

PSAの品質向上に係る検討（PWR）
に関する報告書

平成 2 3 年 4 月

独立行政法人 原子力安全基盤機構

本報告書は、独立行政法人 原子力安全基盤機構が実施した業務の
成果をとりまとめたものです。

本報告書の複製、転載、引用等には、当機構の承認が必要です。

PSA の品質向上に係る検討（PWR）に関する報告書

要 旨

原子力安全・保安院と独立行政法人原子力安全基盤機構は、原子力安全規制への「リスク情報」活用に係る検討の一環として、「原子力安全規制への『リスク情報』活用の当面の実施計画」（平成 19 年 1 月改訂）を取りまとめた。原子力安全基盤機構はこの実施計画に沿って「リスク情報」活用に係る検討を進めているところである。「リスク情報」の活用に当たっては、使用する確率論的安全評価（以下、「PSA」という。）が高い品質を確保していることが必要である。PSA が高い品質を確保していることを確認するための方法論にピアレビューがあり、米国では広く PSA に関するピアレビューが実施されている。

本報告書は、米国における PSA のピアレビューの方法及びピアレビューに必要な資料に関して調査を実施するとともに、国内代表 4 ループ PWR プラントの出力運転時 PSA について米国の専門家によるピアレビューを実施した成果をまとめたものである。ピアレビューを通じて、原子力安全基盤機構が実施した PSA の品質が確保されていることを確認するとともに、更に改良すべき点を抽出した。また、今後我が国でピアレビューを導入していく上で参考となる知見についてもまとめた。

米国では、電力会社等が実施した PSA に関するピアレビューは、米国機械学会の PSA 標準を用いて、他の電力会社やコンサルタントから構成されるレビューアーによって実施される。ピアレビューに必要な資料として、対象プラントや PSA の概要等に加え、予め自己評価した結果を準備しておくことが望ましいとされている。

国内代表 4 ループ PWR プラントの出力運転時 PSA について、米国の専門家によるピアレビューを実施した結果、良好事例として、原子炉冷却材喪失事故時の 2 次系冷却と低圧注入による炉

心冷却や、成功基準の検討が充実しているとの指摘を受けた。検討すべき点としては、炉心損傷頻度が米国プラントに比べて低いことや、起因事象を充実すべきである等の指摘を受けた。

また、ピアレビューを実際に受けることによって、ピアレビューのための人材の育成やピアレビューの経験の蓄積等が重要であるとの知見を得ることができた。

PSA の品質向上に係る検討（PWR）に関する報告書

目 次

1. 序論	1-1
1.1 背景	1-1
1.2 実施項目と実施内容	1-1
1.2.1 ピアレビューに係る調査	1-1
1.2.2 ピアレビューのための資料の準備	1-2
1.2.3 ピアレビューの実施	1-2
2. ピアレビューに係る調査	2-1
2.1 ピアレビュー方法の調査	2-1
2.1.1 ピアレビューの概要	2-3
2.1.2 ピアレビューの有効性	2-7
2.1.3 ピアレビューから得られる成果	2-9
2.2 ピアレビューに必要な情報の調査	2-10
2.2.1 ピアレビューに必要な主要情報	2-10
2.2.2 ピアレビューにおいて必要とされる全ての情報	2-11
3. ピアレビューのための資料の準備	3-1
3.1 ピアレビューのための資料の準備	3-1
3.2 自己評価の実施	3-2
4. ピアレビューの実施	4-1
4.1 ピアレビューの進め方	4-1
4.2 オンサイトレビュー	4-2
4.3 ピアレビュー結果のまとめ	4-5
4.4 ピアレビューから得られた知見	4-9
4.4.1 技術的知見	4-9
4.4.2 ピアレビューの実施に係る知見	4-11
5. 結論	5-1

参考文献	参-1
略語一覽	略-1

表一覧

表 2.1	サポート要求事項の記載範囲と解釈	2-15
表 2.2	オンサイトレビューの代表的なスケジュール	2-16

図一覧

図 2.1	ピアレビューの一般的なプロセス	2-19
図 2.2	レビューチームの各メンバーの役割	2-20
図 2.3	F&O シートの様式の例	2-21
図 4.1	炉心損傷頻度に関する比較図	4-14

1. 序論

1.1 背景

原子力安全・保安院は、原子力安全・保安部会にリスク情報活用検討会を設置し、原子力安全規制への「リスク情報」活用の基本的考え方や活用の当面の実施項目について検討を行い、「原子力安全規制への『リスク情報』活用の基本的考え方」^(参1)、「原子力安全規制への『リスク情報』活用の当面の実施計画」^(参2)を策定した。また、今後の「リスク情報」活用に当たって用いるべき基本原則や「リスク情報」活用の中で用いる確率論的安全評価（以下、「PSA」という。）に要求される品質要件について検討し、「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）」^(参3)と「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）」（以下、「PSA品質ガイドライン」という。）（平成18年4月）^(参4)を策定した。

安全規制に活用する「リスク情報」については、活用項目やその活用における「リスク情報」の重要性に依存してPSAの品質が確保されている必要がある。PSA品質ガイドラインでは、PSAの品質を確保する上でピアレビューによる客観的な確認が重要であるとしている。独立行政法人原子力安全基盤機構（以下、「機構」という。）のPSAについても、PSA実施者とは独立した立場にある専門家によるピアレビューを実施し、PSAの品質が適切に確保されていることを確認しておくことが重要である。また、今後、事業者が「リスク情報」を活用するに当たって、PSAの品質確保の手段としてピアレビューを実施することが考えられるが、規制側としては事業者が実施するピアレビューの要件についても検討しておく必要がある。

本報告書は、平成20年度に実施したピアレビューに係る調査と、この調査を受けて平成21年度に実施した国内代表4ループPWRプラントの出力運転時のPSAを対象としたピアレビューの成果についてまとめるものである。

1.2 実施項目と実施内容

1.2.1 ピアレビューに係る調査

ピアレビューを実施するための準備として、米国におけるPSAのピアレビューの方法及びピアレビューに必要な資料に関して調査を実施する。

1.2.2 ピアレビューのための資料の準備

ピアレビューを実施するに先立って、以下の作業を実施する。

(1) ピアレビューのための資料の準備

前項で実施したピアレビューに関する調査結果に基づき、ピアレビューに必要な資料を準備する。

(2) 自己評価の実施

ピアレビューを実施するに先立って、NEI 00-02^(参5) 及び NEI 05-04^(参6) に従って、自己評価を実施し、結果を文書化する。また、自己評価の結果、追加することが必要な資料があれば作成する。

1.2.3 ピアレビューの実施

海外の PSA の専門家を招聘してピアレビューを実施する。また、ピアレビューの結果を受けて、PSA の品質向上のための課題をまとめる。

2. ピアレビューに係る調査

2.1 ピアレビュー方法の調査

米国では、Generic Letter 88-20^(参7) に対する電力会社の対応として、稼働中の 100 基以上のプラントを対象に、周辺住民に対するリスクが許容基準を上回らないことを確認するという目的で、個別プラントを対象とした PSA が実施された。多くの電力会社は独自のデータと情報に基づいてプラント固有の PSA を実施したことから、PSA の方法論における一貫性は必ずしも確保されなかった。このため、PSA の品質を保証することが難しかっただけでなく、Generic Letter 88-20 の意図を超えた活用に、これらの PSA の結果を用いることの信頼性を判定することが難しいという問題が生ずることになった。

様々な目的や用途に使用する PSA の品質を評価する手段として各種の検討が行われたが、BWR オーナーズ・グループ（以下、「BWROG」という。）によって採用されたアプローチは、PSA の認証プロセスというものであった。この認証プロセスが後に進化して、米国原子力規制委員会（以下、「NRC」という。）の承認を経て、現在のピアレビューのプロセスに至っている。

BWROG で開発されたプロセスは、今日のピアレビューとほぼ同様の形態である。これらのプロセスは、1990 年代末に実施された初期のピアレビューのために米国原子力エネルギー協会が作成した文書 NEI 00-02^(参5) や、米国機械学会が作成した PSA 標準（以下、「ASME PSA 標準」という。）^(参8) に基づいて行われている現在のピアレビューのための文書 NEI 05-04^(参6) に反映されている。

PSA のピアレビューの目的は以下のようにまとめることができる。

- 「リスク情報」を活用したプラントの様々な許認可申請に使用するに当たって、PSA の技術的品質と妥当性を証明するために、一貫性があり、かつ統一的な方法を提供する。
- ピアレビューに参加する電力会社に、PSA の有効利用のためのアイデア及び手法に関する意見交換の場を提供する。
- プラントのリスクを理解し、「リスク情報」を活用する上で重要な課題への対応において、一貫性のあるものとないものを特定する。

PSA のピアレビューは、PSA やシステム解析の専門家から構成されるチームによって実施され

る。レビューチームのメンバーは、PSA のモデル開発や活用に関する専門知識を有しており、標準化されたレビューのガイドラインを指針とした PSA の技術的要素の客観的な審査と、メンバーの PSA の経験に基づいた、PSA の個別要素の受容の可能性に関する評価を行うことができる。レビューチームは一連のチェックリストを使用して、PSA の範囲、包括性、完全性及びモデルの忠実性を評価する。

モデル化と文書化のレベルの詳細度から、様々な性能の PSA が考えられる。ピアレビューでは、ASME PSA 標準に基づいて、PSA の性能を次の 3 種類のレベルに分類する。

