価（PSAM／NRC）

#### （4）今後の取り組み

有識者へのヒアリングや日米ラウンドテーブルでの議論、さらに文献調査等に基づき、レベル 1PRA の今後の取り組み課題を示す。

まず、レベル 1PRA の全般的な課題としては、リスク要因として重要でないと判断されている機器の扱い、シナリオで含まれない部分のリスクの扱い方に関して、技術的に検討、高度化を図っていく必要があり、今後の取り組みテーマとして挙げられる。

また、機器故障率の扱いに関して、世界的に標準になりつつあるベイズ推定による信頼性データを蓄積し、プラント毎の運転経験を反映した評価に取り組んでいく必要がある。加えて、ベンチマークが可能な標準データの整備ならびに前兆事象データの活用が今後必要である。

共通要因故障に関しては、国内の運転実績データを反映したパラメータ、パラメータ推定のための判断基準、さらに不確実さ評価手法をそれぞれ検討・整備していく必要がある。

ヒューマンファクターに関する今後の取り組み課題としては、停止時、シビアアクシデン

ト時、外的事象時等のプラント内外緊急時対応の際の運転員操作など、データが不足している人的過誤率について評価モデルを整備する必要がある

。

### 3.1.2 レベル 2PRA

#### (1) レベル 2PRA の概要

レベル 2PRA は、格納容器破損頻度と格納容器破損に伴う核分裂生成物の環境への放出量を求める。格納容器破損頻度のみの評価の場合は、レベル 1.5PRA と称されている。炉心損傷に至る事故シーケンスについて、事故緩和操作の成功・失敗、シビアアクシデント現象（※表を追加する）の発生の有無等の組み合わせを考えて、放射性物質が環境に放出される事故シナリオを抽出・分類する。分類された事故シナリオを対象に事故進展挙動解析(accident sequence analysis)を行って、事故緩和操作の失敗確率、シビアアクシデント現象の発生確率を求め、格納容器から放射性物質が放出される事象の発生確率である格納容器破損頻度を求める。また、これらの事故シーケンスに対して、放射性物質の放出・移行挙動(release and transport behavior)を解析し、格納容器破損に伴う核分裂生成物の環境への放出量であるソースターム(source term)を求める(ソースターム挙動解析)。

事故進展挙動解析及びソースターム挙動解析には、シビアアクシデント解析コードが用いられてきている。

#### (2) これまでの取り組みと課題

##### ① レベル 2PRA 全般

米国では、レベル 1PRA と同様、WASH-1400 で、レベル 2PRA の骨格がほぼ確立され、1983 年に、NRC による PRA 手順書、2002 年（※年代は要確認）に、ASME による PRA 標準が発行されている。また、1992 年（※年代は要確認）に、IAEA はレベル 1PRA の手順書を発行している。

わが国では、事業者によって全ての施設についてレベル 1.5PRA が実施されている。ソースターム評価も含めたレベル 2PRA は手法としては確立されており、2008 年（※年代は要確認）には、日本原子力学会標準委員会はレベル 2PRA の実施基準が策定されている。レベル 2PSA では、十分な知見が得られていないシビアアクシデント時の様々な現象・事象を扱うため不確実さが大きいとされている。以下では、シビアアクシデント時の現象・事象進展を扱うシビアアクシデント解析コード、より現実的な取り扱いを目指して取り組みが進められている時間依存事象進展解析について示す。

##### (参考文献)

- ・原子力安全委員会「リスク情報を活用した安全規制の導入に関する関係機関の取り組みと今後の課題と方向性—リスク情報のより一層の活用と進展に向けて—」平成 19 年 9 月 20 日

## ② シビアアクシデント解析コード

レベル 2PRA では、シビアアクシデント時の事故シナリオ（炉心損傷事故シーケンス）を対象として、事故進展と放射性物質の放出・移行挙動を解析し、放射性物質が施設外に放出される場合にはその放出量である「事故時ソースターム」の大きさを評価する。シビアアクシデント時には、炉心、原子炉冷却系(Reactor Coolant System)、格納容器(Containment Vessel)において、様々な現象・事象が発生する可能性があり、またそれらは相互に影響を及ぼし合うため、事故進展やソースタームは、想定する事故シナリオによって著しく異なることが知られている。このため、レベル 2PSA では、数多くの事故シナリオを解析することが必要である。したがって、シビアアクシデント解析では、個々の現象・事象を精度よく解析することに加え、広範な事故シナリオを解析できること、現象・事象の相互影響をできるだけ抜け落ちなく解析できることが必要とされている。

我が国では、米国で開発されたシビアアクシデント総合評価コード（事業者側は MAAP コード、規制側は MELCOR コード）を利用してきている。米国コードは、V&V（検証、妥当性評価）に相当する解析事例が豊富で、サンプルデータ、マニュアルが充実していると言える。国産のシビアアクシデント解析コード（JAEA による THALES コード、エネルギー総合工学研究所による SAMPSON コード）の開発も行われてきているが、これまでは実験解析、代表プラント解析等の研究利用のみである。3.11 後、福島原発事故を踏まえたシビアアクシデント解析コードの高度化の取り組みが進んでいる（MAAP コードの改良、SAMPSON コードの改良）。また、米国における解析コード開示制限の動きを踏まえ、JNES では国産シビアアクシデント解析コードの開発に着手している。さらに、3.11 後には、福島第一原発事故の知見のシビアアクシデント解析コードへの反映を目的として、研究機関（JAEA、エネ総工研、電中研等）や大学（東大、阪大、早大等）での取り組みも出てきており、2011 年 12 月に日本原子力学会に「シビアアクシデント評価」研究専門委員会が発足している。溶融炉心挙動の物理現象やコア・コンクリート反応（Molten Core Concrete Interaction : MCCI）等の格納容器内の物理現象など、シビアアクシデント時の物理現象の解明に関して不十分な点があり、「シビアアクシデント評価」研究専門委員会で検討を進めている。評価結果の活用においては、シミュレーション結果の検証と妥当性確認（Verification and Validation : V&V）が課題になってくる。

ヨーロッパ、米国では、シビアアクシデント時の現象を解明するための実験と計算コードの改良が継続的に行われてきている。ヨーロッパでは、フランスとドイツが中心となってヨーロッパのレファレンスコード ASTEC コードを開発してきている。米国では EPRI による MAAP コード、NRC による MELCOR コード等の開発が進められてきた。最近では、最新技術による原子炉影響解析（SOARCA）の取り組みがある。

### （参考文献）

- ・ P. Chatelard, et al., "Overview of the ASTEC V2.0-rev1 validation", ERMSAR 2012, Bologna 21-23 May 2012
- ・ 日本原子力学会「シビアアクシデント評価」研究専門委員会「シビアアクシデント評価に関する調査研究報告書（中間報告）」平成 25 年 11 月
- ・ JNES「安全研究計画（平成 25 年度版）」JNES-RE-2013-0010-Rev.1、平成 25 年 9 月

- ・ Bal Raj Sehgal, “Nuclear Safety in Light Water Reactors: Severe Accident Phenomenology”, Academic Press, 2012

(参考文献)

- ・ P. Chatelard, et al., "Overview of the ASTEC V2.0-rev1 validation", ERMSAR 2012, Bologna 21-23 May 2012
- ・ 日本原子力学会「シビアアクシデント評価」研究専門委員会「シビアアクシデント評価に関する調査研究報告書（中間報告）」平成 25 年 11 月
- ・ JNES「安全研究計画（平成 25 年度版）」JNES-RE-2013-0010-Rev.1、平成 25 年 9 月
- ・ Bal Raj Sehgal, “Nuclear Safety in Light Water Reactors: Severe Accident Phenomenology”, Academic Press, 2012

### ③ 時間依存事象進展解析

着目される最新の技術開発の取り組み事例として、大阪大、米国（ダイナミックイベントツリー）の事例が挙げられる。

(参考文献)

- ・ John C. Lee, Norman J. McCormick 著、西原英晃 監訳 杉本 純・村松 健 訳「原子力発電システムのリスク評価と安全解析」丸善出版、2013 年 6 月
- ・ 大阪大学「平成 24 年度 高速炉レベル 2PSA 定量化手法に関する検討」平成 25 年 3 月
- ・ 簗内昭吾、高田孝、山口彰「時間依存事象進展解析のための連続マルコフ連鎖モンテカルロ法の開発」日本原子力学会「2008 年春の年会」
- ・ 原子力安全基盤機構「高速炉レベル 2PSA の定量化手法に関する検討」11 原新報－0005、平成 23 年 6 月

## (3) 有識者等からの指摘事項

本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられたレベル 2PRA に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列挙する。

### ○レベル 2PRA 全般・シビアアクシデント解析コード

#### 【日本】

- ・ シビアアクシデントでは最適評価が必要（学識経験者）
- ・ SA 時に起こる現象や環境条件を、本当に想定できるのかという問題がある。シナリオの想定には、経験を蓄積し、想像力を働かせなければならない。（民間）
- ・ 炉心溶融、圧力容器が破損する段階の現象や事故進展について、もっと理解する必要がある（民間）
- ・ 1F 事故時では起きていないが、圧力容器破損後は、水蒸気爆発や DCH 等の可能性も

ある（民間）

- レベル 2PRA の現象の理解が必要（民間）
- SA 事象の進展シナリオの詳細化、最適評価（民間）
- CFD 技術の活用等、シビアアクシデント現象のモデリング・シミュレーション機能を向上。溶融炉心挙動等の物理現象の詳細なモデル化。（学識経験者、民間）
- 解析だけで解決することは困難であり、実験等も必要（民間）
- SA 時のシナリオは、計算はできるが実証できるかどうかの問題（民間）
- 炉心損傷後の水蒸気爆発のように瞬間的に起こる現象ならともかく、コア・コンクリート反応のようなものは実験でもなかなか模擬しきれない。（民間）

- ソースタームはレベル 2PRA の肝となる部分である。なるべく精度良く評価したいが、現象が複雑であり、完全に正しくというのは不可能なので、どの程度の不確かさがあるかを評価するのが重要。（研究機関）

- 多重故障、多重損傷を想定した炉心損傷前及び後の事故解析（ATWS、その他の SA 事故シナリオの解析）（文献調査）
- 停止時に地震が発生した場合、どれくらい放射性物質が放出されるかなどは、全くわからない。（民間）
- 不確実性の扱いも含め、防災上重要な課題。FP 挙動を含め未検討の部分は多い（民間）
- 今後、解析モデルはより現実近くより精緻なものを目指すことが主流になると思われるが、一方で簡素化も必要である（民間）
- シビアアクシデント解析を対象とした V&V の標準を策定（民間）

- 停止時に地震が発生した場合、どれくらい放射性物質が放出されるかなどは、全くわからない。（民間）

#### 【米国】

- 高精度な CDF 評価のための Fukushima データの適切な利用（PSAM/NRC）
- 静的機器の信頼性（ラプチャディスク、D/W 貫通部やヘッドシール）（PSAM/NRC）
- シビアアクシデント解析中の格納容器故障箇所、モードの扱い（S/P 溶接部、格納容器貫通部）（PSAM/NRC）

○時間依存事象進展解析

#### 【日本】

- ダイナミック PRA (イベントツリー (ET) を時間依存で変化させるというアプローチ) (学識経験者)

- 詳細な熱水力計算の後にモンテカルロ計算を行う場合は計算負荷が大きく、計算機性能の向上が必要 (学識経験者)
- 動的イベントツリー/フォールトツリー手法 (文献調査)
- 日本で過去に行われた PSA では、建屋内水素爆発、号機間の水素輸送、AM のマイナスイオン効果が考慮されていない (PSAM/NRA)

#### (4) 今後の取り組み

有識者へのヒアリングや日米ラウンドテーブルでの議論、さらに文献調査等に基づき、レベル 2PRA の今後の取り組み課題を示す。

まず、ソースタームの不確かさ解析に係る研究成果を通じた、今後のレベル 2PRA 解析全般に通じる今後の取り組みの方向性として、「計算コスト削減 (数値解放の高度化による高速化)」、「正確なプラント情報及び不確実性を含む境界条件の把握と解析条件への反映」、「物理モデルの検証および改善」、さらに「科学および工学分野における様々な専門家の知見及び技術の融合」が挙げられる。

また、福島第一原発事故の分析と知見整理、知見を活用したシビアアクシデント解析コードの高度化、原子炉圧力容器破損後の現象の解明とシビアアクシデント解析コードへの反映、不確実さ評価手法の確立、事故時ソースターム把握するための手法整備、原子炉以外での事象進展挙動、さらにソースターム挙動を把握するための手法整備といったテーマも、今後の取り組み課題である。

時間依存事象進展解析については、軽水炉 PRA に高速炉で取り組まれている手法の適用を検討する取り組みの方向性が挙げられる。

### 3.1.3 レベル 3PRA

#### (1) レベル 3PRA の概要とこれまでの取り組み課題

レベル 3PRA については、JNES での規制研究や日本原子力学会による標準の取り組みが着目される。特に以下の事例は基本的な情報および最新情報を得る上で重要な位置づけにあ

り、現状の課題把握の上でも有用である。

- ・ 環境影響評価コード
- ・ 米国の SOARCA 研究
- ・ Vogtl フルスコープレベル 3PRA

(参考文献)

- ・ 本間俊充「軽水炉の確率論的安全評価(PSA)入門(第 7 回)公衆のリスクを評価するレベル 3PSA」日本原子力学会誌、48(10), 773-779, 2006-10-30
- ・ 本間俊充「軽水炉モデルプラントの広範な事故シナリオに対する環境影響評価」JAERI-Research-2006
- ・ USNRC, "State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA)," NUREG-1935,2012
- ・ USNRC, "DATE ON STAFF PLANS TO APPLY THE FULL-SCOPE SITE LEVEL 3 PRA PROJECT RESULTS TO THE NRC'S REGULATORY FRAMEWORK," SECY-12-0123,2012

## (2) 有識者等からの指摘事項

本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられたレベル 3PRA に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列举する。

### 【日本】

- 人体以外への影響評価も必要 (民間)

- 土地汚染及びその経済性への影響に関する評価手法の開発 (民間)

- 住民退避モデル、避難計画とのマッチングの検証（民間）
- 地震、津波により避難速度が遅れる影響も含めて、今後の重要な課題（民間）
- 長期避難の有無を最終リスクにするのが現実的ではないか。あるいは、一番大きなリスクは経済損失かもしれない。（民間）

- 簡易評価、スクリーニング手法等が重要（民間）
- 格納容器が無い場合、レベル3までのシームレスな評価が必要（学識経験者）
- PRA は原子力以外でも使われている技術なので、再処理プラントや廃炉にも利用できるはずである。（民間）
- PRA を用いて地域防災計画のレビューを行うような研究があっても良い（学識経験者）
- 自治体が自らリスク評価を実施することが望ましい（学識経験者）
- 自治体の防災計画とのリンクが課題だ（民間）
- サイト外とも関連し、自治体の防災計画等も考慮する必要がある（民間）
- 自治体と事業者が共同で検討する仕組みが必要（民間）
- 主にレベル3PSAの結果を役に立てるのは防災である（研究機関）
- 東海2号機については、防災計画に使用したいとのことで、茨城県から要請があった。（民間）
- 発電所周辺の道路について、発電所へのアクセス性や避難経路としての利用可能性を評価する必要がある。（民間）

- 外部からのアクセス困難性（民間）

#### 【米国】

- 福島事故を受け、内的・外的脅威を対象とし、各プラントだけではなく複数機立地の条件も考慮した、オフサイトの人々や環境への影響も評価するフルスコープPRAの必要性が示された。また、SA解析コードや従来の事故進展に関する基礎知識は変更が必要であり、福島事故は他のどのプロジェクトや事故よりも、それら変更のためのベンチマークとなっている。（学識経験者）
- フルスコープのPRAは、従来のレベル3PRAの定義を超えるものである。例えば、複数基立地の考慮、人々やリソースの移動と関連する社会的、経済的な要素、サイトの環境改善要件、経済・健康影響が含まれる。（学識経験者）