- 性能カテゴリー I : このカテゴリーは、住民に対するリスクが許容基準を上回る可能性があるかどうかを評価するのに十分な程度の PSA、或いは PSA の要素に適用される。Generic Letter 88-20 の要求を満たすのに十分なレベルに相当する。
- 性能カテゴリー II : このカテゴリーは、リスク上重要な寄与因子の同定、規制上の課題の解決や履行に必要とされるリスクランキングの同定、或いは技術仕様書への活用に必要とされる詳細さを備えた PSA 或いは PSA の要素に適用される。
- 性能カテゴリー III : このカテゴリーは、上述した活用に必要な詳細さを持つだけでなく、より重要な許認可上の意思決定に必要とされる詳細さを持つ PSA や、PSA の要素に適用される。一般的には、このような PSA については最先端の技術が必要とされる。

現在行われているピアレビューでは、対象とする PSA が上記の性能カテゴリー II を満たしているか否かを評価することが主眼となっている。

PSA の認証プロセスを採用し、ピアレビューを実施することによって、多くの相乗効果と PSA の実施プロセスの改良につながった。以下のような様々な理由から、PSA のピアレビューは極めて有効であることが証明されている。

- ピアレビューの参加者は、他の技術者が用いた手法をレビューする機会を持つことができる。これは一種の情報交換の機会であり、ピアレビューに参加した個人々々の技術能力を高めるのに役立つと同時に、ピアレビューを受けたプラントにおいて PSA を改良する上で役に立つ。
- ピアレビューを実施することによって、対象となる PSA の品質が強化され、産業界の平均以上のレベルに高めることができる。
- ピアレビューの過程には管理職への説明の機会が含まれており、管理職がリスク評価

の内容及びその強みや弱点を把握する機会を持つことができる。

ピアレビューを広範囲に実施した結果、リスク評価の品質は全面的に向上し、ピアレビューを実施した全てのプラントの PSA の品質が大幅に向上するとともに、PSA の活用をより盛んにすることができた。

PSA の活用を成功させるために重要な要素は以下である。

- PSA の実施組織
- 管理職の支援
- PSA グループと他部署とのコミュニケーション
- PSA の技術的妥当性
- PSA の保守及び更新のプロセス

最初の 3 つの要素は、プラント固有のマネジメントの問題であり、個々の電力会社が「リスク情報」の活用で成功を収めるために取り組むべきものである。最後の 2 つの要素が PSA 固有のものであり、これがピアレビューの対象の中心となる。

ピアレビューの一般的な範囲には、サポート要求事項への適合性に対するレビューだけでなく、PSA の保守及び更新プロセスに関するレビューも含まれている。また、早期大規模放出頻度（以下、「LERF」という。）もレビューの対象である。火災 PSA に関するピアレビューは始まったばかりであるが、レビューの準備や内容は他の PSA と同じプロセスに従う。

2.1.1 ピアレビューの概要

ピアレビューの目的は、等級化された要件を規定しているガイドラインを使用して、PSA 有識者が対象となる PSA の技術的性能の妥当性を証明することである。現在のピアレビューではこのガイドラインとして ASME PSA 標準が用いられている。ASME PSA 標準では、4 章として PSA の構成要素ごとに基本要素事項 (High Level Requirements) と、サポート要素事項 (Supporting Requirements) が規定されている。ピアレビューではサポート要素事項に対する適合性が検討されるが、必要であれば、これに加えて、NEI 00-02 の中で規定されている要素事項についても検討される。

NEI からは NEI 00-02 に加えて、最新のガイドラインとして NEI 05-04 が発行されている。

NEI 05-04 は以下の目的に使用することができるとされている。

- NEI 00-02 を用いて行われたピアレビューによって特定された問題への対応に関するピアレビュー（追加的なピアレビュー）
- 電力会社が独自に実施した自己評価の結果に対して行う、全く新たなピアレビュー
- PSA の手法を修正するための PSA のアップグレード

既に NEI 00-02 に基づくピアレビューを受けているモデルを対象に、NEI 05-04 を基に追加的なピアレビューを行う目的は、手法に大幅な変更が生じた PSA、或いは性能カテゴリーのアップグレードに相当するであろうと考えられるような変更を行った PSA についてレビューを行うことである。この追加的なピアレビューは、変更によって影響を受ける特定の技術的要素が対象となる。電力会社がピアレビューを実施する理由が何であるにしろ（例えば、ASME PSA 標準の定義に従う性能カテゴリーのアップグレード、手法の変更）、ピアレビューのプロセスに変わりはない。

一方、ピアレビューを実施していない場合、あるいは PSA が全く新しいものとみなされる場合には、NEI 05-04 は「新しい」ピアレビューのプロセスとして使用される。

一般的に、追加的なピアレビューは、NEI 00-02 に基づくレビューが既に実施されており、少なくともレビューの結果としてチェックシート的一种であるファクト・アンド・オブザベーション・シート（Facts and Observations Sheet、以下、「F&O シート」という。）が作成されたことが前提となっている。追加的なピアレビューは、ASME PSA 標準で要求されているように、最初のピアレビューの結果への対応か、或いは PSA モデルの高度化の結果として実施された PSA のアップグレードに対して必要となるであろう。PSA のアップグレードに相当する変更については ASME PSA 標準の Appendix A に定義されており、どのようなものがアップグレードに相当するのかのガイドラインになっている。また、ASME PSA 標準の 5.4 節では、PSA のアップグレードに対するピアレビューを要求している。（ASME PSA 標準では、PSA のアップグレードを、「新しい手法の PSA モデルへの取り込み、又は PSA のスコープ若しくは能力の大幅な変更」と定義している。また「この中には新しい人間信頼性解析手法、新しいデータ更新方法、新しい定量化や裾切りのアプローチ、或いは新しい共通原因故障の処理等の項目が含まれる」とされている。）場合によっては、PSA モデル全体に対して手法の変更を行ったために、PSA モデル全体に対して追加的なピアレビューの実施が要求されることがある。このため、追加的なピアレビューの範囲は、PSA の単一の技術要素に限定される場合もあるし、初回のピアレビューで実施されたのと同様に、PSA 全体になる場合もある。

ASME PSA 標準に基づくピアレビューでは、ASME PSA 標準の 6 章のガイダンスに従って、電力会社が実施した PSA が、ASME PSA 標準の 4.5 節及び 5 章に示される PSA の各構成要素に対する標準的なサポート要求事項に照らしてレビューされる。レビュー対象となるサポート要求事項ごとに、電力会社の PSA の当該要素が、当該サポート要求事項を満たすための性能カテゴリー要件に基づいて、等級付けされる。

サポート要求事項は、性能カテゴリーごとに当該性能カテゴリーを満たすために必要な最小要件を定めている。サポート要求事項に記載される要件は、単一の性能カテゴリーに適用される場合もあるし、複数の性能カテゴリーに適用される場合もある。サポート要求事項に記載される要件が複数の性能カテゴリーに適用される場合には、対応する性能カテゴリーに対して同様に適用される。一方、必要な場合には、性能カテゴリーによってサポート要求事項の差別化が行われる。表 2.1 にサポート要求事項が複数のカテゴリーにまたがる場合の解釈を示す。基本要求事項に対する全てのサポート要求事項を満たした場合に、当該 PSA は対応する基本要求事項を満たしていることになる。

レビューアーがサポート要求事項の妥当性について疑問を抱いた場合には、レビューアーは該当するサポート要求事項の解釈を文書化した上で、ASME リスクマネジメント委員会に解釈を明らかにするための質問状を提出することができる。

ピアレビューで使用される標準や資料は、前出の ASME PSA 標準や NEI のピアレビューガイドを含め、以下の通りである。

- NEI, “Probabilistic Risk Assessment (PRA) Peer Review Process Guidance,” NEI 00-02 RevB, 2004
- NEI, “Process for Performing Follow-on PSA Peer Reviews Using the ASME PSA Standard,” NEI 05-04 Rev2, 2008
- The American Society of Mechanical Engineers, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” ASME/ANS RA-Sa-2009, February, 2009
- US NRC, “An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities,” Regulatory Guide 1.200, 2009 (参⁹) : この規制ガイドは、ASME PSA 標準に関する NRC の解釈を示している。

- NRC memorandum, “Notice of Clarification to Rev. 1 of Regulatory Guide 1.200,” July 27, 2007 (参¹⁰) : この覚書は、ASME PSA 標準に関する追加の解釈を示している（特に不確実性の仮定と出典に関する解釈）。

これらの資料に加えて、最新の ASME PSA 標準に関する解釈は ASME のウェブサイトから得ることができる。

出力運転時の内的事象を対象にしたピアレビューでは、以下の技術的な要素についてレビューを実施する。

- 起因事象解析 (IE)
- 事故シーケンス解析 (AS)
- 成功基準 (SC)
- システム解析 (SY)
- 人間信頼性解析 (HR)
- データ解析 (DA)
- 内部溢水 (IF)
- 定量化 (QU)
- LERF 解析 (LE)

また、ピアレビューでは PSA の履歴管理に関してもレビューを実施する。ASME PSA 標準の 5 章では、PSA の履歴管理に関する要件について論じているが、具体的な要求事項は定めていない。レビューを容易にするために、ASME PSA 標準の 5 章に記載された要件に基づいて、PSA の履歴管理の基本要求事項及びサポート要求事項を開発しているレビューチームもある。履歴管理に割り当てられている「技術的要素」の識別子は、MU である (PSA の「保守と更新 (Maintenance and update)」を意味し、NEI 00-02 のレビュープロセスにおける同様の要素に対応している)。

ピアレビューに先立ってレビューチームが選定され、チームのメンバーの役割とスケジュールがレビューチームのリーダーによって定められる。レビューチームは、電話による事前会議を開催し、ASME PSA 標準、NEI 00-02 及び NEI 05-04 レビュープロセスに従ってレビューを実施する。レビューチームとピアレビューを受ける電力会社（或いは組織。以下では「電力会社」で代表する。）との間で 2 回目の電話会議が開き、レビューの範囲やオンサイトレビューの日程等を調整する。

レビューチームのメンバーは、事前の準備として、電力会社から提供された PSA の資料をレビューする。

電力会社は、オンサイトレビューの第 1 日目にレビューチームに対してレビュー対象となる PSA の概要を説明する。レビューチームは、PSA の資料及び電子データに関して、包括的かつ集中的なレビューを行い、PSA の技術要素毎にその結果を ASME PSA 標準のサポート要求事項に照らしてレビューする。様々な技術的な要素に関するレビューがオンサイトレビュー期間中に行う作業の中心である。レビューチームのメンバーは、単独で行うレビュー作業だけでなく、電力会社の PSA 担当者やレビューチームの他のメンバーとの議論も踏まえながら、対象となる PSA について ASME PSA 標準に基づく分析作業を行っていく。レビューチームは、オンサイトレビューの各日の終わりに集まり、当日のスケジュールに基づいて行ったサポート要求事項に基づく性能カテゴリーの評価について議論し、合意形成を行う。

性能カテゴリーの割り当ては、(1) 対象となる PSA、(2) 関連資料、及び(3)これまでのピアレビューの結果をレビューした後に、レビューチームの判断に基づいて行われる。電力会社の PSA 担当者は、オンサイトレビューの期間中にレビューアーからの質問等を受けて、対象となる PSA に関する情報を提供して、レビューアーが PSA の特徴を理解することを補助する。

レビューチームは、電力会社の PSA 担当者に対して毎日説明会を開き、最終日には最終会合を開く。

オンサイトレビューの後に、チームリーダーはレビュー報告書を作成する。作成した報告書に関するレビューとコメントを受けるために、報告書のドラフトをチームメンバーに送付する。メンバーのコメントを反映した後、電力会社のレビューとコメントを得るために、報告書の修正版を電力会社に送付する。チームリーダーは、電力会社のコメントを反映した上で最終報告書を作成し、電力会社に送付するとともに、BWROG 等のオーナーズグループに対しても報告書を提出する。

表 2.2 に代表的なピアレビューのスケジュールを示す。また、図 2.1 にピアレビューの一般的なプロセスを、図 2.2 にオンサイトレビュー時のレビューチームの各メンバーの役割を示す。

2.1.2 ピアレビューの有効性

前述したように PSA は多くの技術要素から構成されている。ピアレビューの主な特徴の 1 つ

に PSA の技術要素毎に評価を行うことが挙げられる。各技術要素における処理は PSA の利用に照らして、妥当な品質を持って行われなければならない。ピアレビューでは、各技術要素における処理が PSA の利用に対して影響を及ぼす品質の程度を認識することが重要である。

ピアレビューの有効性としては、ピアレビューという手段を用いて、各技術要素における処理や品質に対して 3 つの性能カテゴリーを割り当てることにより、レビューチームと電力会社が、モデル及び文書化に関する詳細さのレベルや、高度化の可能性について議論を行うことができるということが挙げられる。

ピアレビューの有効性としては以下のような例がある。

- 一般的なデータを利用して PSA を実施し、適切な結果を得ることが可能となる場合がある。これは特に新設プラントの場合に当てはまる。また、一部、プラント固有データを利用することによって、当該 PSA の品質を高めることができる場合もある。さらに広範囲にプラント固有データを利用することによって、様々な活用をサポートするために当該 PSA を使用することができる。これらの処理の適切性については場合々々によって判断することができる。
- 人間信頼性解析には様々な評価手法がある。極端な単純化によって一般的な値を使用する場合もある。より複雑で、具体的な運転手順や熱水力学挙動に関する広範囲な情報を必要とする場合もある。後者のような複雑な方法は一部の用途だけに適用可能であるのに対し、前者のような単純化された方法は、他の用途に対しても適用範囲を拡大することが可能な場合もある。関係者で議論や情報交換をすることによって、人間信頼性解析の焦点を、対象とする活用をサポートするために必要な特性に絞ることができる。
- 多くの場合、PSA を実施する際には、個々の PSA 実施者による判断を必要とする。データの利用に関する例を考えると、プラントの運転経験のうち、どの事例をデータとして含めるべきか、或いはもはや含めるには適当ではない事例はどれであるかについて、確信を持って決定することは難しい。古いデータの適用性については、PSA の実施者の判断と注意が必要である。ピアレビューの間に、このような決定に関する議論を実施することは、活用のための最良の方法を PSA の実施者に示し、ピアレビューの全ての参加者のより広範な理解を促進することができる。

上述したような論点については、ピアレビューの中で体系的に議論され、これらの議論を通じ

てモデルの開発や分析に関する広範な問題を理解することができ、モデルの高度化に寄与することができる。

2.1.3 ピアレビューから得られる成果

ピアレビューの結果として、以下の成果を得ることができる。

- サポート要求事項毎に評価される性能カテゴリー
- 各基本要素に関する定性的なまとめ
- ピアレビューの過程から得られた知見をまとめた F&O シート

ピアレビューでは以下の 2 種類の表を使用する。

- 各要素の性能カテゴリーに関するチェックリスト：各サポート要求事項に対する性能カテゴリー評価を記載する。
- 上位を補足するために作成される、PSA 品質及び属性に関する定性的記述

特に後者のために F&O シートが作成される。図 2.3 は、NEI 05-04 に示された F&O シートの様式の例である。

F&O シートは以下の重要度レベルに対応して作成される。

重要度レベル	定義
気付事項 (Finding)	<p>以下を確保するために対応が必要な観察事項（問題点又は不適合点）：</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ PSA の技術的妥当性（ASME PSA 標準に記載された性能カテゴリーへの対応） ▪ PSA の更新プロセスの性能／頑健性 ▪ PSA 技術的要素に必要とされる性能を評価するためのプロセス（活用をサポートするため）
推奨事項 (Suggestion)	<p>PSA の活用の柔軟性を最大限確保し、産業界での慣行との整合性を維持するために望ましいと考えられる所見（推奨事項を満たさなくても PSA の結果あるいは PSA の健全性に重大な影響はない）。</p> <p>推奨事項の例を以下に挙げる：</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ 編集上及び軽微な技術的事項 ▪ 産業界での慣行に整合するための推奨事項（たとえば、合意が取れているモデルを使用しているが、これをより広く使用されているモデルに置き換える） ▪ 時間と資源が許す限り実施することが望ましい、PSA の技

重要度レベル	定義
	術的性能を高めるための推奨事項
良好事例 (Best Practice)	当該PSAの長所を示す。産業界での良好な事例を示すものである。

気付事項であるか、推奨事項であるかは、当該事項がリスク情報の活用における PSA の有効利用に悪影響を及ぼすかどうかで決められる。これは一般的にはサポート要求事項を満足しているかと一致している。対象とする PSA は、一般的にはサポート要求事項の性能カテゴリー II の要求事項に照らして評価される。

F&O シートは PSA の技術要素とサポート要求事項毎に分類し、各分類の中で番号づけを行う。具体的には、次のように番号を付ける。

XX-YY-Z

ここで、

XX : PSA の要素の略語 (例えば、起因事象は IE、事故シーケンス解析は AS 等)

YY : サポート要求事項 (サポート要求事項) 番号

Z : 当該グループ内の F&O シートの番号

2.2 ピアレビューに必要な情報の調査

ピアレビューを実施するためには多くの情報を準備する必要がある。特にピアレビューの中でしばしば取り上げられるのが文書化に関する問題である。PSA に関する文書が、ピアレビューの実施に不可欠な要素であることは間違いない。

2.2.1 項ではピアレビューの実施に必要な主要情報について説明し、2.2.2 項ではピアレビューの実施に際して必要と考えられる全ての資料について説明する。2.2.2 項に示すような詳細な情報をピアレビューのために準備できない場合には、利用可能な情報に応じてピアレビューの方法を決めることが望ましい。この場合のオプションの一つとしては、PSA で用いられている計算及び手法に重点を置いたピアレビューの実施が考えられる。

2.2.1 ピアレビューに必要な主要情報

ピアレビューに必要な様々な情報の中で、最も重要なものはプラント情報である。十分なプラント情報が存在しない場合には、ピアレビューの実施は不可能である。

ピアレビューで 2 番目に重要な情報は、使用可能な PSA モデルである。これに加えて、使用可能な PSA モデルに基づく計算結果に関する情報も重要である。

成功基準の設定根拠となった熱水力解析に関する情報も必要である。この情報はプラントのシステムの性能及び PSA モデルの構築に関する基本的な情報を与える。

最後に、ピアレビューの対象となる PSA に関する自己評価の結果もピアレビューの実施に際しては非常に有用な情報である。

2.2.2 項で説明しているその他の情報については、仮にこれらの情報が欠落している場合でも PSA の実施者との広範囲な議論を通じて必要な情報を収集することにより、ピアレビューを実施することが可能である。