- 米国事業者が実施したIPEとPRAモデルは高品質であったが、福島事故に照らし合わせれば、限定されたスコープにおいて実施されたものにすぎない。（学識経験者）

- 長期間に渡るシナリオへの取り組み（PSAM／NRC）
- 汚染水の輸送や環境影響（公衆安全、環境、経済）（PSAM／NRC）
- 基本的な手法（準静的、線形ロジックツリー）や仮定（大気輸送に注目した場合に壊滅的な事故状況下でも閉システムである点、negligence of cascades や悪意ある攻撃、等々）が不十分である。（PSAM／ETH）

### （3）今後の取り組み

有識者へのヒアリングや日米ラウンドテーブルでの議論、さらに文献調査等に基づき、レベル 1PRA の今後の取り組み課題として挙げられる事項として、「レベル 3PRA の結果からプラントリスクの実像を得て防災計画などへの活用」、「プラントリスクの実像を把握するためには、フルスコープのレベル 3PRA 手法の整備」、「内的事象だけでなく外的事象の考慮、マルチユニットの考慮」、「長時間のシナリオへの対応」、「社会・経済的影響のモデル化」、ならびに「緊急時の施設外の活動のモデル化」等が挙げられる。

#### 3.1.4 停止時 PRA

##### （1）停止時 PRA の概要およびこれまでの取り組みと課題

定期検査中といった燃料が原子炉圧力容器内に存在し、プラントが停止している状態にて、外乱やヒューマンエラー等を起因としたトラブル・事故シナリオを評価する。日本ではオンラインメンテナンスが規制上認められていないが、定期検査中といったプラントの停止時においては、PRA を有効に活用し、検査や補修の工程や手順に依存した炉心損傷頻度の一時的な増加をできるだけ低減させる取り組みがなされている。

一方で、低出力時の PRA 評価にまだ十分確立しておらず、今後の取り組み課題である。

##### （2）有識者等からの指摘事項

本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられた停止時 PRA に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列挙する。

##### 【日本】

- 低出力時の PRA 手法の開発。日本のユーティリティは経験がない。（民間）
- 外的事象に対する停止時レベル 1PRA、レベル 2PRA の開発が課題。米国では、外的事象の停止時レベル 1PRA 手法は開発済と聞いている。（民間）

- ・ 停止時に地震が発生した場合、どれくらい放射性物質が放出されるかなどは、全くわからない。(民間)

[Redacted text block]

#### 【米国】

[Redacted text block]

[Redacted text block]

[Redacted text block]

[Redacted text block]

### (3) 今後の取り組み

有識者へのヒアリングや日米ラウンドテーブルでの議論、さらに文献調査等に基づき、停止時 PRA の今後の取り組み課題として、低出力時 PRA、外的事象時の停止時 PRA の開発が挙げられる。

#### (参考文献)

- ・「原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価手順：AESJ-SC-P001 改定版」(2011.11 発行済)
- ・ Low Power and Shutdown PRA methodology Standard

### 3.1.5 マルチユニット PRA

#### (1) マルチユニット PRA の概要とこれまでの取り組み課題

我が国では、同時に多数基の原子炉の事故となる事象シーケンスを検討したマルチユニット PRA の実施事例はない。マルチユニット PRA については、旧原子力安全基盤機構(以下、JNES)においてレベル1及びレベル3地震 PRA 手法の整備が進められている。また、日本原子力研究開発機構(以下、JAEA)は、地震炉心損傷頻度に対する多数基立地の影響を検

討している。日本原子力学会標準委員会は 2007 年発行の「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準（以下、地震 PRA 実施基準）」の改訂を予定しており、JNES 及び JAEA の検討を踏まえ、多数基立地の影響が取り入れられる予定である。多数基立地の影響を考慮する評価では、ユニット間で融通する AM 設備、ユニット間での共有設備、事故影響（炉心、格納容器破損、水素爆発、ソースターム）、地震動の相関係数等の扱いが検討課題とされている。

福島第一原子力発電所事故（以下、福島原発事故）後、国際原子力機関（以下、IAEA）で多数基立地の影響が課題として取り上げられており、特別拠出金事業のテーマ（ISSC-EBP WA8<sup>7</sup>）として多数基立地の評価について IAEA 国際地震安全センターで検討が進められている。検討の内容は、ハザード評価、深層防護の分析、リスクの統合、設計裕度の評価である。

米国では 1980 年代のフルスコープ PRA において、同時に複数基の原子炉の事故について検討した事例がある。事例のひとつとして、1983 年に実施された Seabrook 原子力発電所の PRA がある。Seabrook 原子力発電所の PRA は、出力運転時の内的事象、外的事象（火災、溢水、地震）を対象としたレベル 3PSA に限定された評価で、緊急時計画の評価を目的として、2 基の原子炉の総合リスクが求められた。2011 年には、米国原子力規制委員会（以下、NRC）は、Vogtle 原子力発電所の出力運転時を対象にフルスコープのレベル 3PRA の実施を指示しており、この評価では多数基立地を考慮する。さらに、NRC はフルスコープのレベル 3PRA 研究に着手しており、2012 年の委員会文書において、この研究の成果の利用についての考えをまとめている。

## （2）有識者等からの指摘事項

本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられたマルチユニット PRA に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列举する。

### 【日本】

- 複数基や複数線源の相互作用（共通する脅威、物理的な接続、物理影響、資源・人材の配分）（学識経験者、民間、研究機関）
- 複数基立地サイトにおける外的事象の安全評価では、サポート系の相互依存性等の乱雑な状況における複雑さを乗り越え、リスク管理のための事実ベースを定義するかが大きな挑戦となる。（学識経験者）

### 【米国】

---

<sup>7</sup> ISSC : International Seismic Safety Centre  
EBP : External Budget Program  
WA : Working Area

- 評価の際、複数基立地の考慮、より現実的な事故進展のモデル化、長期に渡る事故進展や運転モードの考慮、事故進展や回復状況に応じたヒューマンパフォーマンス評価を変える必要がある。(学識経験者)
- スコープの拡大(複数基・複数サイト、事故後停止時リスク)(PSAM/NRC)
- 事故前の汚染水貯蔵容量(PSAM/NRC)
- 多線源(炉心やSFP)シナリオにおける資源要求の競合(PSAM/NRC)

### (3) 今後の取り組み

有識者へのヒアリングや日米ラウンドテーブルでの議論、さらに文献調査等に基づき、マルチユニットPRAの今後の取り組み課題を示す。多数基立地では、外部事象によって共通原因事象が生じる、システム・構造物・ヒートシンク等の共用により、単基のリスクの単純な和よりも複数基事故が生じやすくなる可能性などの問題があるが、従来のPRAは多数基立地に対しても単基の評価に基づいていた。福島原発事故から得られた教訓から、リスク評価においてはサイト全体のリスクに対する多数基の影響が説明できなければならない。

これらを鑑みると、今後の取り組みとしては、福島第一原子力発電所事故の影響評価、多数基立地を考慮した総合的なリスクプロファイルを得るためのフルスコープPRA手法の開発が考えられる。このフルスコープPRA手法の開発には、福島第一原子力発電所事故のデータ提供を日本側から行い、手法開発において先んじている米国と協力関係の下で共同研究を実施することで、研究開発の促進が図られることから、有望な協力テーマとして考えられる。

#### (参考資料)

- JNES「安全研究計画(平成25年度版)」JNES-RE-2013-0010-Rev.1、平成25年9月
- Ken Muramatsu, et al., "Effect of correlations of component failures and cross-connections of EDGs on seismically induced core damages of a multi-unit site," Journal of Power and Energy Systems, Volume 2, Issue 1, pp. 122-132 (2008) .
- 独立行政法人原子力安全基盤機構「原子力安全規制への「リスク情報」活用に係る最新動向に関する報告書」JNES/SAE07-062、平成19年4月
- 平野光将「地震PRA実施基準改定について」日本原子力学会2013年春の大会(近畿大学)、

2013 年 3 月

・ IAEA, “International Workshop on the Safety of Multi-Unit Nuclear Power Plant Sites against External Natural Hazards,” 17–19 October 2012 Anushakti Nagar, Mumbai, India, IAEA Workshop in co-sponsorship with the Government of India, INFORMATION SHEET

### 3.1.6 外的事象

外的事象は、構築物・システム・機器（SSC）以外で起因する事象とし、火災、溢水は、慣例的に外部事象として扱われてきていることを踏まえ、地震、津波、火災、溢水、複合事象、セキュリティを外的事象として以下においてまとめる。

#### 3.1.6.1 地震 PRA

##### (1) 地震ハザード

地震ハザードについては、地震ハザード評価の手順、地震 PRA 実施基準の改訂における地震ハザード評価の課題、土木学会、地震調査研究推進本部、JANSI による断層変位ハザード評価の取り組みが着目される。

##### ○地震ハザード評価の概要

地震ハザード評価は、以下の手順で行われる。

##### a. 地震のモデル化（震源モデル）

歴史地震データ、活断層データを参考として、対象サイトに影響を及ぼす可能性のある全ての震源を対象に地震をモデル化する（発生位置、規模、発生頻度）。

歴史地震データを用いる場合、歴史地震の規模（マグニチュード）と発生個数の関係から発生頻度を求める。活断層データを用いる場合、地震の規模は断層長さをパラメータとする経験式から求められ、発生頻度は活断層の断層変位や平均変位速度から求める。

##### b. 地震動の評価（地震動評価モデル）

震源モデルに対して、地震動伝播特性及びサイト地盤増幅特性を考慮して、対象サイトで生じる地震動強さの確率分布（(加速度、速度)、発生頻度）を評価する。

##### c. 地震ハザードの評価（地震ハザード曲線）

各地震で評価された地震動強さごとの発生頻度を全ての地震について足し合わせ、地震ハザード曲線（地震動強さ、超過発生頻度）を作成する。地震ハザード曲線は建屋・機器フラジリティ評価の条件となる。

##### ○有識者からの指摘事項

本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられた外的事象 PRA の地震ハザード評価に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列挙する。

##### 【日本】

- ハザード曲線の精度を向上させることは多くの資金を要する研究（民間）
- 断層変位 PRA の開発（民間）
- 断層変位ハザード解析による評価が必要（学識経験者）
- 断層変位ハザード評価の大きな課題は、データの量が少ないこと（民間）

- 断層変位のハザードカーブと建屋等のフラジリティから、変位によるリスク評価ができるという構想（民間）
- 断層がある程度動いても大丈夫という閾値はあるはずだが、検討しても外へは出しにくい。断層が動かないという前提でしか評価できないとなると問題だ。断層が動いた場合の検討そのものをしないということになり、津波の場合と同様な問題が起きる可能性がある。（民間）
- 確率有限要素法を用いた断層解析に取り組んでいる（学識経験者）
- 活断層の有無に限らず、地震は発生するという客観的事実に基づいた評価が必要（学識経験者）
- 断層がどこにあるかで結果が全く異なる（民間）
- 実際には変位がどの程度かという定量的評価が難しい（民間）
- 地質学者の間でも、そもそも変位があるかどうかというところから議論が分かれており、変位が何 cm などと確定的に評価するのは難しい（民間）
- 米国においても、地震に関する距離減衰等は、日本と同様に研究途上という認識（民間）

- 日本では震源が特定できるのになぜ崩落的スペクトルを使うのか、疑問である（民間）
- 地盤災害（民間）
- 入力地震動の整備が重要と考えるが、地盤構造の解明は、一企業による対応では困難（民間）
- 日本では、建築物を建てる際、役所に対して建築確認申請を行う必要があり、その中で、ボーリングデータ等の地盤調査結果も提出する。このため、地方自治体には膨大な情報が蓄積されていると思われ、地盤構造の解明に有用と考える（民間）
- 観測記録を表現可能な、地震伝播に必要な物性を備えた地盤モデルを構築すること（民間）
- 地震観測記録を充実させることが有効と考える。例として、防災科学技術研究所の地震観測網である K-NET 等が挙げられる。（民間）
- 断層モデルや減衰モデルによって入力となる地震動がかなり異なってくる（学識経験者）
- このような発生源、減衰、アスペリティの不確かさを積み上げた解析は現状行われていない（学識経験者）

【米国】

○今後の取り組み

有識者へのヒアリングや日米ラウンドテーブルでの議論、さらに文献調査等に基づき、外的事象 PRA の地震ハザード評価の今後の取り組み課題を示す。

- ・ハザード曲線の精度向上、断層変位ハザード評価手法の開発

(参考文献)

- ・蛭沢勝三他「地震 PSA 実施手順の標準化(2)地震ハザード評価手順の概要」標準委員会(発電炉専門部会) 報告
- ・平野光将「地震 PRA 実施基準改定について」日本原子力学会 2013 年春の大会(近畿大学)、2013 年 3 月
- ・土木学会「原子力発電所の耐震・耐津波性能のあるべき姿に関する提言」平成 25 年 7 月
- ・地震調査研究推進本部「今後の地震動ハザード評価に関する検討～2013 年における検討結果～」平成 25 年 12 月
- ・西田他、「地震ハザード評価の高度化のための地震動生成法」日本原子力学会 2013 年春の年会
- ・堀宗朗「大型並列計算機を利用した地震動と地震応答のシミュレーション」日本原子力学会誌 2013.12
- ・JANSI「原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書」JANSI-FDE-02、平成 25 年 9 月
- ・阿部清治他「原子力発電所に対する地震 PSA 研究の動向」日本原子力学会誌 Vol.36, No.4,1994
- ・防災科学技術研究所研究資料 第 258 号 2004 年 9 月
- ・蛭沢勝三「軽水炉の確率論的安全評価(PSA)入門(第 6 回)地震 PSA」日本原子力学会誌、48(9),676-684
- ・USNRC, “PRA Procedures Guide, A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants,” NUREG/CR-2300, 1983
- ・日本原子力学会「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」AESJ-SC-P006:2007
- ・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ライン」平成 25 年 11 月 27 日
- ・IAEA NS-G-2.13 “Evaluation of seismic safety for existing Nuclear installations” 2009
- ・NS-G-1.6 “ Seismic design and qualification for NPPs “ 2003
- ・EPRI TR-1002989, “Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide”

## (2) 建屋フラジリティ

### ○外的事象 PRA の建屋フラジリティの概要とこれまでの取り組み事例

建屋フラジリティ評価については、その手順、振動実験、数値シミュレーション、フラジリティ評価の課題、JANSI による断層変位影響評価の取り組みが着目される。

(参考文献)

- ・戦略的創造研究推進事業CREST・研究領域「マルチスケール・マルチフィジック現象の統合シミュレーション」・研究課題「原子力発電プラントの地震耐力予測シミュレーション」研究終了報告書、平成 25 年 3 月
- ・堀宗朗「大型並列計算機を利用した地震動と地震応答のシミュレーション」日本原子力学会誌 2013.12
- ・美原義徳他「原子力発電所建屋のフラジリティ評価における認識論的不確実さに関する研究」日本建築学会大会学術講演梗概集（九州）2007 年 8 月
- ・神田克久「ベイズ確率を用いた不確定性解析による建物フラジリティ評価（その 1）評価手法の概要と感度解析」日本建築学会大会学術講演梗概集（関東）2011 年
- ・阿部雅史「ベイズ確率を用いた不確定性解析による建物フラジリティ評価（その 2）RC 造骨組の解析例」日本建築学会大会学術講演梗概集（関東）2011 年

### ○有識者からの指摘事項

本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられた外的事象 PRA の建屋フラジリティ評価に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列挙する。