2.2.2 ピアレビューにおいて必要とされる全ての情報

(1) プラント情報

まず、必要な情報として挙げられるものに、プラントに関する情報（設備の容量、ポンプの流量、炉心の出力密度等の重要なプラントのパラメータ等）がある。可能な場合には、他の類似プラントとの比較情報も有用である。これらの情報は、通常は最終安全解析書やその他の申請関連文書から得ることが可能である。

(2) PSA モデル

計算コードを用いて実際に解析が可能な形での PSA モデルが必要である。レビューチームのメンバーの全てが PSA に用いるソフトウェアを持っているとは限らないため、ピアレビューを実施する会議室で、レビューチームのメンバーによって、モデルが利用可能な状態となっている必要がある。

(3) 起回事象

起回事象の発生要因となる事象の分析結果、起回事象の分類、グループ化及びその特性等を記述した起回事象ノートブックが重要である。

これに加えて、対象プラント特有の起回事象の取り扱いが極めて重要であり、起回事象の分析

の中で実施するか、或いは別に取り扱う必要がある。

(4) イベントツリー

イベントツリーノートブックやイベントシーケンスに関する情報は、分析対象となる様々な事象に対する理解を得る上で不可欠なものである。

フォールトツリー、イベントツリー及びそれらに関連するデータ（基事象のアンアベイラビリティ等）は、PSA モデルの解析に必要なデータであり、重要な情報である。これらの情報については、(2)で示したソフトウェア上のデータに加えて、印刷物の形での情報が必要である。

(5) システムに関する情報とフォールトツリー

PSA モデルに含まれる重要な系統は、システムノートブックに記載されなければならない。個々のシステムノートブックには、システムの概要、フォールトツリーのモデル化の基となるシステムの概略図、システムのフォールトツリー及び解析結果が記載されなければならない。また、このノートブックには、各システム間のあらゆる従属関係に関する情報も記載されなければならない。

(6) 成功基準

成功基準及びその基礎となる熱水力解析の結果は、要求される緩和機能に対応するためのシステムの選定根拠となる性能を裏付けるために必要である。熱水力解析とその根拠、及び成功基準解析結果をどのように利用したかについて説明する必要がある。

(7) データ

PSA の解析結果は、入力データ（機器故障率等）に大きく依存しており、解析に用いた入力データとその根拠が記載されたノートブックが必要である。

(8) 人間信頼性解析

人間信頼性解析については、評価手順及び分析手法に関する広範囲な情報を含んだノートブックとしてまとめられなければならない。

(9) 定量化

事故シーケンス、炉心損傷をもたらす機器の故障等の組み合わせを示すカットセット及び重要度解析等の広範囲な解析結果について、図を含めた解析結果と結果に関する分析を含む定量化ノートブックが必要である。このノートブックには、類似プラントに対する PSA 結果との比較も含めるべきである。

(10) 不確実さ解析

不確実さ解析についての検討は、(9)に示した定量化ノートブックに含めるか、又は個別のノートブックとしてまとめる必要がある。不確実さ解析に関する考察には、不確実さのうちで定量化が可能な部分と定量化が不可能な部分に関する考察を含めるべきである。

(11) プラント特有の情報

例えば、PWR プラントのシール LOCA モデルのように、評価対象プラントに対する特有の情報が存在する場合がある。これらの情報及びその根拠が入手可能でなければならない。

(12) その他

① PSA の実施者とのコンタクト及び作業環境

(11)までに示した技術的な情報に加えて、ピアレビューを実施するチームは、レビュー期間中にレビューの対象となる PSA の実施者と情報交換が可能である必要がある。

また、ピアレビュー作業のための部屋の確保が必要である。

② 管理職によるサポート

部門の管理職によるピアレビューのサポートと、管理職がピアレビューに関心を持つことが重要である。これは、PSA に携わる人間が十分に担当の役割を果たすことができるとともに、PSA の実施において管理職のサポートを得られることを保証するものである。また、管理職はピアレビューから PSA の品質に関して重要な情報を得ることができる。

③ PSA モデルの保守と更新

PSA モデルの保守と更新プロセスに関する情報も必要である。これらの情報によって、レビューチームは対象となる PSA モデルが適切な方法で更新されていることを確認することができる。

④ 自己評価

自己評価の結果は、レビューチームが対象とする PSA の状況の把握を容易にするとともに、レビューを実施する際に重点を置くべき点が明確となることから非常に有効である。

表 2.1 サポート要求事項の記載範囲と解釈

サポート要求事項の記載範囲	ピアレビューの結果	サポート要求事項の解釈
すべての3つの性能カテゴリ（Ⅰ/Ⅱ/Ⅲ）	サポート要求事項を満たす	すべての性能カテゴリで「リスク情報」の活用を使用することができる
	サポート要求事項を満たさない	最小の要求事項を満たさない
1つの性能カテゴリ（Ⅰ又はⅡ又はⅢ）	個別のサポート要求事項を満たす	当該性能カテゴリ又はそれ以下を必要とする「リスク情報」の活用を使用することができる
	いずれのサポート要求事項も満たさない	最小の要求事項を満たさない
下位の2つの性能カテゴリ（Ⅰ/Ⅱ）	性能カテゴリⅠ/Ⅱのサポート要求事項を満たす	性能カテゴリⅠ又はⅡを必要とする「リスク情報」の活用を使用することができる
	性能カテゴリⅢのサポート要求事項を満たす	すべての性能カテゴリの「リスク情報」活用を使用することができる
	サポート要求事項を満たさない	最小の要求事項を満たさない
上位の2つの性能カテゴリ（Ⅱ/Ⅲ）	性能カテゴリⅡ/Ⅲのサポート要求事項を満たす	すべての性能カテゴリの「リスク情報」活用を使用することができる
	性能カテゴリⅠのサポート要求事項を満たす	性能カテゴリⅠを必要とする「リスク情報」活用を使用することができる
	サポート要求事項を満たさない	最小の要求事項を満たさない

表 2.2 (1/3) オンサイトレビューの代表的なスケジュール

- 月曜日
 - ・ 午前
 - － 9:00-9:15 ……電力会社のチーム紹介
 - － 9:15-10:45 ……電力会社による設計に関するプレゼンテーション
 - － 11:00-12:15 ……電力会社による PSA と文書化に関するプレゼンテーション
 - ・ 午後
 - － 1:30-2:30 ……起因事象 (IE) に関するレビュー
 - － 2:45-3:50 ……事故シーケンス (AS) に関するレビュー
 - － 4:00-5:20 ……事故シーケンス (AS) に関するレビュー (続き)
 - － 5:30-6:30 ……レビューチーム内の議論
 - － 6:30-7:30 ……レビューチームと電力会社のレビュー状況に関する討論

- 火曜日
 - ・ 午前
 - － 9:00-10:00 ……電力会社による熱水力解析に関するプレゼンテーション
 - － 10:10-12:15 ……成功基準 (SC) に関するレビュー
 - ・ 午後
 - － 1:30-2:30 ……人間信頼性解析 (HR) とデータに関するレビュー
 - － 2:45-3:50 ……システム解析 (SY) に関するレビュー
 - － 4:00-5:20 ……システム解析 (SY) に関するレビュー (続き)
 - － 5:30-6:30 ……レビューチーム内の議論
 - － 6:30-7:30 ……レビューチームと電力会社のレビュー状況に関する議論

表 2.2 (2/3) オンサイトレビューの代表的なスケジュール

- 水曜日
 - ・ 午前
 - － 9:00-10:45 ……電力会社による低出力時及び停止時 PSA に関するプレゼンテーション
 - － 11:00-12:15 ……低出力時及び停止時 PSA に関するレビュー
 - ・ 午後
 - － 1:30-2:30 ……出力時 PSA の定量化 (QU) に関するレビュー
 - － 2:45-3:50 ……定量化 (QU) に関するレビュー (続き)
 - － 4:00-5:20 ……定量化 (QU) に関するレビュー (続き)
 - － 5:30-5:45 ……レビューチーム内の議論
 - － 5:45-6:15 ……レビューチームと電力会社のレビュー状況に関する議論

- 木曜日
 - ・ 午前
 - － 9:00-10:45 ……設計に関する追加のプレゼンテーションとレビュー
 - － 11:00-12:15 ……設計に関する主要知見のまとめ
 - ・ 午後
 - － 1:30-2:30 ……重要度解析に関するレビューと知見のまとめ
 - － 2:45-3:50 ……定量化に関する再レビュー
 - － 4:00-5:20 ……システム解析に関する再レビュー
 - － 5:30-6:30 ……レビューチーム内の議論
 - － 6:30-7:30 ……レビューチームと電力会社のレビュー状況に関する議論

表 2.2 (3/3) オンサイトレビューの代表的なスケジュール

○ 金曜日

・午前

- － 9:00-10:45 ……データに関するレビューと人間信頼性解析 (HR) に関するレビュー
- － 11:00-12:15 ……起因事象 (IE)、事故シーケンス (AS)、システム解析 (SA) に関するレビューの完了

・午後

- － 1:30-2:30 ……出力時 PSA の定量化に関するレビューの完了
- － 2:45-3:50 ……低出力時及び停止時 PSA に関するレビュー
- － 4:00-5:20 ……低出力時及び停止時 PSA に関するレビューの完了
- － 5:30-6:30 ……レビューチーム内の議論
- － 6:30-7:30 ……レビューチームと電力会社による議論