#### 【日本】

- ・地震でどこが破損するという計算はするが、壊れたらどうなるか、壊れ方の詳細はわからない。例えば建屋が壊れるといった場合、どう壊れて中がどうなるかによって、その後のシナリオは全く変わるはずである。（民間）
- ・建屋崩壊、使用済み燃料プールの詳細な損壊形態評価モデル（学識経験者）
- ・地震 PRA で用いているフラジリティは超保守的で、実際に弱い箇所を評価するには役に立たない（民間）
- ・天井のフラジリティ（民間）
- ・原子炉建屋の評価では破壊に伴う応力緩和等を考慮した現実的な評価が必要（学識経験者）
- ・原子炉建屋は、これまで、揺れに対する健全性評価は行なってきた（実験など）が、面変位のような変位についての評価結果はない、と聞いている。（民間）
- ・実験を行い、フラジリティ曲線の見直しも行った。（民間）
- ・数値シミュレーションでもある程度は見積れるだろうが、実験結果をフィードバックして妥当性を確保する必要がある。（民間）
- ・最大加速度が同じ地震であっても振動モードや位相を表すスペクトルが異なるため、破壊に対する指標も異なる。観測された地震データを用いる方法でも良いと考える。（民間）

- 地震 PRA ではリスクに関するデータがある場合にも、データがない場合に用いるような保守的な見積りをしている（学識経験者）
- 特定した震源について多数の地震波（500 波程度）を作成し、FEM を用いて直接的に応答や歪を計算している。モンテカルロ計算を用いており、確率論的に建屋の応答が上限値を超えるかどうか判定する手法である。（民間）
- 現状の質点系モデルによる解析では不確かさが大きい（学識経験者）

#### 【米国】

#### ○今後の取り組み

有識者へのヒアリングや日米ラウンドテーブルでの議論、さらに文献調査等に基づき、外的事象 PRA の建屋フラジリティ評価の今後の取り組み課題を示す。

・建屋損傷挙動の把握、フラジリティ評価の不確かさ把握を目的とした、試験と数値シミュレーションを組み合わせた研究の実施

### (3) 機器フラジリティ

#### ○外的事象 PRA の機器フラジリティの概要とこれまでの取り組み課題

外的事象 PRA の機器フラジリティ評価については、その手順、振動実験、数値シミュレーション、フラジリティ評価の課題、JANSI による断層変位影響評価の取り組み等が着目される。

#### (参考文献)

- ・戦略的創造研究推進事業 CREST・研究領域「マルチスケール・マルチフィジック現象の統合シミュレーション」・研究課題「原子力発電プラントの地震耐力予測シミュレーション」研究終了報告書、平成 25 年 3 月
- ・堀宗朗「大型並列計算機を利用した地震動と地震応答のシミュレーション」日本原子力学会誌 2013.12
- ・財団法人原子力発電技術機構原子力安全解析所、「地震に係る確率論的安全評価手法の整備に関する報告書=機器フラジリティ評価=」、平成 15 年 9 月
- ・独立行政法人原子力安全基盤機構、「地震に係る確率論的安全評価手法の整備に関する

報告書=機器フラジリティ評価（PWR プラント）=」、平成 17 年 12 月

- ・独立行政法人原子力安全基盤機構、「地震に係る確率論的安全評価手法の整備に関する報告書=機器フラジリティ評価（PWR プラント）=」、平成 18 年 6 月
- ・独立行政法人原子力安全基盤機構、「地震に係る確率論的安全評価手法の整備に関する報告書=機器フラジリティ評価（BWR プラント）=」、平成 17 年 12 月
- ・前川ら、「三次元地震振動台の高機能制御」、第 1 回構造物の破壊過程解明に基づく地震防災性向上に関するシンポジウム論文集、2000 年 3 月

#### ○有識者からの指摘事項

本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられた地震 PRA の機器フラジリティに関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列挙する。

#### 【日本】

- ・ 地震 PRA のための機器耐力データ取得（学識経験者、民間）
- ・ 加振台の性能の上限値でも機器が壊れないことがほとんどで難しい（民間）
- ・ 加振装置等、試験装置の性能の問題で機器が壊れるまでの負荷を加えられない場合もある。振動だけを取ってみても、周波数や振動の向きでも故障率が変わる。（民間）
- ・ 動的機器だと構造の健全性だけではなくて機能維持ができるかどうかの問題で、シミュレーションだけで評価するのは難しい（民間）
- ・ 実際には建屋内の場所や周波数応答の違いなどあり、どれも同じように壊れるわけではないので、（相関係数 1 は）保守的すぎる。（民間）
- ・ 方向（南北、東西）の卓越性もある（学識経験者）
- ・ 機器の設置位置で応答がかなり異なる（学識経験者）
- ・ 地震 PRA で用いているフラジリティは超保守的で、実際に弱い箇所を評価するには役に立たない（民間）
- ・ 地震 PRA では、データが少ないためサポート系のデータが保守的である。BC クラスの配管は全て破損として評価しているが、材料強度の観点から見ても余裕があるわけで、全破損はかなりありえない仮定である。保守的であればいいというものではなく、適切な設定が必要だ（研究機関）
- ・ PRA を利用して弱い部分はより裕度を持たせるよう改善する等していた。実験を行い、フラジリティ曲線の見直しも行った。（民間）
- ・ 中越地震の際の柏崎刈羽や、東日本大震災で、基準地震動（SS）を超えており、一部の機器は塑性域に至る荷重がかかった可能性がある。したがってフラジリティを更新しなければならないはずである（民間）

- ・ 現在、JST 公募案件「原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ」の中で地震 PRA の入力に必要となるフラジリティ評価の高度化として、不確かさをどの程度することができかにについて検討している。（学識経験者）
- ・ 機器のフラジリティデータが整備されていない（学識経験者）
- ・ BC クラスの評価が重要という変な議論を避け、クラス分けするのはなぜかを考える必要がある（民間）

- 機能が損なわれない範囲はどの程度かという情報が必要（民間）
- 地震起因事象を考える際の機器のランダム故障の確率が、地震前と同じものを用いることになっているが、実際には変化すると考えるべきではないか（民間）
- 東日本大震災や中越沖地震時の耐震データがあると思われる。大地震に対する耐力データは提供可能と考える（民間）
- 新潟県中越沖地震や東日本大震災クラスの揺れでも、機器は損傷しなかった。しかし、損傷しなかったということがデータベース化されていない（民間）

- 地震 PRA ではリスクに関するデータがある場合にも、データがない場合に用いるような保守的な見積りをしている（学識経験者）
- 機器が壊れなかったというデータ（プラントの地震経験データ）が豊富に蓄積されているはずである（学識経験者）
- JEAC の機能確認済み加速度は、せいぜい 1G か 2G 程度なのではないか。昔と比べると、地震動のレベルも以前より高くなっているのもう少し高い加速度で振動させてどうなるかという情報があつたほうがよい。（民間）
- 機器によっては、加速度より速度のほうが効くという話もある（民間）
- 現状の質点系モデルによる解析では不確かさが大きい（学識経験者）

#### 【米国】

#### ○今後の取り組み

有識者へのヒアリングや日米ラウンドテーブルでの議論、さらに文献調査等に基づき、地震 PRA の機器フラジリティ評価の今後の取り組み課題を示す。

- 機器耐力データの取得を目的とした、振動試験データ、地震経験データの分析など、試験研究の実施
- 地震時の共通原因故障に係わる機器関連データの取得

#### 3.1.6.2 津波 PRA

津波 PRA に関し、評価の手順およびこれまでの取り組みと課題について記す。

## 津波 PRA「評価の手順のまとめ」

津波 PRA 評価は、以下の手順で行われる。

### ①プラント構成・特性及びサイト状況の調査

まず、原子炉設置許可申請書、プラント機器配置図、活断層の記録や先行 PRA 等から、各評価に必要な関連情報の収集・分析を行う。その後収集した対象プラント固有情報では十分ではないと判断した構築物・機器について、現地調査を行う。

### ②事故シナリオの同定

手順①で収集した情報を基に、想定される事故シナリオについて可能な限り広範な分析を行い、得られた事故シナリオをスクリーニングし、評価対象とする事故シナリオを明らかにする。続いて起因事象に係る建屋・機器及び緩和設備を分析し、事象の進展が類似している複数の起因事象を一つの起因事象として分類する。

### ③津波ハザード評価および建屋・機器フラジリティ評価

津波ハザード評価では、津波高さをパラメータとして、年超過発生頻度の関係を示す津波ハザードを評価し、津波ハザード曲線として表す。また、フラジリティ評価用の津波水位変化を作成する。フラジリティ評価では、構造的及び機能的損傷に至る損傷モードに対応した損傷部位における現実的応答が、津波により生じた対象部位における損傷の限界である現実的耐力を上回る場合の損傷確率を算定することで、フラジリティ曲線を求める。

### ④事故シーケンス評価

(i)炉心損傷頻度の評価と(ii)重要度解析・感度解析・不確実さ評価を行う。(i)はイベントツリー、フォールトツリーを用いて評価し、(ii)は重要度解析によりリスクに重要な影響を与える因子／程度等の情報を得、感度解析で仮定、モデル、データ等を対象とし、それらとは異なる条件下で炉心損傷頻度にどの程度の影響があるかを評価し、不確実さ評価では要素ごとの不確実さの伝播解析を行う。

## 津波 PRA 評価「これまでの取り組みと課題」

### 「我が国の現状と課題」

従来の外的事象の評価手法の整備は、原子力発電所の地震 PRA において、地震に関する研究成果及び耐震技術開発の実態を踏まえて、評価手法の整備が進められており、それらの成果を受け、日本原子力学会で原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準（2007 年 3 月）が制定されている。また、土木学会では、平成 15 年から確率論に立脚した津波評価法を検討しており、その手法を「確率論的津波ハザード解析の方法（平成 23 年 9 月）」として発行している。上記の先行知見を活かしつつ、さらにプラントの安全評価に有効かつ速やかな標準策定を行うため、津波 PRA 分科会には、土木学会の委員も参加した。また、津波 PRA を含む外部事象 PRA は、検討に際しては、4 段階のアプローチで今後の開発を行うものとした。そのうちの第 1 ステップは「外部電源喪失を考慮した津波影響」であり、第 2 ステップは「地震と津波の相互作用」である。現在は、津波 PRA の評価事例集の作成と同時に、津波と地震の重畳リスクの検討も行っている。

原子力安全基盤機構では、「津波に対する構造設計・リスク評価手引き」を策定し、構造

設計・残余のリスク評価手法や具体例の整備を行った。手引き内容は、新規制基準／審査ガイドの策定に活用されるとともに、IAEA の技術基準への反映が採択され、現在作成中である。今後は、解析コードの整備、対津波関連試験の推進及び取得データによる解析コードの検証等を継続し、リスク評価技術をはじめとした評価技術の強化・高度化を図る。

日本地震工学会は、福島第一原子力発電所の様な過酷事故を再発させないためには、不確定性の高い地震・津波ハザードを前提とするリスク論的意思決定の枠組とそれを着実に実行する技術ガバナンスの確立が不可欠であり、これには、個々の要素技術が的確に形成されることが前提であるとした。そして、個別技術とシステム評価技術が的確に融合する技術体系の枠組を構築することを目的として、「原子力安全のための耐津波工学の体系化に関する調査委員会」を設立した。

土木工学会では、土木次技術者の観点から、リスク管理について、構造物の耐震性・耐津波性に関するリスクとその対策に関わる情報を第三者の立場から公開するシステムを構築し、市民感覚も反映した意思決定の仕組みを持つべきであるとしている。具体的には、今後も原子力発電所のリスクを管理し、受容できるレベルまで低減するために補強を含めた対策を施す必要があるが、その際、学会や行政などの中立的な第三者機関がリスク管理に関与する必要があるとしている。

#### 「米国における取組」

米国の FLEX の付属書 B においては、米国機械学会及び米国原子力学会の確率論的リスク評価基準で考慮されている外部ハザード（自然災害含む）を参照し、長期交流電源喪失及び最終ヒートシンクの同時発生の原因となる可能性があり、かつ建屋及びプラント内機器に影響を及ぼすものについて抽出した上で、考慮すべき自然災害を5つに分類し、考慮すべき事項を整理している。

また、日本の経験・知見を IAEA の安全基準類に織り込むために、IAEA 耐震プロジェクト ISSC EBP (国際耐震安全センター特別醸金プログラム) を通して、「耐津波設計・津波 PSA とその連携」と題する安全報告書を、JNES、USNRC、日本電気協会が軸となって作成中である。

- ・「我が国の現状と課題」
- ・JNES、土木工学会、地震工学会、原子力学会などの取り組み。
- ・「世界の最新動向」「米国における取組」
- ・アメリカ機械学会とアメリカ原子力学会が協働で、日本の津波 PRA 標準を参考にして津波 PRA 標準を作成
- ・国際原子力機関（IAEA）の国際耐震安全センター（ISSC）で耐津波設計と津波 PRA を検討

#### (参考文献)

- ・桐本順広「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価（第1回）—津波 PRA 評価手法の概要及びシステム解析」日本原子力学会誌 2012.8
- ・松山昌史「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価（第2回最終回）」

—津波ハザード解析」日本原子力学会誌 2012.10

- ・美原義徳「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価(第3回最終回) —建屋・機器フラジリティ評価」日本原子力学会誌 2012.12
- ・小原教弘, 長谷川圭子, 黒岩克也「津波を起因とした確率論的リスク評価」日本原子力学会誌 2013.1
- ・JNES「JNES2013 シンポジウム—新たな原子力規制の構築に向けて—講演資料集」平成 25 年 10 月
- ・土木工学「原子力発電所の耐震・耐津波性能のあるべき姿に関する提言(土木工学からの視点)(案)」
- ・日本地震工学会「原子力安全のための耐津波工学の体系化に関する調査委員会」
- ・「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2011」

### (1) 津波ハザード

○津波 PRA の津波ハザード評価の概要とこれまでの取り組み課題

津波ハザード評価における課題として、不確かさをどのような考え方に基づいて設定して、その不確かさの中で解析評価を行っていくか、が挙げられる。

(参考文献)

- ・松山昌史「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価(第2回最終回) —津波ハザード解析」日本原子力学会誌 2012.10
- ・NUREG/CR 6966 Tsunami Hazard Assessment at NPP Sites in the USA 2009
- ・土木工学「原子力発電所の耐震・耐津波性能のあるべき姿に関する提言(土木工学からの視点)(案)」
- ・JNES「JNES2013 シンポジウム—新たな原子力規制の構築に向けて—講演資料集」平成 25 年 10 月

○有識者からの指摘事項

本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられた津波 PRA における津波ハザード評価に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列挙する。

【日本】

- 津波ハザード評価 (学識経験者)
- 地震・津波の連成の考慮 (学識経験者)
- 地震・津波の複合事象を考慮した事故シーケンスの考慮 (学識経験者、民間)
- 地震被害による津波伝播ルート of 再構築 (学識経験者、民間)

○今後の取り組み

有識者へのヒアリングや日米ラウンドテーブルでの議論、さらに文献調査等に基づき、津

波 PRA における津波ハザード評価の今後の取り組み課題として、地震リスク評価と津波リスク評価を統合した複合事象リスク評価手法の開発が挙げられる。

## (2) 津波フラジリティ

○津波 PRA の津波フラジリティ評価の概要およびこれまでの取り組みと課題

日本地震工学会が運営している「原子力安全のための耐津波工学の体系化に関する調査委員会」での議論等が着目される。

- ・美原義徳「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価(第3回最終回) —建屋・機器フラジリティ評価」日本原子力学会誌 2012.12
- ・JNES「JNES2013 シンポジウム—新たな原子力規制の構築に向けて—講演資料集」平成25年10月

○有識者からの指摘事項

本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられた津波 PRA における津波フラジリティ評価に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列挙する。

### 【日本】

- ・ 津波に対するフラジリティ評価（衝撃、水没、2 次的損傷経路など）（学識経験者）
- ・ 津波に対して脆弱な構造物/機器の耐震性の証明（学識経験者）
- ・ 地震・津波の複合事象を考慮した追加的なフラジリティ評価（学識経験者、民間）
- ・ 津波 PRA でも、水没したら一斉にアウトとの扱いであるが、本当にそれでよいのか（研究機関）
- ・ 基準津波の決定方法（津波高さや位置など）（学識経験者）

○今後の取り組み

有識者へのヒアリングや日米ラウンドテーブルでの議論、さらに文献調査等を通じて、津波 PRA における津波フラジリティ評価の今後の取り組み課題としては、「津波フラジリティ評価手法の整備」および「地震リスク評価と津波リスク評価を統合した複合事象リスク評価手法の開発」が挙げられる。

## 3.1.6.3 火災 PRA

○火災 PRA の概要

○これまでの取り組みと課題

JNES での取り組みや学会標準についての取り組みが着目される。米国については、火災標準 NFPA-805 の取り組みの事例が日本にとって有用である。

(参考文献)

- ・高木敏行「原子力発電所に関する内部火災PRA標準の策定について」日本原子力学会「2013年春の年会」標準委員会セッション3（リスク専門部会）
- ・JNES「火災・溢水影響評価手法の整備」10 原確報-016、平成23年7月

○有識者からの指摘事項

【日本】

- ・フラジリティ曲線（地震動・津波強さ v s 損傷確率）、火災は火災強度（学識経験者、民間）
- ・内部火災を含む地震 PSA（学識経験者、民間）航空機衝突によるジェット燃料による火災のシミュレーション（文献調査）

- ・地震の場合だけでなく、火災では熱、溢水では高温蒸気等を考慮する必要がある（学識経験者）
- ・地震随伴現象として、津波はもちろん、火災、斜面崩壊、地盤変位、液状化等も検討する必要がある。（学識経験者）
- ・地震随伴事象（地震起因での火災や溢水）が今後の課題。通常は火災も溢水も一ヶ所からの発生だが、同時に複数箇所となる（学識経験者、民間）

【米国】

[Redacted text block containing multiple lines of blacked-out content]

○今後の取り組み

有識者へのヒアリングや日米ラウンドテーブルでの議論、さらに文献調査等に基づきあげられるマルチユニット PRA の今後の取り組み課題として、「地震リスク評価と統合した複合事象リスク評価手法の開発」ならびに「火災時の事象進展挙動の解明」が挙げられる。

### 3.1.6.4 溢水 PRA

○溢水 PRA の概要とこれまでの取り組みと課題

内部溢水対策については、津波と共通する部分がある。津波が防潮堤を超えてくる場合に備えた防水対策をしているが、それが内部溢水対策としてどの程度有効かについては、なかなかわかりにくい。また、溢水におけるひび割れ等の扱い方は非常に難しい。

その他、タンクや SFP 等のスロッシング（振動による液体の揺れ）評価、地震による溢水シナリオの追加（溢水源、伝播経路、等々）、地震が物理障壁を破壊することによる溢水エリアの拡大等が課題として挙げられる。

○内部溢水 PRA 「評価の手順のまとめ」

内部溢水 PRA 評価は、以下の手順で行われる。

①空間相互作用解析：全体で、溢水発生と影響の可能性のある溢水エリアを同定し、各エリアに対し、ハザードの発生、ハザード規模、エリア内でのハザードの進展、他のエリアへの波及進展を分析し、プラントへ影響を与えるシナリオの作成を目的として実施する。

(i)プラント情報の収集：プラント図面、システム情報等から、プラント機器配置、ハザード源、ハザードの伝播経路、ハザードの緩和システム、ハザードにより影響を受ける機器とその配置の情報を収集する。

(ii)予備スクリーニング：評価対象原子力発電所の管理下にある全ての建屋から溢水 PRA で考慮すべき建屋を抽出するために、建屋に安全関連機器が設置されているか否か、溢水が伝播して安全関連機器に影響を与えるか否かの観点によりスクリーニングを行う。

(iii)溢水エリアの設定：手順(ii)で抽出された建屋について、原則としてあるエリア内で溢水を封じ込めるための障壁（壁やドア）を考慮して設定する。

(iv)溢水位置特性表の作成：手順(i)で得た情報を溢水エリア毎に整理する。

(v)溢水シナリオの作成：手順(iv)で作成した溢水エリア間の相互作用リストを用いて、溢水エリア毎に、局所溢水シナリオと伝播溢水シナリオを作成する。

- ②スクリーニング解析:空間相互作用解析の定性的なスクリーニングで抽出された溢水シナリオから、さらに、安全上重要なシナリオの定量的な抽出を目的として実施する。
- (vi)溢水エリアの溢水発生頻度の評価:各溢水ハザードタイプ(浸水ハザードとスプレイハザード)に対して、そのエリア内の溢水源カテゴリ毎の溢水頻度にエリア毎の重み付け係数を掛けた値の合計で与えられる。
- (vii)溢水シナリオの定量的スクリーニング:手順(v)で作成したシナリオに対して、炉心損傷頻度に対する寄与を決定するために、定量的スクリーニングを行う。定量的スクリーニングでは、炉心損傷頻度があらかじめ設定した値より低い場合に除外し、安全上重要な溢水シナリオを抽出する。
- ③詳細解析:スクリーニング解析で設定した保守的な過程を精緻化し、スクリーニング解析により抽出された溢水シナリオに対して、溢水による炉心損傷頻度を評価する。
- (viii)溢水シナリオの保守的仮定を見直したスクリーニング:溢水シナリオを、スプレイによる影響、浸水による影響、浸水までの余裕時間の基準を設け、再度スクリーニングする。
- (ix)溢水シナリオの精緻化/溢水サブシナリオ発生頻度の評価:手順(viii)で残ったシナリオを精緻化する。例えば設備の位置関係とスプレイ水の飛散方向や、回復操作等を考慮する。
- (ix)溢水サブシナリオによる炉心損傷頻度の評価:溢水シナリオ見直しの結果、影響を受ける PRA 機器の組合せに変更が生じた溢水サブシナリオに対し、炉心損傷頻度の評価を行う。

#### ○内部溢水 PRA「これまでの取り組みと課題」

##### 「我が国の現状と課題」

日本原子力学会では、内部溢水 PRA に関する実施基準を発行しているが、標準の対象外となる事例がいくつか存在する。例えば、停止時の内部溢水事象に対する PRA については、現時点では国内の評価実績が存在せず、停止時特有の工程に伴って様々に状況が変化する事項(プラント状態の分類、ヒューマンエラー、区画区分の変更)と内部溢水との関係が十分に検討されておらず、停止時の内部溢水事象は対象外とされている。また、地震による設備損傷又は火災消火活動等の外的要因に起因する内部溢水事象に対する PRA については、現時点では国内での評価実績は存在せず検討課題も多いため、対象外となっている。

原子力安全基盤機構ではこれまでに、内部溢水 PRA 手法の整備を進め、火災防護指針制定後に設計されたドライ型4ループPWR及びBWR5各々の国内代表プラントへの適用並びに適用から得られた知見に基づく内部溢水 PRA 実施手順書への反映等を行い、溢水に起因する事故シナリオ解析を実施してきた。内部溢水 PRA 手法の整備では、溢水頻度の更新、溢水一特性表の整備、内部溢水 PRA 実施手順書の高度化へ向けての検討及び国内代表 BWR5 プラントを対象とした予備的解析を実施した。溢水頻度の更新では、国内原子力発電所における溢水事例の分析を行い、米国の新設炉の内部溢水 PRA で用いられている溢水頻度を事前分布とするベイズ解析を行い、国内プラントの溢水 PRA で用いる溢水頻度を導出した。導出した溢水頻度は、今後の内部溢水 PRA で活用する。課題として、詳細プラント情報に基づく試解析及び試解析をとして得られる経験及び知見に基づく、溢水 PRA 実施基準の高度化が必要である。

#### 「米国における取組」

米国においても内部洪水 PRA 標準がある。その中で国内の内部洪水 PRA 実施手順書（原子力安全基盤機構）と異なる点があるので、以下に記す。

(1)米国の内部洪水 PRA 標準記載項目で、原子力安全基盤機構の実実施手順書に記載がない項目

①複数基の取扱い：複数基の共用設備等による内部洪水の取扱いをどうするか、国内（原子力安全基盤機構）では今後検討する必要がある。

②運転員等による人的要因：人的要因の評価において考慮すべきパラメータの取扱いについて、国内（原子力安全基盤機構）では今後検討する必要がある。

(2)米国の内部洪水 PRA 標準記載内容で、原子力安全基盤機構の実実施手順書で考慮されていない、または基準が異なる箇所

①洪水源の洪水メカニズム、放出に係る特性：国内（原子力安全基盤機構）では今後、拝観口径や流体分類（高エネルギー、低エネルギー等）に依存した破断面積、洪水速度等の算定方法を示すなど、評価方法を記載する必要がある。

②定量的スクリーニング基準：国内（原子力安全基盤機構）では内部洪水 PRA の全 CDF の 0.1%、米国では  $10^{-9}$  / 炉年である。妥当性を示すには、試解析等による経験を蓄積していく必要がある。

#### （参考文献）

・ JNES「火災・洪水影響評価手法の整備」10 原確報-016、平成 23 年 7 月

#### ○有識者からの指摘事項

本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられた洪水 PRA に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列挙する。

#### 【日本】

- 内部洪水対策については、津波と共通する部分がある。津波が防潮堤を超えてくる場合に備えた防水対策をしているが、それが内部洪水対策としてどの程度有効かはなかなかわからない。（民間）
- 洪水におけるひび割れ等の扱いは非常に難しい。（民間）
- フラジリティカーブ等のデータ類を算出できるかが課題である。機器故障に関わるデータの測定、または、整備が必要と思われる。（学識経験者）

#### 【米国】

- 複合評価の範囲（PSAM/NEL）
- 地震による洪水シナリオの追加（洪水源、伝播経路、等々）（PSAM/NEL）
- 地震が物理障壁を破壊することによる洪水エリアの拡大（PSAM/NEL）
- タンクや SFP 等のスロッシング（振動による液体の揺れ）評価（PSAM/NEL）
- 追加的なフラジリティ評価（B/C クラス機器、等々）（PSAM/NEL）

#### ○今後の取り組み

有識者へのヒアリングや日米ラウンドテーブルでの議論、さらに文献調査等に基づき、溢水 PRA の今後の取り組み課題として挙げられる事項として、「地震リスク評価と統合した複合事象リスク評価手法の開発」および「溢水時の事象進展挙動（破損挙動）の検討と脆弱性評価手法の整備」が挙げられる。

### 3.1.6.5 複合事象

#### ○複合事象 PRA の概要とこれまでの取り組みと課題

地震随伴事象に関する新安全基準、学会標準の対応、JNES の取り組み等が着目される。

#### ○有識者からの指摘事項

本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられた複合事象 PRA に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列举する。

#### 【日本】

- マルチハザードの扱い（学識経験者）
- 複合事象を考慮した脆弱性評価（民間）

- 関連性のある災害（地震随伴津波・火災）（学識経験者）
- 外的事象については、同時損傷という事態が重要になるが、どこまでリアルに想定するかが課題（民間）
- 外的事象による共通原因故障、相関関係。地震で同時に故障という場合、どの程度の従属性があるのか、どちらが先に壊れるのかよくわからない。（学識経験者、民間）
- 地震の場合だけでなく、火災では熱、溢水では高温蒸気等を考慮する必要がある（学識経験者）
- 地震随伴現象として、津波はもちろん、火災、斜面崩壊、地盤変位、液状化等も検討する必要がある。（学識経験者）
- 地震随伴事象（地震起因での火災や溢水）が今後の課題。通常は火災も溢水も一ヶ所からの発生だが、同時に複数箇所となる（民間）
- 内部火災を含む地震 PSA（民間）
- LOCA 後の地震、津波（複合事象）（文献調査）

#### 【米国】

- 運転中内部での爆発による複数の影響（アクセスエリアを制限する放射性デブリの散在、障壁へのダメージ、不必要な人材の避難）（PSAM／NRC）

#### ○今後の取り組み

有識者へのヒアリングや日米ラウンドテーブルでの議論、さらに文献調査等に基づき、複合事象 PRA の今後の取り組み課題として挙げられる事項として、「地震リスク評価、津波リスク評価、火災リスク評価、溢水リスク評価などを統合した複合事象リスク評価手法の開発」、「上記以外の地震随伴現象（斜面崩壊、地盤変位、液状化等）の考慮方法の検討」、ならびに「地震随伴以外の複合事象（爆発事象等）の検討」が挙げられる。

#### （参考文献）

- 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」  
<http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/taishinkojo/>
- 原子力規制委員会「基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド」平成 25 年 6 月
- 成宮祥介「外的ハザード事象のリスク評価と PRA 基準の開発計画－外的事象 PRA 実施基準の整備－」日本原子力学会 2012 年秋の大会（広島大学）、2012 年 9 月
- JNES「安全研究計画（平成 25 年度版）」JNES-RE-2013-0010-Rev.1、平成 25 年 9 月

### 3.1.6.6 セキュリティ

#### ○セキュリティ PRA の概要とこれまでの取り組みと課題

セキュリティ PRA で扱うセキュリティの位置づけを、下図に示す。2011 年 1 月に、「核物質および原子力施設の防護に関する勧告 第 5 版（INFCIRC/225/ Rev.5）」が出版され、核物質防護規定（PP 規定）が作成されている。防護水準として設計基礎脅威（Design Basis Threat : DBT）が設定され、これに基づき事業者が核物質防護措置を講じている。現在、規制強化に対応した発電所が検査を受けている。

2009 年（平成 22 年）に、日本原子力学会において「核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会」が立ち上げられている。確率論的セキュリティ評価というテーマで議論はなされているが、具体論までは進んでいない。

JAEA では 2010 年に「核不拡散・核セキュリティ総合支援センター」を立ち上げ、国内及びアジア地域で核セキュリティに関する人材育成、技術開発支援を行っている。添付 2 に、JAEA において検討が行われているセキュリティ PRA 関連の事例を示す。

米国では、2001年9月11日の米国同時多発テロ以降、NRCは、2002年2月25日に発行したセキュリティ強化命令である暫定措置補償措置命令（EA-02-026）のB.5.a項で脅威警報システム、B.5.b項で総合対抗計画を要求しており、これらは2009年3月27日に10CFR50.54(hh)「航空機脅威通報への対応と火災及び爆発に対する緩和措置要件」として規則化された。B.5.bの要求は、爆発、火災等によるプラントの広範囲な損傷に対し、炉心冷却、閉じ込め、使用済燃料貯蔵プール冷却に必要な安全機能の維持・回復である。

これを受けて、NEIは米国産業界ガイドライン（NEI06-12）を策定し、2011年5月5日に公表した。ガイドラインは、発電所手順書である大規模損傷緩和ガイドライン EDMG (Extensive Damage Mitigation Guides)の整備、FSARのリスク評価等で参照されている。

緊急時	原子力防災 (原子力災害)	有事対応 (武力攻撃原子力災害)
通常時	安全規制 (事故・故障)	核物質防護 (妨害破壊行為等)
	安全対策 (Safety) 工学的リスク	防護対策 (Security) 人為的リスク

②ラウンドテーブルにおける議論

③今後の取り組み

(参考文献)

- ・ JAEA「国際的な核物質防護強化の動きと原子力機構の取り組みについて」核不拡散科学技術フォーラム、平成19年6月
- ・ Final Safety Evaluation Report Related to the Combined Licenses for Vogtle Electric Generating Plant, Units 3 and 4, Volume 2 Docket Nos. 52-025 and 52-026, APPENDIX 19.A LOSS OF LARGE AREAS OF THE PLANT DUE TO EXPLOSIONS OR FIRES