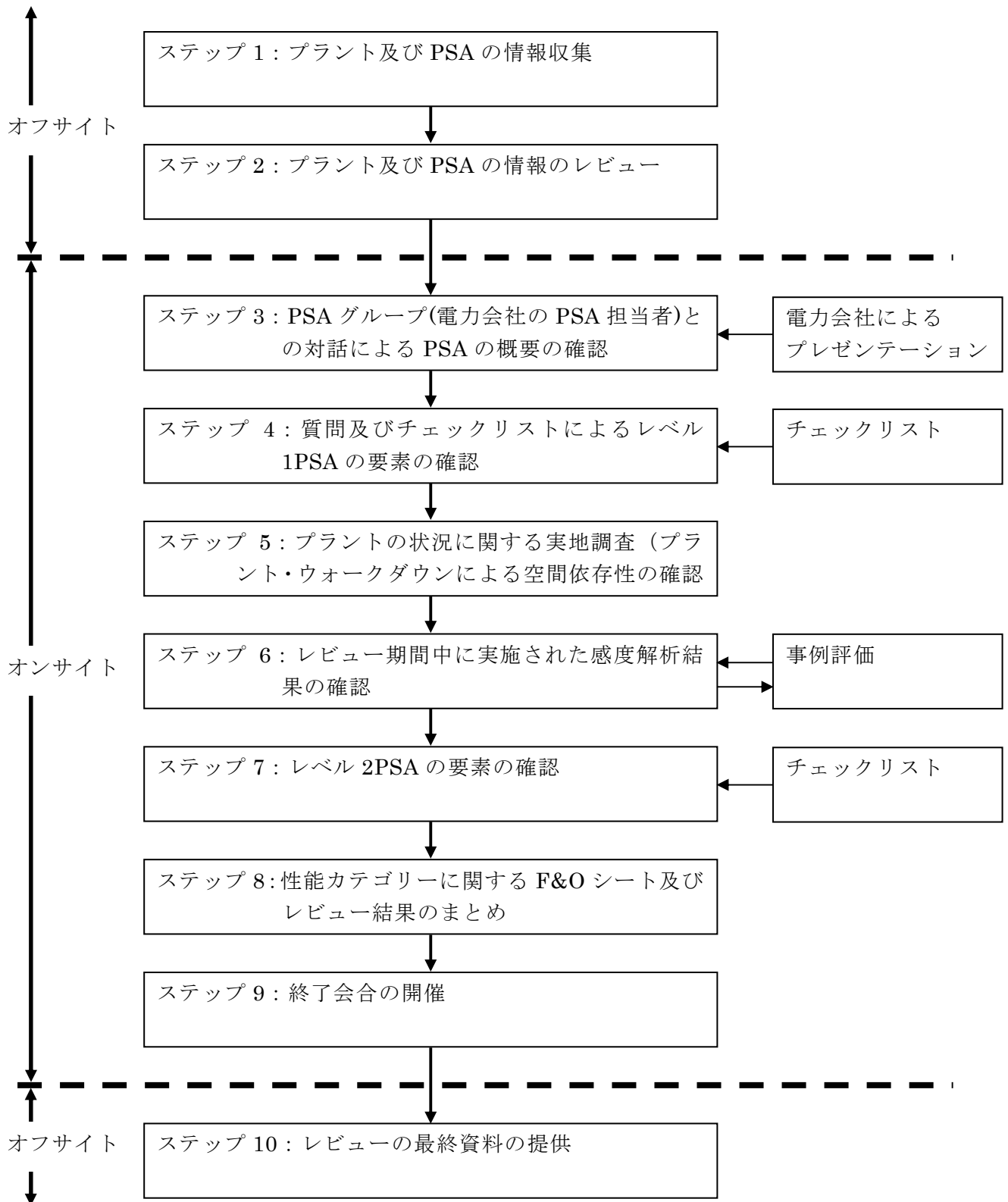


図 2.1 ピアレビューの一般的なプロセス

レビューアー		レビューアーの役割												
No	名前	履歴	技術要素									MU ⁽⁵⁾		
			IE	AS	SC	SY	HR	DA	IF	QU	LE			
1		(4)	R ⁽³⁾	L ^{(1),(2),(3)}	R ⁽³⁾	R ⁽³⁾	R ⁽³⁾	R ⁽³⁾	R ⁽³⁾		R ⁽³⁾	L ^{(1),(2),(3)}		
2		(4)		R ⁽³⁾	L ^{(1),(2),(3)}				L ^{(1),(2),(3)}		R ⁽³⁾	R ⁽³⁾	R ⁽³⁾	
3		(4)		R ⁽³⁾	R ⁽³⁾	L ^{(1),(2),(3)}				R ⁽³⁾		R ⁽³⁾	R ⁽³⁾	L ^{(1),(2),(3)}
4		(4)	R ⁽³⁾	R ⁽³⁾	R ⁽³⁾			L ^{(1),(2),(3)}	R ⁽³⁾	R ⁽³⁾			L ^{(1),(2),(3)}	R ⁽³⁾
5		(4)	R ⁽³⁾	R ⁽³⁾		R ⁽³⁾		R ⁽³⁾			L ^{(1),(2),(3)}	R ⁽³⁾		
6		(4)	L ^{(1),(2),(3)}				R ⁽³⁾	R ⁽³⁾	R ⁽³⁾		R ⁽³⁾	R ⁽³⁾	R ⁽³⁾	
要素レビュー完了		日付:	月	火	月	火	火	水	水	水	水	木	木	木

(注) L: 技術要素に配属されたリード・レビューアー

R: 技術要素に配属されたレビューアー

(1) 技術要素リード・レビューアーによってレビューチームへ提出された記入済みのチェックリスト様式

(2) 技術要素リード・レビューアーによってレビューチームへ提出された記入済みの定性サマリー

(3) レビューアーによって記入され、レビューチーム・リーダーへ提出されたF&Oシート

(4) レビューチーム・リーダーへ提出されたレビューアーの履歴

(5) サポート要求事項のある技術的要素ではなく、ASME PSA 標準の 5 章で要求されている保守と更新に関するレビュー

図 2.2 レビューチームの各メンバーの役割

FACT/OBSERVATION REGARDING PRA TECHNICAL ELEMENTS		
OBSERVATION (ID: _____)°	Technical Element	Supporting Requirement
LEVEL OF SIGNIFICANCE:		
BASIS FOR SIGNIFICANCE		
POSSIBLE RESOLUTION		

図 2.3 F&O シートの様式の例

3. ピアレビューのための資料の準備

3.1 ピアレビューのための資料の準備

平成 20 年度に実施したピアレビューに係る調査の結果を受けて、国内代表 4 ループ PWR プラントの PSA 報告書を補足する資料として、以下の資料を作成した。

(1) ピアレビュー用の資料一覧

今回のピアレビューのために作成した資料の一覧表を作成した。

(2) ピアレビューに必要な情報と資料の対応

ピアレビューに係る調査の結果として得られたピアレビューに必要な情報と、今回のピアレビューのために作成した資料の対応表を作成した。

(3) 対象プラントの概要

設置許可申請書等を基に、国内代表 4 ループ PWR プラントの主要なパラメータや設備の概要をまとめた。

(4) PSA の概要

PSA の概要については、平成 18 年度に作成した国内代表 4 ループ PWR プラントの PSA 報告書（以下、「標準報告書」という。）^(参 1 1)を基に、PSA の概要を紹介するための資料を作成した。

(5) 解析対象システムの一覧表

解析対象となっているシステムの一覧表を作成した。

(6) 米国類似プラントとの比較

対象とした国内代表 4 ループ PWR プラントと類似していると思われる米国の PWR プラントを複数抽出し、主な設備等に関する比較表を作成した。更にこれらのプラントの中から Callaway プラントを選定して、系統の設計に関する比較を行った。

(7) 人間信頼性解析について

標準報告書では、人間信頼性解析については部分的な記載しかいないため、平成 7 年度の PSA 報告書^(参 1 2)から、人間信頼性解析に係る部分を抜粋し、英訳版及び概要版を作成した。

(8) 成功基準解析について

標準報告書では、成功基準解析については部分的な記載しかいないため、平成 7 年度の PSA 報告書から、成功基準に係る部分を抜粋し、英訳版及び概要版を作成した。

これらの資料は、レビューアーに事前送付した。

3.2 自己評価の実施

ASME PSA 標準^(参8) 及び NEI のピアレビューガイド^(参5、6) では、レビューアーによるピアレビューに先立って、PSA 解析者自らが自己評価を実施し、レビューアーに提示することとなっている。この要求事項を満たすために、国内代表 4 ループ PWR プラントの出力運転時レベル 1PSA について、ASME PSA 標準のサポート要求事項を満たしているかどうかのレビューを実施した。自己評価の結果についてもレビューアーに事前送付した。

4. ピアレビューの実施

4.1 ピアレビューの進め方

(1) ピアレビューの対象範囲

今回のピアレビューでは、出力運転中の内的事象の PSA の技術要素の中から以下を対象とした。

- 起因事象解析 (IE)
- 事故シーケンス解析 (AS)
- 成功基準 (SC)
- システム解析 (SY)
- 人間信頼性解析 (HR)
- データ解析 (DA)
- 定量化 (QU)

以下の 3 つの技術要素はレビューの対象から除外した。

- 内部溢水 (IF)
- LERF 解析 (LE)
- 更新管理 (MU)

(2) ピアレビューに使用する標準

今回のレビューでは以下の標準及び参考文献を使用した。

- NEI, “Process for Performing Follow-on PSA Peer Reviews Using the ASME PSA Standard,” NEI 05-04, 2008 (参 6)
- ASME/ANS, “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” ASME/ANS RA-Sa-2009, 2009 (参 8)
- NRC, “An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities,” NRC Regulatory Guide 1.200 Rev. 2, 2009 (参 9)

4.2 オンサイトレビュー

オンサイトレビューは、平成 21 年 12 月 7 日～11 日の 5 日間にかけて実施した。

(1) オンサイトレビューの参加者

米国から 4 名の PSA の専門家を招いて、ピアレビューを実施した。内 2 名は、PSA コンサルタント、他 2 名は米国電力会社の人間である。

(2) オンサイトレビューのスケジュール

オンサイトレビューの期間中のスケジュールは以下の通りである。

【第 1 日目 (12/7)】

(午前)

1. 参加者の紹介
2. ピアレビューの進め方に関する議論
3. 機構の紹介
4. 準備した資料の説明
5. プラントの特性に関する説明

(午後)

6. 米国プラントと対象プラントの比較
7. 機構の PSA の特徴、経緯
8. ピアレビュー項目と資料の対応
9. PSA で使用した資料の紹介
10. PSA の内容説明 (その 1)
11. 起因事象のレビュー
12. 参加者全員による議論

【第 2 日目 (12/8)】

(午前)

1. 第 1 日目の質問に対する回答
2. PSA の内容説明 (その 2)

3. 熱水力解析及び成功基準解析の説明

(午後)

4. 海外専門家によるレビュー
5. レビューの結果の確認
6. 海外専門家によるレビューの議論
7. 参加者全員による議論

【第3日目 (12/9)】

(午前)

1. 第2日目の質問に対する回答
2. 海外専門家によるレビュー

(午後)

3. 海外専門家によるレビュー (続き)
4. レビューの結果の確認
5. 海外専門家によるレビューの議論
6. 参加者全員による議論

【第4日目 (12/10)】

(午前)

1. 第3日目の質問に対する回答
2. 海外専門家によるレビュー

(午後)

3. 海外専門家によるレビュー (続き)
4. 午前中の質問に対する回答
5. レビューの結果の確認
6. 海外専門家によるレビューの議論
7. 参加者全員による議論

【第5日目 (12/11)】

(午前)

1. 第4日目の質問に対する回答

2. 海外専門家によるレビュー

(午後)

3. 海外専門家によるレビュー(続き)

4. 海外専門家によるレビューの議論

5. 参加者全員による議論とレビュー結果報告

6. 海外専門家によるレビューのまとめ

7. 会議終了のあいさつ

4.3 ピアレビュー結果のまとめ

(1) レビュー結果

レビューチームは、機構が実施した国内代表 4 ループ PWR プラントを対象に、各サポート要求事項がどの性能カテゴリーを満足しているかについて検討し、チェックリストの形でまとめた。また、満足できていないサポート要求事項に対しては、F&O シートの形で気付事項や推奨事項をまとめた。

(2) レビューチームが指摘した長所と改善すべき点

レビューチームが指摘した主な長所と改善すべき点は以下のとおりである。

長所

- 機構の PSA では一般的なプラントタイプとしてのリスクの特徴がよくまとめられている。
- 成功基準及びアクシデントマネジメント（以下、「AM」という。）策の分野がとくに優れている。
- 中破断原子炉冷却材喪失事故（以下、原子炉冷却材喪失事故を「LOCA」という。）と小破断 LOCA に対して、2 次系冷却による減圧と低圧注入による緩和操作に期待しているが、この効果を考えているのは優れた点である。また、この操作の有効性は熱水力解析によって確認されている。

改善すべき点

- 起因事象、とりわけ、補機冷却海水系、直流母線、制御用圧縮空気系、換気空調系の機能喪失のような特殊な起因事象の取扱いをもっと詳細にする。起因事象をより多くの事象に分けることを検討する。
- Excessive LOCA（原子炉容器破損等）を起因事象に加える。
- 起因事象の頻度を見直す。運転炉年には、暦時間ではなく、運転時間を使用する。
- プラントの配管の種類及び長さを含め、電力中央研究所（以下、「EPRI」という。）の最新の配管破損可能性評価を使用してインターフェイス LOCA (ISLOCA) の検討を行う。
- 外部電源喪失に係るデータ（日本における外部電源喪失の発生頻度と継続時間に関するデータ、外部電源の回復可能性、ディーゼル発電機の故障率に関する日本のデ

ータ)を見直す。

- NUREG/CR-6928^(参13)に記載されている機器故障率データの日本での利用に関して検討する。この機器故障率データは、機構が使用している数値より小さい場合もある。
- 最近の共通原因故障パラメータ^(参14)の利用について検討する。
- より詳細な電源系及び計測制御系のモデルを追加する。
- 事象の結果として生ずる外部電源喪失を導入する。
- 人間信頼性解析に関し、より最近の手法やデータの導入を含め、見直しを行う。
- 運転員操作が独立であることの仮定を再検討し、運転員操作の取扱いを見直す。
- 事故シーケンス解析等の主な結果を検討し、その妥当性を確認する。
- 最新の WCAP レポート^(参15)を参考として RCP シール LOCA モデルを見直す。
- 評価の中で選択した値やその選択の根拠に関する文書化を改善する。
- 重要度指標に関する解析及び文書化を改善する。感度解析を充実させる。
- 不確実さ解析に関する EPRI の資料^(参16)や NRC の資料^(参17)を参考にして、不確実さの取扱いに関して充実させるとともに、関係内容に関して文書化する。

(3) レビューチームによる特記事項としての指摘

レビューチームが特記事項として指摘した点は以下である。

類似プラントの PSA の結果との比較

機構の PSA では、炉心損傷頻度(以下、「CDF」という。)を 9.1×10^{-8} /炉年と評価している。これは極めて低い数値である。

対象プラントは米国の Callaway プラントや Braidwood プラントと設計が類似していることから、これらのプラントの PSA の結果と比較することができる。Callaway プラントの CDF は正確には知られていないが、 1.5×10^{-5} /炉年(以前は 3×10^{-5} /炉年)程度或いはこれ以上だと考えられる。また、Braidwood プラントの CDF は約 5×10^{-5} /炉年である。対象プラントの CDF はこれらのプラントの評価結果に比べて低い。

図 4.1 は、最近、NRC が全米の 104 のプラントに関する PSA の結果とともに US ACRS に提出した図 (Don Dube, 2009 年 3 月)^(参18)をもとに作成したものである。図 4.1 に対象プラントの CDF を示すと、米国のプラントの CDF の分布域から完全に外れていることが分かる。

図 4.1 から対象プラントの CDF の評価については、次のようなことが言える。

- 米国のプラントの引用されている CDF の値の最低値より 30 倍以上低い。
- EPR、Westinghouse AP-1000 などの最新型軽水炉の CDF と比較しても 3 倍程度低い。
- 受動的安全系を有する軽水炉に関する評価値の範囲に属する。

CDF の相違の原因として考えられるものには、次のようなものがある。

- 日本では外部電源喪失の発生頻度が明らかに低く、プラント全体のリスクに対して重大な寄与因子となりうる外部電源喪失のリスクの低さに繋がっている。また、極めて低い非常用ディーゼルの故障率、良好な電源回復曲線もリスクの低さに関係する。これらの 3 つの要因は、国内代表 4 ループ PWR プラントの結果を検証するために慎重にレビューする必要がある。
- 対象プラントの PSA では、サポート系の機能喪失の起因事象に関する詳細な評価を含んでおらず、とりわけ補機冷却海水系の機能喪失を含んでいない。Braidwood プラントでは、サービス水系の機能喪失がドミナントな寄与因子であり、それだけで国内代表 4 ループ PWR プラントの評価結果を 100 倍も上回る結果になっている。また、直流母線の機能喪失も含まれていない。直流母線の故障が原子炉のトリップにつながるとすれば、その喪失の影響も評価して加えるべきである。
- 対象プラントの評価では、ASME PSA 標準では評価に含めることになっている原子炉容器破損等の Excessive LOCA を除外している。標準に定められた値である 1×10^{-7} /炉年は、国内代表 4 ループ PWR プラントの CDF の評価値の 2 倍以上に相当している。
- 対象プラントの評価では、1 つのカットセットの中に複数の人的過誤が存在する場合には、これらの人的過誤の依存性をどのように考えるべきかについて十分な検討が行われていない。この点についても検討してみる必要がある。
- 共通原因故障の値は極めて重要であるが、対象プラントの評価ではその寄与が過小に評価されている可能性がある。共通原因故障の取扱いの妥当性を確認するための解析を行う必要がある。
- 対象プラントの PSA では、中破断 LOCA について、2 次系冷却による減圧と低圧注入に期待している。これは、熱水力解析によっても確認されており、優れた点であ