○有識者からの指摘事項

本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられたセキュリティ PRA に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列挙する。

【日本】

[REDACTED]

[REDACTED]

[REDACTED]

- [REDACTED]
- [REDACTED]
- [REDACTED]
- [REDACTED]
- テロのシナリオ（担当組織に期待）（民間）
  - DBT 策定当時、航空機テロ等について安全分野の人により議論が行われており、セキュリティの立場から一貫して議論できたかというところではない。（研究機関）
  - （B.5.b 航空機テロ対応は）起こってしまった後の影響緩和、ミティゲーションが中心。（研究機関）
  - サイバーセキュリティの検討（学識経験者）
- [REDACTED]

- [REDACTED]
- [REDACTED]
- [REDACTED]
- [REDACTED]
- [REDACTED]
- [REDACTED]
- [REDACTED]
- [REDACTED]
- [REDACTED]
- [REDACTED]
- [REDACTED]
- Extreme Event の評価（民間）
  - 外部ミサイル（タンカーや船舶の衝突）（民間）
  - サボタージュツリーはなかなか作成が難しい（研究機関）
  - セキュリティに関しては学会というオープンな場では議論するのは難しい（研究機関）
- [REDACTED]

- [REDACTED]
- 既存プラントの設計基準との整合性（研究機関）
  - 航空機衝突によるジェット燃料による火災のシミュレーション（文献調査）
  - 航空機衝突時の振動による建屋損傷シミュレーション（平文献調査）
  - 代表的プラントにて複数の航空機タイプ、衝突条件を想定しシナリオ分析（文献調査）

【米国】

[REDACTED]

[REDACTED]

[REDACTED]

#### ○今後の取り組み

有識者へのヒアリングや日米ラウンドテーブルでの議論、さらに文献調査等に基づき挙げられるセキュリティ PRA の今後の取り組み課題としては、米国の取り組みを参考とした定性的リスク評価手法の整備が挙げられる。

### 3.1.7 燃料貯蔵システム PRA

#### ○燃料貯蔵システム PRA の概要とこれまでの取り組みと課題

福島第一原子力発電所の事故以降、使用済み燃料プール等の圧力容器外に保管されている燃料の損傷に伴う放射性物質の環境放出のリスク評価の重要性が再認識された。ここでは、使用済み燃料を貯蔵するドライキャスクを対象とした PRA 研究の事例を示す。

2007 年、NRC で、原子力発電所のドライキャスク貯蔵システムの試験的 PRA に関する研究が発表された。評価対象は Holtec International 社の HI-STORM100 という使用済み燃料貯蔵キャスクである。この研究では、起因事象の総覧を作成し、それぞれの起因事象におけるリスクの評価を行った。リスクを定量化するために、最適な点推定を行った。不十分な情報やデータがある場合、保守的な分析がなされる。不確かさ評価は行われなかったため、主要な要因の特定は、この研究により開発された点推定によりなされる。不確かさを考慮した場合、主要な要因は変わる可能性がある。この研究はサイトから 16km 以内のその時点での死亡確率と癌による死亡確率、それぞれの観点から、公衆へのリスクを評価する。

この分析の結果、リスクは癌による方が大きいことが分かり、また、事故時点での死亡リスクはないことが分かった。リスクは事故シーケンスによりにより決定される。評価の結果、ドライキャスク貯蔵のリスクは総じて低いことが分かった。具体的には、それぞれの癌による死亡確率を足し合わせたリスクは、最初の 1 年間のサービスで  $1.8 \times 10^{-12}$  であり、続く 1 年間の貯蔵でのリスクは  $3.2 \times 10^{-14}$  であることが分かった。

#### ○有識者からの指摘事項

本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられた燃料貯蔵システム PRA に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列挙する。

##### 【日本】

- 使用済み燃料プール床の損傷は、ひび割れからライナー損傷にいたる物理的なシナリオを検討して、詳細な有限要素解析や不確かさ解析が必要（学識経験者）
- 使用済み燃料プール（SFP）のリスク評価。PRA だけが SFP に有用なリスク評価手法とは思えないが、福島第一事故では、SFP のリスク評価の重要性が浮き彫りとなった。（民間）
- 建屋崩壊、使用済み燃料プールの詳細な損壊形態評価モデル（学識経験者）
- SFP 破損状態評価（文献調査）
- SFP の現実的なフラジリティ評価（文献調査）

## 【米国】

- SFPに影響する外的事象（PSAM／NRC）

### ○今後の取り組み

有識者へのヒアリングや日米ラウンドテーブルでの議論、さらに文献調査等に基づき、燃料貯蔵システム PRA の今後の取り組み課題として、使用済燃料プールのリスク評価手法（シナリオ分析、事象進展挙動、建屋・プール損傷挙動、ソースターム挙動）の整備が挙げられる。

## 3.2 リスク情報活用のあり方

### 3.2.1 基本的考え方

原子力プラントの安全性を向上させる上で、特に米国におけるこれまでの取り組みの具体的事例から、リスク情報の活用が有効であることが共通認識となり得ている。福島第一原子力発電所の事故を経験し、その中でもやはりわが国に重要なエネルギー源として、原子力発電を利用していく選択をする上では、こういった事故を二度と起こさないという強い決意の下、規制の改革のみならず、事業者が自主的に安全性を向上し、世界最高水準の安全性を目指すしていく必要がある。

規制の高度化ならびに事業者の自主的安全性向上の取り組みを適切に進める上で、米国での成功事例に学びながら、リスク情報の活用を促進していくことが有効と判断される。そこでは、単に米国から学ぶだけでなく、日本においてもこれまでリスク情報の活用に取り組んできた事例の中で、米国においては原子力発電を利用する国に対して、情報・技術・人材を提供していくことで貢献していける領域も存在する。

本節では、これまでの米国のリスク情報活用の取り組みの具体的事例、ならびに日本のこれまでの取り組み事例と現状課題について示す。

### 3.2.2 米国の事業者におけるリスク情報活用による安全対策の高度化

#### (1) 概要およびこれまでの取り組み

米国の事業者における、FLEX と称されるリスク情報活用によるアクシデントマネジメントの高度化の取り組みが着目される。福島第一原子力発電所の事故を踏まえたこの取り組みは、日本において学ぶべき点が多い。

（参考文献）

- ・原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」平成 25 年 6 月
- ・NEI, “Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide,” NEI 12-06,2012

(2) 有識者等からの指摘事項

本調査を通じて開催した日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられた、米国の事業者におけるリスク情報活用による安全対策高度化に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列挙する。

[Redacted content]

[illegible]

[Redacted text block]

- 現在の限定されたスコープのリスク評価から、より厳格かつ包括的で完全なリスク評価とするため、我々の意図を示すだけではなく実際の活用により一般市民にとって説得力のある証拠を提供する注目度の高いプロジェクトによる飛躍的な前進が必要である。(学識経験者)
- 今後、原子力発電に対して一般の人々から信頼を取り戻すのに必要なレベルの安全を原子力発電所に備えていることを証明するリスク評価プロトコルを開発するといった戦略が必要である。(学識経験者)

[Redacted text block]

### 3.2.3 米国の規制におけるリスク情報活用

#### (1) 概要およびこれまでの取り組みと課題

米国のリスク情報活用規制に関しては、NUREG-2150 に詳細が記載されている。我が国のリスク情報活用規制の検討状況（原子力安全委員会、原子力安全・保安院）、米国におけるリスク情報の活用を目指したこれまでの取り組み（PRA 政策声明、RIR に係わる規制指針、メンテナンスルール、ROP 等）等が着目される。

#### （参考文献）

- ・原子力安全委員会「リスク情報を活用した安全規制の導入に関する関係機関の取り組みと今後の課題と方向性ーリスク情報のより一層の活用と進展に向けてー」平成19年9月20日
- ・原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構「原子力安全規制への「リスク情報」活用に関する実施計画案」平成23年2月10日
- ・USNRC, “Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decision Making,” NUREG-1855,2009
- ・USNRC, “A Proposed Risk Management Regulatory Framework”, NUREG-2150, 2012
- ・山口彰「米国原子力界が福島第一事故から学んだことー一日米の原子力安全規制は強い連繫を」日本原子力学会誌 2013.6

#### リスク情報を活用した運用・規制／Risk-informing Operations/RegulationG.

リスク情報を活用することにより原子炉の安全性を向上させるという取り組みについて、運用・規制に対するリスク情報の位置付け、意思決定への適用の仕方に関する複数の発表が行われている。これらは、現行のリスク情報の活用方法を見直すことにより PRA 手法を改善することや、規制に関してリスク情報を最大限に活用するための新たな方法を提供することを目的としている。

PRA の改善に関しては、例えば、カリフォルニア大学のロバート氏らにより、リスクプロファイルが単一の支配的な SSC (Structure, System, Component) に特徴づけられているという地震 PRA の課題を解決する方法が提案されている。PRA 全体に関しては、ELPI により外的事象に伴う非常に大きな不確実性に着目して、不確実性がリスク情報を活用した意思決定にどのような影響を与えるのか紹介されている。

規制に関するリスク情報の新たな活用方法に関しては、規制について議論する上でのリスク情報活用の重要性が、現在の取り組みと過去事例からの教訓を交えながら紹介されている傾向にある。例えば、アレキサンダー博士により、既存の規制基準と PRA を用いて最適化された基準や要件との比較研究について発表が行われており、特に、規制活動の重要度を決定することが基準や要件を最適化するうえで最も効果的であると述べられている。

#### (2) 有識者等からの指摘事項

本調査を通じて開催した日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられた、米国の規制におけるリスク情報活用による安全対策高度化に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列举する。

- PRA や従来の工学的分析を実施し、不確実性についても専門家の中で一つの見解を形成し、法的要件やステークホルダーの意見も勘案した上で、討議を実施する。決して数字だけではなく、こうした討議のプロセスを経た上で意思決定がなされる。(学識経験者)

[Redacted text block]

[Redacted text block]

- リスク評価を活用することによって、公衆に施設がどの程度安全なのかコミュニケーションがしやすくなるが、定量的安全目標を策定することが必要になる。米国では1986年に策定した。確率論的考え方を人々がするようになり、その価値を認めるまでには前述の通り時間がかかるが、資料にあるとおり、リスク評価には多くのメリットがある。(学識経験者)

[Redacted text block]

[Redacted text block]

[Redacted text block]

[Redacted text block]

### 3.2.4 わが国におけるリスク情報活用の現状と課題

#### (1) 概要およびこれまでの取り組みと課題

日米ラウンドテーブルにおいて、原子力委員会の近藤委員長は、講演の中で、事業者はこの（世界最高水準の安全という）目標を合理的に達成する努力をしていることを示していく必要があり、それぞれの立場の中で、ベストを尽くすため、PRA を含む十分な知見を持

って、規制当局に説明しなくてはならないこと、また、規制当局と事業者が角突き合わせていては高い水準の安全は達成できないこと、国の要求については、高い水準の安全を達成するため、お互いが真摯に議論する環境を作ることが重要であり、そのプロセスを実現するために、PRA の活動が位置づけられていることを指摘している。この指摘を中心とする課題を明確化し、今後の取り組みを具体化していく必要が有る。

(参考文献)

- ・ Shunsuke Kondo, “ Goals of Nuclear Power Plant Operators’ Risk Assessment and Management Activities in Japan,” 確率論的リスク評価日米ラウンドテーブル、平成 26 年 2 月
- ・ JANSI「福島第一事故を踏まえた事故調報告等の教訓（指摘事項）への特別会員各社の対応と JANSI の支援活動」平成 25 年 12 月

(2) 有識者等からの指摘事項

本調査を通じて開催した日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられた、わが国におけるリスク情報活用による安全対策高度化に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列挙する。

- 過度に保守的になり新技術の芽を潰すことがないように、どうすればリスクを正しく、フェアに判断できるかということを議論してほしい。（民間）
- 規制側は決定論的な枠組みを用いて規制を強化する方針であり、PRA に対して後ろ向きであることが、国内で PRA が進まなかった理由と考える。（民間）

- コストベネフィットに関するガイドライン（が必要）（学識経験者）
- 事業者にインセンティブのある仕組みを考える必要がある。（H:学識経験者 / 民間）
- PRA の結果、過剰なところは削るとなるならともかく、弱いところが判明したら補強せよ、というだけでは、PRA をやっただけ費用が嵩むことになり事業者も大変だ。（民間）
- 地震 PRA だけでなく、安全向上のために PRA は必要だと感じる。米国では、例えば技術仕様(Tech. Spec.)などの規制への適用といった PRA を用いるインセンティブがあると考えている。日本においてもそのような規制があれば、我々もより積極的に PRA を利用するであろう。規制委員会には、PRA を用いた規制の検討をお願いしたい。（民間）
- 規制側・事業者側がともに PRA を取り入れ、不必要な保全活動を行わないようにした方がより安全だ。（学識経験者）
- 3.11 後、規制の追加があり、いったん以前の機器を外す等、モデルを大幅に変更するような要求があり、新たにモデルを組み直したほうが早いような状況だ。（民間）

- 適正なリソース配分ができるようにする必要がある。(民間)
- PRA は安全性向上のための優れたツールであり、不必要な規制の負荷を取り除くことが可能であるが、NRA としては、規制が実施する必要のないことを説明するために PRA を利用することは避けたいと考えている。(学識経験者)
- 我々は常に最適な深層防護とリスク情報活用バランスを検討してきた。問題は、事業者が設備追加等を実施したくない場合に、その根拠として PRA の結果を持ち出すことである。(学識経験者)

[Redacted text block]

- 事業者が規制側に PRA の活用方法を提案すべき (学識経験者)
- ロードマップは規制機関が牽引すべき (学識経験者)

[Redacted text block]

- PRA や安全目標は極めて重要であるが、PRA には不完全性や不確実性などの限界があることを認識する必要がある、従来の決定論的な規則を見直すために出来る限り活用されるべきである。(学識経験者)
- NRA は 2013 年 4 月に安全目標について議論し取りまとめたが、安全目標は個別プラントの安全性を直接的に判断するためのものではなく、規制の妥当性を判断するために用いられる。(学識経験者)
- 地震及び津波 PRA は相対的に大きな不確実性を持っているため、これらの結果を直接規制に適用することについては懐疑的であるが、IPEEE の実施により、少なくとも私たちの思考停止を防いでくれる。PRA 専門家は内的事象だけでなく地震・津波を含めた外的事象に対する評価に注力すべき。(学識経験者)
- PRA は安全性の改善にとって非常に有意なものであるが、規制への PRA の適用にあたっては、不完全性と不確実性といった PRA の限界をよく認識すべきである。既存の軽水炉への適用にあたっては包括的な考え方が必要であるが、新しい設計の炉については、PRA の役割は限定的で深層防護の考え方が重要。(学識経験者)
- テロ等を含む“Extream Event”のシナリオ開発と SAM の有効性評価 (例えば、マルチサイトイベントに B5b はどこまで有効か、など) (民間)

[Redacted text block]