り、CDF への寄与も大きいと思われる。この点についてもさらに検討してみる必要があるかもしれない。

サポート要求事項 QU-D4 では、性能カテゴリー I については他のプラントとの比較を求めているが、性能カテゴリー II、III については「結果を類似のプラントの結果と比較し、有意の違いの原因を特定すること。例えば、LOCA が一方のプラントでは大きな寄与因子となっていて、他方のプラントではなっていない理由など」となっている。この要件の内容を考えれば、対象とした PSA は、性能カテゴリー I を満たしていると考えることができ、今回のレビューでも、性能カテゴリー I を「満たす」と評価された。一方、評価結果が類似プラントの評価結果と大きく異なっている場合には、類似プラントとの比較を求めるサポート要求事項はたくさんあり、関連するサポート要求事項を含めて、サポート要求事項について見直しを行うことが適当であろうと考えられる。

4.4 ピアレビューから得られた知見

ピアレビューを実施したことによって得られた知見を、技術的観点とピアレビューを実施する観点の2つからまとめる。

4.4.1 技術的知見

レビューアーによる指摘事項は4.3に記載した通りであるが、ピアレビューを実施したことによって得られた技術的知見については、以下のようにまとめることができる。

- 良好事例としての指摘

- ▶ 高圧注入系が使用不能な場合に、2次系の冷却による低圧注入系の利用

機構のPSAでは、中破断LOCA あるいは小破断LOCA において、高圧注入系が使用不能な場合には、主蒸気逃がし弁と補助給水ポンプを使用して2次系の冷却を行うことによって、1次系を冷却、減圧し、低圧注入系による冷却材の補給や炉心の冷却を行うことを考えている。この操作に関しては、米国で実施されているPSAでは考えているものではなく、良好事例としての指摘を受けた。

- ▶ アクシデントマネジメントに係る検討とPSAへの導入

アクシデントマネジメントに関しては、オンサイトレビューの中では特に詳細な議論は行わなかったが、我が国で規制、事業者が一体となって実施した個別プラントへの展開については良好事例であると見なされた。

- 機器故障率等の更新

- ▶ 米国の最近の機器故障率データと機構が使用している米国機器故障率データはほぼ同等である。

これまで、米国で実施されたPSAと機構で実施したPSAを比較する際の論点の1つに、使用している機器故障率パラメータの相違があった。今回のピアレビューの対象としたPSAでは、多くの機器について、米国のLERをもとにした機器故障率パラメータを使用しているが、これらの数値はこれまで米国で実施されてきた多くのPSAで使用されている機器故障率パラメータに比較すると小さいものが多かった。一方、最近の米国の機器故障率パラメータ（NUREG/CR-6928^(参13)）を見ると、従来使用されていた機器故障率パラメータよりも小さくなってきており、対象としたPSAで使

用している機器故障率パラメータとの相違は小さくなってきていると言える。

一方、我が国では（社）日本原子力学会において故障率パラメータに関する実施基準が整備され、この実施基準を用いて、我が国の故障事例に基づいた故障率パラメータの整備が進められている。この様にして整備された故障率パラメータは、上述した最近の米国のパラメータと比較すると小さい数値となっている。

- 平均修理時間（WASH-1400 データ）の適用性について検討する。
- 起因事象の充実
 - サポート系機能喪失による起因事象に関して検討する。
- モデルやデータの更新
 - RCP シール LOCA モデル（WOG モデルの採用）について検討する。
 - 共通原因故障データの更新について検討する。
- 人的過誤に関する評価の検討
 - 同一カットセット内に存在する人的過誤の間の依存性を確認する。
- 外部電源喪失に係る検討とデータの更新
 - 全般に炉心損傷頻度が低いことに関する指摘を受けたが、特に外部電源喪失の炉心損傷頻度が低いことに関して指摘を受けた。
 - データの更新（起因事象発生頻度、外部電源の回復確率）について検討する。
 - モデルの更新（RCP シール LOCA モデル、上述）を図る。
- 不確実さ解析の充実
 - 不確実さ解析に関する NRC の文献、NUREG-1855^(参17) 或いは EPRI のガイドライン^(参16) を参考とした不確かさ評価の充実が必要である。
- 文書化の充実
 - 前提条件や仮定に関する記載の充実を図る。
 - 評価結果について更なる分析を実施する。

また、PSA を実施する上で参考となる文献として、以下の情報を入手した。

- 起因事象頻度及び機器故障率
 - S.A. Eide et al., “Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants,” NUREG/CR-6928, February 2007^(参13)

- 共通原因故障のパラメータ
 - U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Reactor Operational Experience Result and Databases, Common Cause Failures,” <http://nrcoe.inl.gov/results> (参14)
- 不確かさ解析
 - EPRI, “Guideline for the Treatment of Uncertainty in Risk-Informed Applications.” EPRI, Palo Alto, CA: 2004. 1009652 (参16)
 - M. Drouin et al., “Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PSAs in Risk-Informed Decision Making,” NUREG-1855 (参17)
- 米国プラントの CDF の現状
 - Don Dube, “Implementation of Risk Metrics for New Light-Water Reactor Risk-Informed Applications,” June 2009 (参18)
- RCP Seal LOCA
 - Selim Sancaktar, “WOG 2000 Reactor Coolant Pump Seal Leakage Model for Westinghouse PWRs,” WCAP-15603 Rev. 1-A, June 2003 (参15)
- 条件付き外部電源喪失
 - U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Technical Work to Support Possible Rulemaking for a Risk-Informed Alternative to 10 CFR 50.46 / GDC 35,” NRC ADAMS # ML022130002, ML022400593 (参19)
- 米国プラントの PSA の例
 - South Texas Project, “South Texas Project Electric Generating Station Probabilistic Risk Assessment, Level 1 Quantification, Revision 5,” August 2006 (参20)

4.4.2 ピアレビューの実施に係る知見

ピアレビューについては、「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）」^(参4) や（社）日本原子力学会 PSA レベル 1 標準「日本原子力学会標準、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）」^(参21)（以下、「日本原子力学会レベル 1PSA 実施基準」という。）で必要性が議論されている。また、一般社団法人日本原子力技術協会ではピアレビューに関するガイドライン^(参22)が作成されている。我が国でのピアレビューのあり方に関しては、今後、議論となることが考えられるが、

今回ピアレビューを実施した経験から得られたピアレビューを実施する観点からの知見は以下の通りである。

- レビューアーの確保と育成

本格的にピアレビューを実施するためには、レビューアーの確保と育成が不可欠である。米国でピアレビューが本格的に実現できている要因の一つには、PSA に関係する人材が豊富であることが挙げられる。レビューアーは PSA に関する知識だけでなく、レビューの経験を積むことも重要であり、可能であるならば、米国でのピアレビューの経験を積むことも考えられる。

- 日本原子力学会レベル 1PSA 実施基準の更新

(社)日本原子力学会が発行したレベル 1PSA 実施基準は、昨年 3 月に発行されたものであるが、実際に原案の作成に着手したのは 7 年前である。作成途中の原案については、2002 年版の ASME PSA 標準との比較を実施している。一方、その後、ASME PSA 標準については何回かの改訂が実施されており、最新版は 2009 年の補遺版^(参 8)となっている。

今回のピアレビュー作業の中でも、ASME PSA 標準における要求事項の方が、日本原子力学会レベル 1PSA 実施基準における要求内容に比べて、要求内容が詳細であるものが何点か見出された。日本原子力学会レベル 1PSA 実施基準については、ASME PSA 標準の最新版と比較し、必要であれば記載内容の改訂も検討することが望まれる。

米国 ASME PSA 標準について、ピアレビューにおけるレビューアー間の判断のばらつきを排除することを目的に、標準の要求内容に関する解説がホームページに掲載されているようである。また、ピアレビュー作業を通じて得られた得た知見を標準にフィードバックする仕組みができ上がっている。日本原子力学会レベル 1 実施基準についても同様な仕組みを作ることが望まれる。

- 文書化

ピアレビューの促進やリスク情報の促進のためには、文書化が重要であるとされている。今回のピアレビューの中でも文書化が十分でないために、サポート要求事項を満足していないとされた点もあった。これを改善するための一つの方策としては、文書化に関するガイダンスを作成することが考えられる。

また、ASME PSA 標準や NEI ピアレビューガイドでは、ピアレビューに先立って、自己評価を実施することを求めている。今回のピアレビューでも自己評価を実施したが、PSA 報告書の文書の修正までは実施しなかった。文書の修正も考慮した自己評価を実施するこ

とが望まれる。

- ピアレビュー経験の蓄積

我が国でピアレビューを定着させるためには、広くピアレビューの経験を蓄積することが望ましい。特に当初は日本の PSA 専門家の中には、ピアレビューの実施経験者はいないことから、今回実施したように、米国の PSA 専門家に委託してピアレビューを実施するのも一つの方策であろう。

- 標準の個々の要求事項を満足するモデルの検討

PSA の実施に当たっての要求事項を用意するだけでなく、要求事項を満足するモデルを準備することは、PSA の実施者にとって非常に有益なことである。実際にどの程度、認知されているのかは不明であるが、例えば、EPRI からは技術メモとして TR-1013492^(参² 3)が発行されている。

- ピアレビューの実施に係る枠組みの確立

ピアレビューを実施するに当たっては、レビューアーの選定方法、レビューの進め方等の枠組みを整備することも重要である。一般社団法人日本原子力技術協会から発行されている、PSA ピアレビューガイドラインも参考とすることができる。

(internal events at-power for U.S. plants only)