- リスク情報を活用したオンラインメンテナンスの導入。これによりリスクを大幅に低減し、安全性を高めることができる。また現場の知識レベルも向上する。(学識経験者)
- 実践的な活動のために、例えばプラントでの意思決定などで外部事象の PRA の知見を用いるべきだと思う。ただし、外部ハザード PRA には様々な制約があると考えている。この点（制約の認識）は重要である。(学識経験者)
- PRA を用いて地域防災計画のレビューを行うような研究があっても良い (学識経験者)
- 有事専門の体制の構築（米国 NSC のような体制、緊急対策室）(民間)
- 適切な緊急時防護活動の設定。避難、移転、食品と水の制限など、緊急防護措置は、公衆個人の放射線量の抑制への期待。(研究機関)
- 日本では、社会風土として、要求事項ではなく報告事項であっても質が求められるという感じだ。(民間)
- （米国では）規制も含めて、えいやと判断してやっていけるマインドはどうなっているのか。リスク情報を有効に使うためのマインドに必要なものは何か、というのは、教えられるものではないかもしれないが学びたい。(民間)
- リスク情報活用の目的に応じた不確実さの考え方（が必要）。過剰に保守的な仮定を元にしたシナリオでは、実際に起こる可能性は低く、評価に使えない。(民間)
- 求められる品質は、活用が決まってからとなる。また、ステータスによって異なるであろう。(民間)
- 米国では PRA の品質を利用目的に応じて 3 段階に分けているが、日本のガイドラインではそういった区分が明確ではない。今後細分化する必要があるのではないか。(民間)
- 米国であってもモデルのミスをゼロにすることは難しいと思われるが、目的に応じた品質が設定されている点が日本とは異なる。現実的な視点で、品質管理・品質保証を見直す必要があるが、米国のような目的に応じた品質は、日本では受け入れられないかもしれない。(民間)
- リスク情報の数値に関する品質を向上させても意思決定の質が向上する例がないというのが現状 (民間)
- 数字が合っているかどうかのチェックだけでも仕方がない (民間)
- 本来 PRA は脆弱性を見ていくためものだ。出てきた数値だけを見るのではなく、改善すべき点を見付けるところに使えればいい。(民間)
- 使用したモデルや方法論、物性のばらつき量の妥当性を議論することが、真の品質確保と考える。(民間)
- 品質確保は、そうした本来やるべきこと（データの幅を見極める等）からかけ離れてしまうおそれがある。(民間)
- 不確実さがあることを前提とした活用の仕方を考える必要がある (学識経験者)
- 決定論的な解析とは品質の捉え方を分けなければいけない (民間)
- 最終的な計算結果となる CDF 等を算出する過程として、シナリオの網羅性を確認することが本来の品質確保である (民間)

- 社会的、経済的影響の換算をすること。福島原発事故については相場感では、以前の計算から推定した額と大きくは変わらない。しかし、そこに除染費用は含んでいない。除染のコストの評価は非常に難しい。(研究機関)
- 経営の判断は大変難しい。対策をしすぎれば採算が取れず倒産するが、対策をしないで事故を起こせばやはり倒産する。ただ、日本ではコストベネフィットについて言及するのは難しいというのが現状だ。(民間)
- 原子力の優先順位を決めるような場合には、他の発電手段との比較が必要になり、原子力のための安全目標だけでは不十分である。(民間)
- 1Fも安全目標はクリアしていたはずだ。しかし地震、津波のハザードを見誤っていた。まだ絶対値では議論できるような段階ではない。(民間)
- 対策や施策を導入する際の意思決定を支援する。費用便益手法等(社会的信頼の喪失や事故からの復旧を含めたトータルコストの評価)(民間)
- 数字を絶対視することなく、あくまで判断の材料という位置付けを忘れないようにしなければならない(民間)

- 安全性向上のプランニングに関しては、基本的には事業者が決めるという理解だ。事業者のインセンティブがあるような制度になっていないので、メーカーから事業者へ魅力的な提案というのはできない。(民間)
- 電力事業者経営層へのトレーニングやインセンティブを与えることが必要(学識経験者)
- 米国ではPSAのレポートの後半は、ほとんど教育とトレーニング、どのような体制を作って教育をするかということについて割かれている。これは、真剣に書いているからであり、その点は見習うべき。(民間)
- (各種対策の) 足切りのためのツールとならないための歯止めが必要(学識経験者)
- 日本では安全性を確認するためのPRAになっている。(民間)
- (3.11以前) 発電リスク評価GRA(Generation Risk Assessment)として、例えば、スクラム出力変動に関わるリスクについても検討していた(民間)
- (3.11以前) パイロットアプリケーションの検討もされていた(民間)
- (3.11以前) 停止時の点検に対しての活用だが、現場の運転員からの意見でPRAを実施し、点検がむしろリスクを上げていることがわかり改善につなげられた例もある。(民間)
- (3.11以前～) 耐震の工事そのものに比べれば、PRA実施は桁違いに安い。工事をより実のあるものにするために、各社ともやってきたのではないか。(民間)
- まずは停止時のリスク評価から導入して、将来のオンラインメンテナンスにつなげるとよい。(民間、研究機関)
- オンラインメンテナンスの導入に関しては、会社のマネジメントの決断も必要である。日本では、一度トラブルで停止すると再起動が非常に大変なので、導入には尻込みし

がらだ。(民間)

- 事業者は情報を提供すべきであり、そのためには事業者側の情報提供に関する意識改革が必要(学識経験者)
- INPOのような組織を作り、技術の向上や情報公開に努める必要がある(学識経験者)
- 3.11以降追加で設置したAM設備のメンテナンスは、定検でやるとかなり多くの日数がかかるおそれがあるということが今後の検討課題(民間)
- 福島第一原発事故前、日本では「安全性にとって何が重要か」、「安全性を高めるために何をすればよいか」という視点が欠けており、単にリスクを算出すれば良いという姿勢であった。しかし、福島事故後の現在、徹底したリスク評価を実施し、実践可能な限り原子力発電プラントのリスクを低くするという基本的要求を満たすために必須なツールとしてそのプロセスを活用することは、原子力事業者の生き残りの条件である。その際、リスクを少しでも減らしていくためにリスクについての新知見や新たな技術を取り入れつつ、リスクについて定期的にレビューを重ねることが重要である。(学識経験者)
- リスクの評価は運転中と停止時と分けて考えていて、トータルで見てどうかという見方が足りなかった。(民間)
- まずはPRAを事業者自ら(in house)が実施すべきと考えている。我々はPRA分野では米国に対して30年遅れており、まずは事業者自身が組織内部でPRAを実施することを望んでいる。(学識経験者)

- 日本では、「リスク」の日本語訳もなく、言葉の概念自体がつかめていないというのが現状ではないか(民間)
- 意思決定のためのツールであるという認識の醸成(が必要)(学識経験者)
- PRAを定量的に活用するにあたって、安全目標の考え方のプロセス、どう解釈するのか、等に関して、関係者による合意形成への努力が必要(民間)
- 軽微なトラブルであれば簡単に再起動できるような仕組み(民間)
- 国民の意識を変える必要があり、教育や啓蒙が課題(学識経験者)
- (METIが)リスク情報の使い方、注意点を明文化して規制側や国民にも理解、浸透させるような試みをしてもらえると良い。(民間)
- リスクは”避けるもの”ではなく、”取るもの”であることを理解してもらう必要がある。これは、日常において、自動車に乗る、傘を持つ等を判断することと同意であると考える。(民間)
- 日本では被害想定の大きいところのみが取り上げられるので外に出にくい(民間)
- 人々にとって許容可能なリスクのレベルとは個人に対するリスクと社会的関心の組み合わせである。福島第一原発事故後、社会的関心が非常に高まっている。社会は信頼のおける組織のみにそうしたリスクレベルの判断を託すが、事業者の上級経営層は、リスク管理における信頼構築のためには効果的なコミュニケーションが鍵であると認識することが重要。(学識経験者)

### 3.3 人材育成

#### 3.3.1 人材育成に係る現状の課題

今後、PRA の活用を促進し、リスク情報を有効に原子力発電プラントの安全運転に役立てていく上で、PRA の活用促進を担う人材の育成は不可欠である。現状、日本国内において PRA 手法の開発に係る学術的な取り組みや、PRA 利用技術の取得に係る取り組みについては、本調査で実施したヒアリングを通じて、十分な取り組みやそのための環境整備が行われてきていなかったことが明らかとなった。

以下、本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられた PRA に係る人材育成に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列挙する。

- PRA に取り組んでいる大学がほとんどない（学識経験者）
- 専門とする大学の学科や研究室がないので、どこから採ったらよいかわからない（民間）
- 国の人材育成プログラムにより研究拠点を助成する等の長期的な支援が必要（学識経験者）
- 大学や研究機関に予算、人、情報を与えて人材育成の核となる場を作らせること（学識経験者）
- プラントのことから放射線影響まで理解している人材を、大学などで2、3年のトレーニングで育てるコースが必要（民間）
- メリーランド大学の Center for Risk and reliability のような研究拠点が必要（学識経験者）
- エキスパートジャッジに対して重きを置いてこなかったため、専門家が育たず、一層エキスパートジャッジが導入されないという状況。（民間）
- 学生や若い研究者、技術者を対象とした教育機関が少ない（学識経験者）
- PRA についての教育の場、コースの整備が必要（民間）
- プラントを知らない人が多いのが問題（研究機関）
- 日本の技術者が海外のウォークダウンに参加することで、日本の PRA 技術レベルが向上すると思われる。日本は個々の要素技術のレベルは高いが、それらの体系化ができていない。（学識経験者）
- 30 年程 PRA に携わっているが、自分より上の世代が PRA のピークであり、先細りで若い人に技術継承されてこなかった。（民間）
- 極論ではあるが、PRA を実施しなければ発電所を運転することができないという意識を、会社の上層部から現場まで持たなければ、人材は育たないとする。（民間）
- PRA を作業として実施する人だけでなく、結果の意味を経営的に理解して、実践に結び付けていけるようリードできる人材が必要。（民間）
- 国内では、リスク評価に関して、投資に対する具体的なリターンが経営層等のトップに伝わっていないことが問題である。（民間）

- PRA を行っている日本の各電力会社においては、マネージャーレベルのコミットメントがない。EPRI が（そういった層に対して）教育を行っていることを聞いて、経営層へのリスク情報の教育の必要を感じた。（民間）
- 有事のときに本当に指揮できるリーダーが必要（民間）
- 原子力 PRA は社内に閉じているため、外部との交流があるとよい。（民間）
- PRA に関する実務者のコミュニティが必要。（学識経験者）
- キーとなる人材は数人というのが現状だ。各社も同じようで、どこの委員会でも出てくるメンバーは一緒になる。（民間）
- 国内だけでは人材が限られている。共同でワークショップを開いてベンチマークを行う等の国際的な枠組みが必要（研究機関）
- 日本に PRA の人材が不足しているというのは誤解。米国と比べて格段に人材が足りないわけではない。コンサルティングをする会社は世界中にあるが、PRA を全体で引き受けられる会社は米国でも数社しかない。（民間）
- 原子力分野は、他分野との交流が少ないように見える（学識経験者）
- 原子力以外のリスクの専門家からも意見を聞くべき（学識経験者）
- リスクの専門家が原子力分野にだけ留まっていることは望ましくない（学識経験者）
- 不確かさ評価が重要という認識である。この解析は、多くのパラメータについて、分布を求めなければならないため、少人数で実施するのではなく、機械、化学、物理等いろいろな分野専門家が協力するほうがよい（研究機関）

### 3.3.2 PRA 分野の人材育成に有効な取り組みの事例

わが国より PRA 活用が相対的に進んでいる米国において、PRA の実務者養成や技術開発に携わる専門家の量と質の向上に有効と判断される事例と現状の課題を示す。また、わが国においてこれまで PRA の活用を支え、人材育成に効果を発揮してきていたと考えられる事例とその現状課題を示す。

#### (1) ピアレビュー

ピアレビューは、PRA の品質を向上する上で重要な位置づけを担っているが、ピアレビューへの参加は、人材育成の観点からも極めて有効である。

（参考文献）

- ・ 日本原子力技術協会「P S Aピアレビューガイドライン」JANTI-PSA-01-第 1 版、平成 21 年 6 月

#### (2) プラントウォークダウン

プラントウォークダウンは、実機情報を具体的に把握し、PRA 評価の品質を向上する上で重要な位置づけを担っているが、ピアレビューへの参加は、人材育成の観点からも極めて有効である。

- ・プラントウォークダウンの実施内容
- ・基準の例示（IAEA 基準、EPRI ガイドラインなど）
- ・有識者ヒアリングで得られた事業者の実施状況

（参考文献）

- ・ IAEA 基準（NS-G-2.13）
- ・ EPRI, “Seismic Walkdown Guide,” 2012 Technical Report

RT 及びヒアリングで挙げられた意見、課題：

- 古いプラントでは図面がない、あるいはケーブル等の敷設が図面と異なっており現状がわからないという問題がある。（民間）
- 海外プラントでのプラントウォークダウンは既に WANO で行っており、日本人も参加している。問題は、参加した日本人が国内にどれだけフィードバックできているかである。（民間）

### (3) 教育訓練

教育訓練の好例として、JANSI の取り組み、EPRI の教育コース等が着目される。

（参考文献）

- ・ 久郷明秀「原子力安全のための人材育成と世界の視点」日本原子力学会「2013 秋の大会」倫理委員会セッション、2013 年 9 月

RT 及びヒアリングで挙げられた意見、課題：

- JANSI では、リスクに関して事業者に対する提言書を作成している（公開資料となるか未定）。どのようなリスクが存在し、そのリスクを低減させるためには何が必要か等のリスク文化について、社長から現場の実務者までに徹底して意識を持たせることが目的である。提言書では、PRA を活用するために専門部署を設けることや人員配置、教育、品質保証、ピアレビューについても言及している。教育については、人事階層毎に異なったものが必要であり、JANSI でプログラムを作るという案もある。（民間）
- JANSI でも電力会社の CNO や原子力部長を対象とした教育を 4 月以降に実施する予定（民間）
- PRA を行っている日本の各電力会社においては、マネージャーレベルのコミットメントがない。EPRI が（そういった層に対して）教育を行っていることを聞いて、経営層へのリスク情報の教育の必要を感じた。（民間）
- 米国では日常的にリスクを把握していないと規制対応できないので人材層が厚い。各

プラントに 10 人程度の PRA 専門チームがいる。何かあった場合に評価するため、24 時間対応できる体制である。(民間)

#### (4) 研究開発

PRA の研究開発として、国内は JNES における安全研究計画、EPRI の PRA 研究計画などが動向を把握する上で重要である。

##### (参考文献)

- ・ JNES 「安全研究計画 (平成 25 年度版)」 JNES-RE-2013-0010-Rev.1、平成 25 年 9 月
- ・ EPRI ”Risk and Safety Management Program Overview,” 2014 Research Portfolio
- ・ ニール・ウィルムスハースト「原子力プラントのリスク・安全に関する EPRI の研究」総合資源エネルギー調査会原子力の自主的安全性向上に関する WG 第 9 回会合資料 3-12014 年 2 月 5 日

RT 及びヒアリングで挙げられた意見、課題：

- ・ 燃料取り出しの成功確率の評価を福井工大で実施している。(学識経験者)
- ・ 福島事故のシミュレーション (研究機関)
- ・ 1F 事故でどの程度のヨウ素が放出されたのかという解析も実施している。1F 事故直後は停電等によりモニタリングデータがないため、初期被ばく評価のためにも解析的に見積る必要がある。(研究機関)
- ・ 研究マネジメントについては米国に学ぶべき点が多いと考える。例えば、国内の原子力分野での電力会社やメーカーと建設会社の関係において、建設会社からは建屋応答の結果をメーカーに提供するだけであり、密に打合せを持つことは少ない。ATC の事例では、FEMA (Federal Emergency Management Agency of the United States : アメリカ合衆国連邦緊急事態管理庁) も関係しており、政府が地震に対する強靱化策として、大学や民間企業も巻き込んで良い成果を出している。(民間)

#### 3.3.3 今後の PRA 分野の人材育成の方向性

PRA 分野の人材育成における現状課題の整理、ならびに PRA 利用の実務者や研究開発に従事する専門家の育成上、有効に働いている事例に基づき、今後有効と考えられる人材育成への取り組みの方向性を示す。

PRA 技術者の国内の現状を、ヒアリング結果に基づき整理すると次のようになる。現在、事業者とメーカーは、再稼働に向けた新規制基準に対応するために、一時的に PRA に携わる人材を増員している。しかし、多くの場合、データ入力や結果の整理など、部分的な支援に留まっており、PRA のモデル構築などが可能な人材となると、事業者においては各社数人程度である。米国でリスク情報を積極的に採りいれている事業者の場合、プラントに 24 時間体制でリスク評価の専門家を配置していることと比較すると少ないと言える。その結果、