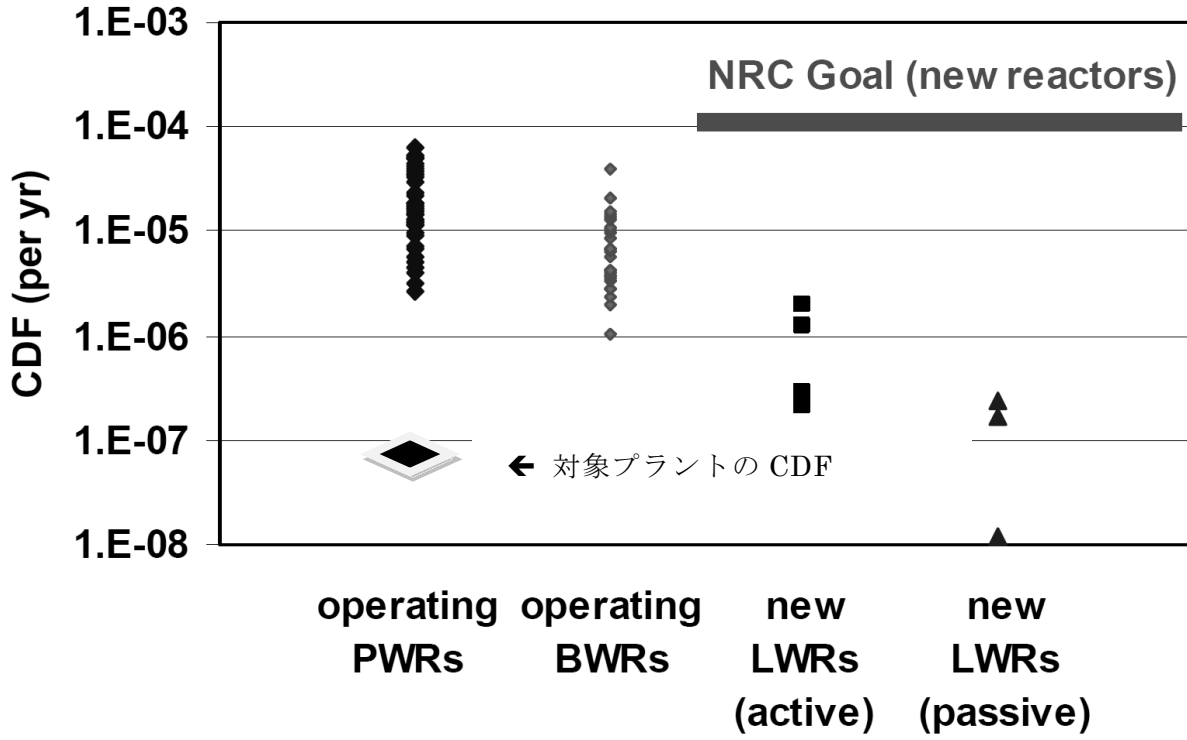


図 4.1 炉心損傷頻度に関する比較図

5. 結論

(1) ピアレビューに係る調査

ピアレビューに係る調査として、ピアレビューの概要、有効性、進め方等について把握することができた。また、ピアレビューの中で必要とされる情報について調査し、ピアレビューを受けるために必要な資料に関してまとめた。

(2) ピアレビューの準備

前項で調査したピアレビューに必要な調査結果を受け、国内代表4ループPWRプラントのPSAに関してピアレビューを受けるために、必要な資料として、対象プラントの概要、対象PSAの概要、人間信頼性解析や成功基準に関する詳細資料等を準備した。また、NEIのガイドラインに従って自己評価を実施した。自己評価結果についてもピアレビューを受けるための資料としてまとめた。

(3) ピアレビューの実施

前項で示した準備を行った後、米国のPSAの専門家4名による、1週間にわたるピアレビューを受けた。ピアレビューから得られた成果は、技術的知見とピアレビューの実施に係る知見に分けることができる。

ピアレビューから得られた技術的知見としては以下の点が挙げられる。

(a) 良好事例としての指摘

以下については良好事例としての指摘を受けた。

- 高圧注入系が使用不能な場合の、2次系の冷却による低圧注入系の利用
- アクシデントマネジメントに係る検討とPSAへの導入

(b) 改善すべき事項

改善すべき事項としては以下の指摘を受けた。

- 機器故障率等を更新する。
- 起因事象を充実する。
- RCPシールLOCAモデルや共通原因故障データの更新が必要である。
- 人的過誤に関して、特に同一カットセット内に存在する人的過誤の間の依存性について確認すべきである。
- 外部電源喪失に関し、データの更新を含めて詳細に検討すべきである。
- 最近のNRCやEPRIでの検討を参考に不確かさの評価を充実すべきである。
- 文書化を充実すべきである。

また、ピアレビューの実施に係る知見については以下のようにまとめることができる。

- レビューアーの確保や育成が必要である。
- 日本原子力学会レベル1PSA実施基準の更新について検討すべきである。
- 文書化に関するガイダンス等を充実すべきである。
- ピアレビュー経験の蓄積が必要である。
- PSAの標準における個々の要求事項を満足するモデルの検討を行うべきである。
- ピアレビューの実施に係る枠組みの確立が必要である。

参考文献

- (1) 原子力安全・保安院、「原子力安全規制への『リスク情報』活用の基本的考え方」、平成 17 年 5 月
- (2) 原子力安全・保安院、(独) 原子力安全基盤機構、「原子力安全規制への『リスク情報』活用の当面の実施計画」、平成 19 年 1 月
- (3) 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)」、平成 18 年 4 月
- (4) 原子力安全・保安院、(独) 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)」、平成 18 年 4 月
- (5) NEI, “Probabilistic Risk Assessment (PRA) Peer Review Process Guidance”, NEI 00-02 Rev. B, 2004
- (6) NEI, “Process for Performing Internal Events PRA Peer Reviews Using the ASME/ANS PRA Standard,” NEI 05-04 Rev2, 2008
- (7) USNRC, “Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities -10CFR 50.54(f),” Generic Letter 88-20, 1998
- (8) The American Society of Mechanical Engineers, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” ASME/ANS RA-Sa-2009, February, 2009
- (9) US NRC, “An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities,” Regulatory Guide 1.200, 2009
- (10) NRC memorandum, “Notice of Clarification to Rev. 1 of Regulatory Guide 1.200,” July 27, 2007, NRC ADAMS Accession number: ML071170054
- (11) (独) 原子力安全基盤機構、「JNES における PSA 手法の標準化＝出力運転時内の事象レベル 1 PSA 手法＝に関する報告書」、JNES/SAE07-040、07 解部報-0040、平成 19 年 4 月
- (12) (財) 原子力発電技術機構、原子力安全解析所、「PWR プラントの IPE (レベル 1PSA) レビューに係る検討」、M93-K1-M02、平成 6 年 3 月
- (13) Idaho National Laboratory, “Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants,” NUREG/CR-6928, INL/EXT-06-11119, February 2007

- (14) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Reactor Operational Experience Result and Databases, Common Cause Failures,” <http://nrcoe.inl.gov/results>
- (15) Selim Sancaktar, “WOG 2000 Reactor Coolant Pump Seal Leakage Model for Westinghouse PWRs,” WCAP-15603 Rev. 1-A, June 2003
- (16) EPRI, “Guideline for the Treatment of Uncertainty in Risk-Informed Applications.” EPRI, 1009652, December 2004
- (17) M. Drouin et al., “Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decision Making,” NUREG-1855, March 2009
- (18) Don Dube, “Implementation of Risk Metrics for New Light-Water Reactor Risk-Informed Applications,” June 2009
- (19) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Technical Work to Support Possible Rulemaking for a Risk-Informed Alternative to 10 CFR 50.46 / GDC 35,” NRC ADAMS # ML022130002, ML022400593
- (20) South Texas Project, “South Texas Project Electric Generating Station Probabilistic Risk Assessment, Level 1 Quantification, Revision 5,” August 2006
- (21) (社) 日本原子力学会、「日本原子力学会標準、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、平成 21 年 3 月
- (22) 一般社団法人日本原子力技術協会、「PSA ピアレビューガイドライン」、JANTI-PSA-01－第 1 版、平成 21 年 6 月
- (23) EPRI, “Probabilistic Risk Assessment Compendium of Candidate Consensus Models,” EPRI TR-1013492, August 2006

略語一覧

AM	Accident Management	アクシデントマネジメント
ASME	American Society of Mechanical Engineers	米国機械学会
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型軽水炉
BWROG	Boiling Water Reactor Owner's Group	BWR オーナーズ・グループ
CDF	Core Damage Frequency	炉心損傷頻度
EPRI	Electric Power Research Institute	電力中央研究所
F&O	Fact and Observation	ファクト・アンド・オブザーベーション
ISLOCA	Interface System LOCA	インターフェイスシステム LOCA
LER	Licensee Event Report	ライセンシー・イベント・レポート
LERF	Large Early Release Frequency	早期大規模放出頻度
LOCA	Loss of Coolant Accident	原子炉冷却材喪失事故
NEI	Nuclear Energy Institute	米国原子力エネルギー協会
NRC	Nuclear Regulatory Commission	米国原子力規制委員会
PSA	Probabilistic Safety Assessment	確率論的安全評価
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
RCP	Reactor Coolant Pump	原子炉冷却材ポンプ
WOG	Westinghouse Owner's Group	Westinghouse 社製 PWR オーナーズ・グループ