PRA 関係の委員会等があると、同じような顔ぶれになるとの指摘もあった。また、人材の少なさは、ピアレビューや専門家パネルの有効性にも影響を与えるとの指摘もある。プラントメーカーは、海外輸出対応もあり、もう少し手厚い人材を確保しているとのことである。人材確保・育成についての民間企業の位置付けは、「必要であれば確保する」と言うものである。ただし、継続的に確保するためには、リスク情報の活用が進み、常にリスク評価技術者の必要性が、経営層に認識される必要がある。企業内において、3～5 年程度の時間を掛けることにより、PRA を実施可能な人材の育成は可能とのことである。

PRA 技術者は、PRA を手順通りに実施する技術を身に着けるだけでは不十分である。プラントの保守・運用の実態の理解も必要であり、外的事象のハザード曲線を作成する場合には、自然科学系の専門家との議論が必要である。工学的センスから見れば、経済性の理解が不可欠と言う指摘もある。

[Redacted text block]

このような課題に対して、ヒアリング時に複数の有識者から得られた有効な提案は、以下の事項である。

#### (1) 研究開発拠点<sup>8</sup>

有識者ヒアリングに基づき、PRA に関する研究開発拠点としての要件を整理すると以下の通りとなる。

- 原子力以外の分野も対象とすることで、様々な分野のリスク評価の最先端技術を集約
- 個別専門的な分野の研究だけでなく、システム全体を俯瞰する視点の育成
- 工学的なものの見方と理学的なものの見方、決定論的な見方や確率論的な見方など、多面的な視点を身に着けられる教育プログラム
- 事業者（特に現場）との協力関係
- 経営や倫理、リーダーシップやコミュニケーションなどの教育
- 集中的な予算の投下

1 つのモデルとしては、学識経験者が指摘したメリーランド大学のリスク・信頼性センター<sup>9</sup>である。ここでは、原子力プラントのみならず、航空・宇宙、石油・化学、医療機器、情報システムなどの複雑な工学システム全般を対象に、リスク評価やその活用などの研究を行っている。

<sup>8</sup>大学等での教育の充実だけでなく、研究拠点の整備を挙げた有識者は、5 名。

<sup>9</sup> URL <http://crr.umd.edu/>

## (2) プラントウォークダウン<sup>10</sup>

プラントウォークダウンによる人材育成への効果は、2つのフェーズに整理される。

1 つは、プラントウォークダウンの経験そのものである。プラントウォークダウンでは、異なる分野の専門家（例えば、PRA、プラントシステム、電気、各種解析技術者などプラント設備に詳しい人に加え、目的によっては、理学分野の専門家も参加する場合がある）と、事前の準備から、ウォークダウン時、また、その結果の整理段階で、議論を行う機会がある。多様な視点の育成に役立つことが期待される。また、福島第一原子力発電所をウォークダウンした際に、1号機のタービン建屋の水没を指摘できなかった経験から、想像力が重要であるとの指摘もある。そのような想像性の育成も寄与するものと考えられる。

2 つめは、他のプラントのベストプラクティスの自社展開である。これはウォークダウンだけでなくピアレビューの効果としても指摘されている。WANO などの国際的な協力体制の下で実施されるウォークダウンに参加することで、国際的なプラクティスの反映も期待できる。

このような国際的なプラクティスによる技術力の向上と言う点から、日米での協力テーマの1つとして提案する有識者もいる。米国では、ワイナリー等、非原子力施設のウォークダウンを実施した経験もあるとのことであり、原子力だけに留まらないプラクティスを得ることが期待できる。

## 3.4 PRA の品質向上

### 3.4.1 PRA の品質要件

PRA は解析手法であり、品質向上への取り組み上、技術的課題の解決に最も目が向けられる傾向にあるが、本質は、それを利用する人材の要件や、活用していく上での組織のフィロソフィー等に基づく課題である。

ピアレビューに関しては、品質のひとつの要素と位置付けられており、PRA の品質を確保するための要件を明確化する必要がある。

(参考文献)

- ・ ASME, “Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” ASME RA-S-2002, April 5, 2002, and “Addenda to ASME RA-S-2002,” ASME RA-Sa-2003, December 5, 2003.2
- ・ JNES, 「平成 21 年度 米国等の安全規制への「リスク情報」活用状況の調査」 P.2-156, 平成 22 年 6 月
- ・ 原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構「原子力発電所における確率論的安全評価 (PSA) の品質ガイドライン (試行版)」

### 3.4.2 品質向上に向けた取り組み事例と現状課題

#### (1) Verification & Validation

V&V は有効な PRA の品質向上のための技術的なアプローチである。

---

<sup>10</sup> プラントウォークダウンが人材育成に有効であると指摘した有識者は、5 名。

(参考文献)

- ・日本計算工学会標準「工学シミュレーションの品質マネジメント」JSCES S-HQC001:2011

ヒアリングやラウンドテーブル等では、以下が取り組みの視点や現状課題として指摘されている。

- ・リスク評価結果を絶対値ではなく相対的な変化として利用して、不確実さにとらわれない対応
- ・不確かさの大きいハザードカーブのバリデーション
- ・解析コードによる予測に関連したモデル不確実性（SA 事象進展、地震/津波予知、大気輸送、等々）に対する一貫性のある取り組み
- ・数字だけに頼らず、バックグラウンドのシナリオやデータを精査し、結果に差が出た際はその原因の理解
- ・

## (2) 専門家パネル

専門家パネルを使った不確実さの定量化に関する仕組み、関連する動向としては、JNES や NRA の取り組みが着目される。

(参考資料)

- ・USNRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants," NUREG-1150,1990
- ・蛭沢勝三：JNES における地震ハザード評価手法とロジックツリーの活用、独立行政法人原子力安全基盤機構地震ハザードワークショップ地震ハザード評価における不確定性の認識と克服—ロジックツリーの活用—予稿集、p 2-1～2-30、平成 16 年 4 月 27 日。
- ・防災科学技術研究所研究資料 第 258 号 2004 年 9 月

## (3) ピアレビュー

ピアレビューは、前述の通り人材育成の観点から有用であるが、加えて、品質向上の取り組みにおいても重要な位置づけにある。

(参考文献)

- ・日本原子力技術協会「P S Aピアレビューガイドライン」JANTI-PSA-01-第 1 版、平成 21 年 6 月

ヒアリングやラウンドテーブル等では、以下が取り組みの視点や現状課題として指摘されている。

- ・米国では PRA の品質について、同意に至ることができていない問題がいくつかある。どのぐらいの品質があれば十分なのか、モデルにおける不確定さの程度はどれ

くらいか、そしてモデルにおける保守性の程度はどれほどであるか、といったことである。事業者の皆さんにアドバイスしたいのは、それぞれが適切であると考え、道を前進し、規制機関と協力して、彼らから最終的に同意を得られる内容を決定していくということである。

### 3.4.3 有識者からの指摘事項

本調査で実施した有識者へのヒアリング、日米ラウンドテーブルでの議論等を通じて挙げられた PRA の品質確保・向上に関する見解や現状課題等の指摘事項を以下に列挙する。

(不確実さの取り扱い)

- 1) 解析コードの不確かさの扱い、V&V (民間)
- 2) 解析コードによる予測に関連したモデル不確実性 (SA 事象進展、地震/津波予知、大気輸送、等々) に対する一貫性のある位置づけ
- 3) 外的事象解析における不確実性の定量的扱い
- 4) 全体の結果に対するモデル不確実性の影響の評価 (キーとなるモデル不確実性の組合せ)、認識論的不確かさ (民間)
- 5) 運転員操作や意思決定における不確実性の影響評価 (機器や制御を失ったことによる不確実性も含む)
- 6) リークパスが異なる場合の放出量評価は困難
- 7) 不確かさの大きいハザードカーブのバリデーション (学識経験者)
- 8) 認識的な不確実さ (学識経験者)
- 9) 検討する人間の知識に依存する (民間)
- 10) 専門家の見解は人により偏りがあるが、PRA で評価することにより、そういった偏りを減らし客観性を増すことができる。 (民間)
- 11) 認識論的不確実さについて、サンディア国立研究所で確率論的でない方法を検討している (民間)
- 12) エビデンスセオリーという理論があり、証拠などをどう扱うかという検討が米国で行われている (民間)
- 13) 数字だけに頼らず、バックグラウンドのシナリオやデータを精査し、結果に差が出たらその原因を理解するようにしなければならない (民間)
- 14) 不確実さ解析をどのように適切に検討するかが重要 (研究機関)
- 15) 感度解析も興味はある。これはパラメータの不確実性である。(研究機関)
- 16) 不確かさ評価が重要という認識である。この解析は、多くのパラメータについて、分布を求めなければならないため、少人数で実施するのではなく、機械、化学、物理等いろいろな分野の専門家が協力するほうがよい。(研究機関)
- 17) ハザード評価では、認識論的不確実性と偶然的な不確実性の取り扱いが重要となる (民間)
- 18) PRA では、現実の状態を評価する必要がある、不確実性が大きいという理由で保守的な評価とすることは、考え方として正しくない (民間)
- 19) 各事業者が個別プラントについてロジックツリーの精度をどのように上げていくかという問題 (民間)

- 20) PRA が不完全なツールであるとの批判があるが、PRA 自体が不完全なのではなく我々の知識が不完全なのである。また、従来の決定論的な手法も不完全なものである。（学識経験者）
- 21) PRA や安全目標は極めて重要であるが、PRA には不完全性や不確実性などの限界があることを認識する必要がある、従来の決定論的な規則を見直すために出来る限り活用されるべきである。（学識経験者）
- 22) PRA は安全性の改善にとって非常に有意なものであるが、規制への PRA の適用にあたっては、不完全性と不確実性といった PRA の限界をよく認識すべきである。既存の軽水炉への適用にあたっては包括的な考え方が必要であるが、新しい設計の炉については、PRA の役割は限定的で深層防護の考え方が重要。（学識経験者）
- 23) 「PRA には大きな不確実さがあり、不完全なものである」等の意見もあるが、従来の決定論的手法にも不確実性は存在しており、どちらも不確実性を持つという意味では同じレベルである。PRA が不確実性を作るのではなく、不確実性は既に存在するものである。（学識経験者）
- 24) 決定論的手法にも PRA 同様に不完全性がある。リスクへの洞察（risk insight）と決定論的手法のバランスが重要である。（学識経験者）

[Redacted text block containing multiple paragraphs of blacked-out content]

[REDACTED]

(標準・基準の整備)

- 1) 各外的事象を "各国で共通した影響を持つもの" と "プラント固有の評価が必要なもの" に分類すべきである
  - 2) 外的事象のスクリーニングに関する標準整備
  - 3) 適切なリスク評価基準の開発
  - 4) PRA 標準の共通化 (地震 PRA や津波 PRA の海外への提供) (民間)
  - 5) 保安院の「品質ガイド」のように、高品質の技術以外は導入できないということではハードルが高すぎる (民間)
  - 6) 一般の建設等の分野で、どの程度までリスクを許容できるかの基準はある (公共施設の要件)。また、分野によってはガイドライン等が整備されている場合もある (ISO による重要構造物のリスク受容レベル)。原子力の分野だけで取り組むべきものではなく、国全体で取り組んでほしい。 (民間)
  - 7) PRA については、ASME と AESJ の融合を図るべきではないか (民間)
  - 8) 標準の場合は、立証された技術を対象とすることが前提であり、最新知見は参考程度の扱いとなる (民間)
  - 9) ASME/ANS の PRA 標準には要求レベルの異なる 3 つの性能カテゴリがある (民間)
  - 10) 諸外国に対する情報発信の意味でも (指針類の) 英訳は重要 (民間)
  - 11) PRA のソフト (汎用のもの) の柔軟性がない。例えば、地震 PRA の場合、加速度に対するハザードと脆弱性を用いるが、ある種の機器は加速度よりも速度に対してのほうが、相関が高い。そういう機器が混在している場合に解析が難しいという問題がある。 (民間)
  - 12) 計算結果を何に使うのかを考えてリソース配分する必要がある。そのために PIRT(Phenomena Identification and Ranking Table)の作成を行っている。 (研究機関)
- [REDACTED]



- 3) 1000年に1回起こるような現象の Validation (学識経験者)
- 4) 国内では新設が難しい状況であるため、バーチャルな手法を用いるという考えもある  
／ 現在は新設が困難な状況であるため、バーチャル環境の導入 (学識経験者)
- 5) V&V (民間)
- 6) 原子力分野の PRA では、このような大規模計算手法は浸透していないと認識しており、利用できる余地があると考え。 (学識経験者)
- 7) 解析コードは基本的に米国発信が多く、コードの囲い込みが問題になっている (研究機関)
- 8) ソースが見られない、改修できないというのでは、解析結果に責任が持てないため、よくない状況である。 (研究機関)
- 9) 使っているモデルの不確かさを含めて評価し、この評価結果はこれくらいの不確かさ幅の中のここ、という示し方ができるというのも品質確保の要件だ。 (研究機関)
- 10) PRA に 3 次元 FEM を用いる際の課題として、質点系モデルでは短時間での計算が可能なことに対して、特に応答の非線形性を考慮した三次元 FEM では膨大な計算時間を要する点が挙げられる。 (民間)
- 11) コンピュータ性能の向上による計算時間の短縮だけでなく、ばらつきを求める際の計算ケースが数ケースで済むような手法開発等、何らかの工夫が必要と考える。 (民間)
- 12) 事故進展解析やソースターム評価等、コンピューター・コードシビアアクシデント研究も重要だ。また、福島第一のサイトにおける対策の優先順位付けのために、シンプルな PRA を活用している。(学識経験者)

[Redacted text block containing multiple lines of blacked-out content]

[REDACTED]

(ピアレビュー)

- 1) ピアレビューによる教訓の共有 (民間)
- 2) 事前に送付されてきた膨大な資料を理解した上で、現地に1週間滞在し、ウォークダウンだけでなく、解析担当との議論・意見交換も行う。(学識経験者)
- 3) 想像力を高めるには、ピアレビューが重要ではないか (民間)
- 4) なるべく違うところ同士でレビューを行ったほうがよい。(民間)
- 5) 日本の事業者は規制に要求されて初めての対応をしており、諸外国に比べて遅れている状況である (民間)
- 6) PRA 実施の基本はウォークダウンと、結果に違和感があれば専門家パネルで検討すること、後の人がわかるように文書化することの3つ。(民間)
- 7) 認識論的不確実性については、ロジックツリーや専門家パネルを通じた検討が求められているが、日本ではまだ浸透していない (民間)
- 8) IAEA 標準では、第三者レビューにより不確実さの幅は狭まるとされているが、逆に広がってしまう可能性もあると考える (民間)

[REDACTED]

[REDACTED]

[REDACTED]

[REDACTED]

- 13) ピアレビューチームのための人材バンク (民間)
- 14) ワークショップなどにおいて、ピアレビューでの指摘事項等のような情報を提供してもらっただけでも、日本のレベル向上にいい影響がある (学識経験者)
- 15) 国内には対応可能な人材が不足 (学識経験者)
- 16) 日本ではピアレビューのための人材が揃っていない。同じようなバックグラウンドの人が沢山いてもだめで、色々な視点の人が必要だ (民間)

- 17) JANSI 主導でピアレビューの体制に関する検討をしているが、半分くらいは海外から人を呼ぶという案がある。そこにアメリカからも参加していただいて、日本の PRA をチェックしてもらうとよい。視点は多いほうがよい (民間)
- 18) 事業者レベルでピアレビューできる人材がいるかどうか疑問 (民間)

(専門家パネル)

- 1) 国内には対応可能な人材が不足 (学識経験者)
- 2) 大学の先生と JNES とが行う議論が、現在の日本における専門家パネルに位置付けられると考える。 (民間)
- 3) PRA 実施の基本はウォークダウンと、結果に違和感があれば専門家パネルで検討すること、後の人がわかるように文書化することの3つ。 (民間)

(プラントウォークダウン)

- 1) 溢水経路を把握するには図面が必要であるが、内部溢水分科会での検討の中で溢水経路を調べた際に、図面と実際の設備が異なる場合があった。ふげんでは配管工事の結果が図面に反映されていなかった。ウォークダウンが重要である。 (学識経験者)
- 2) 互いのベストプラクティスを共有・蓄積することが望ましい (学識経験者)
- 3) ウォークダウンの技術や経験の知識ベースとして、プラント施設に関する知識管理プログラム (ナレッジマネジメントシステム) のようなものが必要 (学識経験者)
- 4) ウォークダウン技術の向上が必要と考える。NISA は、理学分野の人間が 2〜3 日間視察していたが、本来は 2、3 週間の時間をかけて調査すべきである。十分に事前準備し、現地で図面との比較をしながら、図面に記載されていない情報を見ることにより、事故シナリオまで想定して行うものである。 (学識経験者)
- 5) ウォークダウンへの参加等を通して、モノ・現物のイメージや感覚を持つ機会の確保 (民間)
- 6) シナリオは、現場で配管の引き回し等も確認しながら、地震が起きた場合を想像し、検討すべきである (民間)
- 7) 海外プラントでのプラントウォークダウンは既に WANO で行っており、日本人も参加している。問題は、参加した日本人が国内にどれだけフィードバックできているかである。 (学識経験者)
- 8) 福島第一の 1 号機は原技協時代にウォークダウンを行ったことがあるが、津波で水没したタービン建屋に関する指摘はなかった。(津波は想定外でも) 内部溢水を考えていれば対策できていたはずだ。しかし、その時は、内的事象のみを考えていた (民間)
- 9) PRA 実施の基本はウォークダウンと、結果に違和感があれば専門家パネルで検討すること、後の人がわかるように文書化することの3つ。 (民間)

(その他)

- 1) PRA の技術は日進月歩なので、アップデートを前提にすることが大事である。

モデルもデータも更新していかなければならない。(民間)

- 2) 不確実さや全体にほとんど影響しない軽微なエラーを針小棒大に扱うことなく、アップデート込みで受け入れられるような品質確保の仕組みが必要だ (民間)
- 3) プラントデータのアップデート (工事の図面への反映) (学識経験者)
- 4) INPO のような機関が審査し、規制庁が結果をチェックするという形 (学識経験者)
- 5) 国際的に監査 (学識経験者)

#### 3.4.4 今後の PRA の品質向上における取り組みの方向性

ISO 9000 における品質は「本来備わっている特性の集まりが、要求事項を満たす程度」と定義されている。これを PRA に当てはめた場合、原子力発電所の真のリスクを、PRA の結果が表現している程度と表現することができるであろう。あるいは、安全目標を満たしていることを確認するような用途であれば、不確実さを考慮した場合に、安全目標を下回っていると確信できる程度と表現できるかもしれない。いずれにせよ、影響の大きさに応じた頻度や、事象の進展シナリオが、実際のプラントのリスクと比較して、どの程度正確に表現されているのが品質と解釈できる。

これらの多くは、PRA 技術の向上によってもたらされと考えられる。例えば、機器故障率や地震による機器の脆弱性の不確実さが低減すれば、その分だけ、品質が向上するものと考えられる。事象進展シナリオの精緻化によっても、不確実さが低減する。このような技術的な取り組みにより、不確実さを低減することは、品質向上に結び付く。これらの課題については、3.1 節にて記載する。

しかし、個々の要素技術を精緻化していったとしても、実現象との比較が困難であると言う課題が残る。シミュレーション解析の分野などで、Verification(検証) & Validation(妥当性確認)と呼ばれているもののうちの、妥当性確認の困難さと言える。検証は、解析者の意図通りにシミュレーションが行われているかの確認であり、入力データやシミュレーションモデルに間違いがないかを確認することである。シミュレーションは、何らかの実現象を数値計算等により再現する行為であるが、妥当性検証は、その実現象とシミュレーション結果の差が要求水準と比較して十分小さいかを確認することである。地震 PRA で例えると、地震ハザード曲線の通りに PRA に反映できているかが「検証」であり、実際の地震ハザードの分布と入力に用いた地震ハザード曲線のズレの程度の確認が「妥当性確認」である。よって、多くの有識者が、妥当性検証の重要性を指摘するものの、その方法の開発は困難と指摘している。

このような状況下で、品質確保に有効な方法として、ピアレビューや専門家パネル<sup>11</sup>の活用が挙げられ、原子力学会の「原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準」の中でも規定されている。これらについて、有識者ヒアリングにおいては、国内専門家の人材の少なさによる、実施の困難さを指摘する有識者が複数いた。

つまり、品質向上のために今後取り組むべき最優先事項は、人材育成の取り組みと言える。

---

<sup>11</sup>標準では「専門家判断の活用」となっている。

## 4. まとめ

### 4.1 我が国において PRA の活用が進まなかった原因

本項では、ヒアリングならびにラウンドテーブルの講演・議論を通じて得られた、我が国において PRA の活用が進まなかった原因について整理する。

#### 4.1.1 事業者・規制に共通する観点

事業者・規制に共通する課題を整理すると、以下の 3 点に整理される。

##### (1) 安全性向上への意識

日本では「安全性の確保のためには何が重要か」あるいは「安全性を向上させるためには何をすればよいのか」と言う視点が欠けていた。

単に数値としてのリスクを算出し、その数値の低さを確認すれば良いと言う認識であったと言える。例えば、入力データの数値に間違いがないことの確認など、結果の数値の品質への意識などはあった。

しかし、PRA を実施することにより、数値以外に得られる事故シナリオなどを含め、結果をどのように解釈し、どのような対処が必要かを議論していかななくては、成果の活用とは言えない。

##### (2) 不確実性の根源の理解

日本において、PRA を意思決定に取り入れることに踏み切れなかった大きな理由の 1 つが、PRA の結果に表れる不確実性の大きさにある。

この点において、PRA 日米ラウンドテーブルにおける米国側講演者から、次のような指摘があった。

「PRA には大きな不確実性があり、不完全なものである」と言う考え方に対しては、従来の決定論的手法にも不確実性は存在しており、同じレベルである。PRA によって不確実性が生じるのではなく、人間の知識の限界から来るもので、既に存在しているものである。ゆえに、現象に関する最新の知識を持つことが重要であり、我々は知識を深める努力をしていく必要がある。あるいは、不確実性を分析し、「何を理解していないか」を理解する必要がある。

##### (3) コミュニケーション

PRA を使っていくには、規制と事業者のコミュニケーション、さらには国民とのコミュニケーションが重要である。米国では、規制と事業者が議論を継続しながら、PRA の結果を活用されている。

それと関連して、PRA を活用する戦略を検討する必要性や、規制と事業者双方がリスク情報に基づく意思決定を行うことの重要性が、PRA 日米ラウンドテーブルにおける米国側講演者から示された。

#### 4.1.2 事業者側の観点

後述する規制者側の観点では、事業者のリスク情報活用のインセンティブを与える規制制度や規制変革の必要性を謳ったが、本来事業者は、規制遵守は最低限の安全確保の取り組みであり、規制基準を上回る自主的な安全性向上に取り組む必要がある。

その上では、インセンティブを自ら与え、PRA を積極的に活用していく取り組みがまず必要である。その際、PRA は運転実績に伴うプラントデータの活用が必須であり、当該データを有する事業者が自ら、PRA 活用に積極的に取り組んでいく環境整備と人材育成が必要である。現状、プラントメーカーに依存度が高く、自主的な安全性向上に踏み込むことが難しい状況にある電気事業者も日本国内にはあるという指摘がなされている。まずこの点をクリアしていくことが第一歩である。

さらに規制との対応では、規制側が気づかないプラントの脆弱性を自ら発見し、改善していく取り組みが本格的になされていくなれば、規制側との信頼関係が醸成され、規制は最低限の安全基準という意識共有が図られ、米国に類似した事業者にインセンティブの働く規制制度の導入も検討がなされるものと推察される。

#### 4.1.3 規制者側の観点

原子力規制にリスク情報の活用を図っていく取り組みは、福島第一原子力発電所事故前の段階では、当日の原子力安全委員会や原子力安全・保安院等でそのあり方の検討が実施されてきていた。福島第一原子力発電所事故後、シビアアクシデント対策の規制要件化等、日本の原子力規制システムの改訂が行われたが、その新規制基準において、リスク情報の活用は明示的には謳われていない。しかし、新規制の事業者に求める安全対策の要件を捉えれば、決定論的な評価によるアプローチのみを求めている訳ではなく、規制の要求レベルを満たすことを示せば確率論的な評価によるアプローチは否定されていない。

しかし、電気事業者が PRA 手法等を活用した確率論的なアプローチによる安全評価分析に基づく規制基準対応、ひいては規制要求を超える安全対策高度化に、確率論的なアプローチを採用していく方向に大きく舵を取らない要因として、現状ではそのインセンティブに欠ける状況にある点が指摘される。

すなわち、まず最低限守るべき安全レベルとしての規制基準に、確率論的な評価の使用が義務付けられていないため、従来の決定論的な評価を確率論に置き換えて評価し、その結果を持って許認可申請を行った際、規制側がどのような審査や結果の妥当性判断を下すかが現時点で明確ではなく、どうしても対応実績のある従来の決定論での申請を行うインセンティブが残されている。

また、どんなに小さくても事故が発生するリスクが存在する結果を明示的に伴う確率論的なアプローチを取ることは、リスク概念に関する馴染みや理解が相対的に低い日本の国民に対し、新たな安全性に関する説明をしなくてはならない対応が事業者に生じる。

これらを背景に、プラントの安全対策に PRA やリスク情報の活用が進みにくい状況の中、一つのドライビングフォースとして、リスク情報活用の規制要件化が挙げられる。米国では、リスク情報を活用して、プラントの安全性を評価する指標を策定し、プラントごとの当該指標の状態を目安に、規制のかけ方を変える、すなわち安全性が高いと判断されるプラントについては検査頻度を低減するなど、電気事業者のリスク情報活用のインセンティブを高める

仕組みを導入している。

こういった規制におけるリスク情報活用のインセンティブの付与は、電気事業者のリスク情報活用促進の最も大きな効果を有するものと考えられる。

#### 4.1.4 技術的な制約

ヒアリングやラウンドテーブルを通じて明らかとなった、日本において原子力発電プラントの安全性向上にリスク情報を活用していく上での大きな課題として、確率論ベースでの運転実績データの不足が指摘された。これは、日本において PRA の活用が限定的であったこと、毎年の定期点検で軽微な傷や劣化の状態でも、トラブル・故障が発生する前に機器を交換してしまうという保全の慣習により、トラブル・故障の発生頻度や発生確率のデータが著しく不足しているためである。

今後 PRA の活用を促進していく上で、こういったトラブル・故障頻度のデータの取得と蓄積が必要となるが、相当な時間を要することが推察される。このデータ取得は一つの電気事業者や一つのプラントで取得してだけでなく、複数の電気事業者やプラント間で協力して取得し、共有化を図っていく必要がある。

また、PRA 手法には不確実さを伴うことから、評価結果として定量的に導出される炉心損傷頻度といった指標値は、その絶対値自体に意味を持たせず、安全対策を講じたことによる指標値の相対的な変化を適切に活用していくことが必要である。

ラウンドテーブルを通じて、この割り切りを適切に行って米国では PRA を適切に活用していることが明らかとなった。日本において、このアプローチでの PRA 活用ができるか否かが、今後の日本における PRA 活用促進の大きな鍵になる。

#### 4.2 わが国における PRA の課題

わが国ではこれまで必ずしも、原子力分野の安全性向上に係る取り組みにおいて PRA の積極的な活用がなされてきたとは言えない状況であった。その結果として、PRA を活用していくリテラシーを有する人材が現在、業界内で豊富にいる状況ではない。これはニワトリが先か卵が先かの議論に通じるが、PRA に係る人材の不足が PRA 活用の阻害要因であるとする指摘がなされる一方、今後 PRA を積極的に活用していく方向性を明確化すれば、自ずと人材ニーズに係る市場が開け、PRA に係る人材が育っていくものと考えられる。

この人材の問題は、前章の人材育成の課題において指摘されている通り、PRA を学べる大学等の研究機関の不足といった教育システムの改善、ピアレビューやプラントウォークダウンといった有効な実務的な取り組みへの着手、中長期的な視点からの研究開発の推進等が、今後わが国が取り組んでいくべき PRA における課題として指摘される。

#### 4.3 日米協力により進展が見込まれる課題

ラウンドテーブルを通じて、日本および米国でそれぞれ PRA 活用上の優位な分野や取り組みがあることが明らかとなった。具体的には、日本においては地震や津波 PRA の標準、

米国においては火災 PRA の適用実績等が挙げられた。こういったそれぞれが得意とする分野、領域はそれぞれの国がリードし、双方の技術や知見を高め合う関係が望ましい。一方で、日米双方がこれから解決を試みる共通の課題については、単独でそれぞれ取り組むのではなく、日米協力で取り組んでいくべき課題が多いものと考えられる。例えば、不確実さを低減するためのデータの取得は、母数が多いほど、また異なる状況でのデータ取得とその比較分析が有効なアプローチとして挙げられる。

これらデータの取得に関しては、定常運転時のプラントパラメータの他、大掛かりな実験によるデータ取得に方法が限定されるシビアアクシデント時のプラント挙動データも挙げられる。こういったデータの取得や情報の共有は、日米協力でやっていくことが望ましいといえる。

#### 4.4 研究・技術開発により進展が見込まれる課題

PRA の活用においては、原子力プラントの挙動をできるだけ正確に把握し、その状態を解析条件に与えることで、より不確実性を低減した PRA 評価が可能となる。プラント状態の把握は、大掛かりな実験によりデータを取得するアプローチに加え、高度な計算機シミュレーションモデルの開発により、演繹的なアプローチでデータを取得する方法もある。計算機シミュレーションの優位な点は、複数のパラメータを変化させて、多数の状態量を把握する感度解析が可能なが挙げられる。これは確率論的なアプローチを取る PRA と親和性が高く、有効なアプローチと考えられる。

例えば大規模な振動台による耐震評価試験を、仮想耐震台を計算機上にモデル化した大規模な耐震解析や、広範な敷地を含む原子力発電プラントの一体解析による、地震時の地盤変動に伴うプラントとの大規模振動解析等が挙げられる。

また、時々刻々と変化するプラント状態を計算機シミュレーションで把握し、その状態を PRA ツールに反映してイベントツリーを変化させながら解析を行うダイナミック PRA 等、計算機技術の高度化で進展が期待される研究開発課題があり、取り組み価値の高いものとして指摘される。

#### 4.5 その他環境整備等により進展が見込まれる課題

PRA に係る技術的な基盤の向上やそれを支える人材の育成上、海外とくに米国との情報交換や人材交流は、今後積極的に進めていく必要がある。一方で、現状日本は海外留学や海外へ出向いての研究活動に制約があり、本人に海外留学や海外との交流に前向きな意思があっても、所属組織の制度がそれを阻害する可能性があることが、有識者ヒアリングを通じて指摘された。今後は、これらの制約を取り除き、日米の人材交流や情報交換が促進する環境を整備していくことが望まれる。

平成 25 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業

確率論的リスク評価手法の導入及び高度化に係る日米協力実施可能性調査

2014 年 3 月

株式会社 三菱総合研究所

科学・安全政策研究本部

原子力事業グループ

TEL (03)6705-6041