

# NRA 技術ノート

NRA Technical Note Series

## 米国における発電用原子炉の確率論的リスク評価 (PRA)レビューのための視点 －出力運転時内部事象レベル1PRA－

Viewpoints in the United States to Review a PRA for a Nuclear  
Power Reactor  
－ Level 1, Internal Events at Power PRA －

### 第1巻 概要 Vol. 1 Summary

上田 治明 濱口 義兼  
UEDA Haruaki and HAMAGUCHI Yoshikane

シビアアクシデント研究部門  
Division of Research for Severe Accident

### 原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department,  
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

令和7年4月  
April 2025

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究等の成果をまとめたものです。原子力規制委員会は、これらの成果が広く利用されることを期待し適時に公表することとしています。

なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本報告の内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門  
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル  
電 話：03-5114-2224  
ファックス：03-5114-2234

# 米国における発電用原子炉の確率論的リスク評価（PRA）レビュー のための視点

## -出力運転時内部事象レベル 1 PRA-

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

シビアアクシデント研究部門

上田 治明 濱口 義兼

### 要 旨

日本の原子力規制においては、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）が原子力規制検査における検査指摘事項の定量的な重要度評価、安全性向上評価の届出等において用いられている。原子力規制委員会（NRA）は、検査指摘事項の定量的な重要度評価のために事業者 PRA モデルの適切性を、また、安全性向上評価の届出に関して事業者 PRA モデルで用いている評価手法、使用データ、技術的根拠を確認している。

PRA モデルの適切性等を確認するための参考情報を取得するため、米国における発電用原子炉の出力運転時内部事象レベル 1 PRA レビューに係る米国 PRA 専門家の知見を調査した。米国において、原子力規制上の意思決定に用いられる PRA が米国原子力規制委員会（NRC）の PRA の容認性に関する見解に適合するための容認可能な方法の一つは、当該 PRA を米国機械学会（ASME）及び米国原子力学会（ANS）の PRA 標準（以下「米国 PRA 標準」という。）に定められた要件に適合させることである。PRA が当該要件に適合しているかを判断するために PRA の専門家レビューが実施される。米国 PRA 標準では、PRA が満たすべき要件を上位レベル要件（HLR）として規定し、各上位レベル要件の下にサポート要件（SR）を規定している。全てのサポート要件に適合することで、それらの上位レベル要件に適合することとなっている。日本における事業者 PRA モデルの確認と同様に、米国における専門家レビューでは PRA の評価手法等が確認されている。このような背景から、サポート要件に関する米国 PRA 専門家の知識と経験を整理し、文書化することを目的として調査を実施した。

米国 PRA 標準の出力運転時内部事象レベル 1 PRA に係る技術的な事項に関する 189<sup>1</sup>のサポート要件について、本技術ノートには、米国 PRA 標準の各サポート要件に係る重要な解釈（PRA レビューの視点）、PRA が備えるべき属性並びに各サポート要件への適合例及び不適合例を記載している。すなわち、本技術ノートには、PRA の実施手法、関連する解析及び不適合例といった PRA に関する豊富な情報が含まれており、将来の PRA レビューの参考として有用である。なお、本 NRA 技術ノートは、米国 PRA 標準に係る米国 PRA 専門家個人の知見を整理したものであり、米国 PRA 標準への適合を保証するものではない。

<sup>1</sup> 文書化に関するサポート要件は除いている。

Viewpoints in the United States to Review a PRA for a Nuclear Power Reactor  
- Level 1, Internal Events at Power PRA -

UEDA Haruaki and HAMAGUCHI Yoshikane  
Division of Research for Severe Accident,  
Regulatory Standard and Research Department,  
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

In Japanese nuclear regulation, probabilistic risk assessment (PRA) is used to quantitatively evaluate the significance evaluation of findings in the nuclear regulatory inspection and to evaluate safety improvements for licensee's notification. The Nuclear Regulation Authority (NRA) verifies both the adequacy of a licensee's PRA model for evaluating inspection findings and the soundness of the assessment methods, data and the technical basis used in the notification for safety improvement.

To gather reference information on the technical foundation and adequacy of PRA models, we investigated U.S. expert perspectives on Level 1, internal-events-at-power PRA for nuclear power reactors. In the United States, one acceptable method for ensuring that a PRA used in regulatory decision-making conforms to the U.S. Nuclear Regulatory Commission's (NRC) position is to design the PRA in accordance with the requirements established by the American Society of Mechanical Engineers (ASME) and the American Nuclear Society (ANS) PRA standard (hereafter referred to as the U.S. PRA standard). A peer review is then conducted to confirm that the PRA meets these requirements. The U.S. PRA standard defines high-level requirements as the minimum criteria for a PRA, with each high-level requirement supported by a set of criteria (i.e., supporting requirements). By meeting all supporting requirements for a given high-level requirement, a PRA is considered to have satisfied that requirement. Similarly the verification of a licensee's PRA model in Japan, in the U.S., peer review is conducted to confirm the assessment methods. Our research was undertaken to compile and document the knowledge and experience of U.S. PRA experts regarding each individual supporting requirement in the U.S. PRA standard.

This note presents key interpretations of these supporting requirements (i.e., viewpoints for PRA review), outlines essential PRA attributes, and provides examples of both compliance and non-compliance with each of the 189<sup>2</sup> non-documentation supporting requirements related to the technical items specified in the ASME/ANS Level 1, Internal Events At-Power section of the U.S. PRA standard. It offers comprehensive information on current PRA practices, including implementation methods, related analyses, and examples of deficiencies. This note is intended as a useful reference for future PRA reviews and represents a compilation of expert insights on the U.S. PRA standard, however, it does not guarantee compliance with the standard.

---

<sup>2</sup> Requirements for the documentation are excluded.

## 目次

|                                                           |    |
|-----------------------------------------------------------|----|
| 1. はじめに .....                                             | 8  |
| 1.1 背景 .....                                              | 8  |
| 1.1.1 原子力規制検査における検査指摘事項の重要度評価 .....                       | 8  |
| 1.1.2 安全性向上評価の届出 .....                                    | 9  |
| 1.2 目的 .....                                              | 9  |
| 2. 米国において原子力規制上の意思決定に用いられる PRA の容認性 .....                 | 11 |
| 2.1 米国機械学会（ASME）及び米国原子力学会（ANS）の確率論的リスク評価<br>（PRA）標準 ..... | 11 |
| 2.2 専門家レビュー .....                                         | 12 |
| 2.3 確率論的リスク評価（PRA）に係る不確かさへの対処 .....                       | 12 |
| 3. PRA レビューに係る米国 PRA 専門家の知見に関する調査の概要 .....                | 13 |
| 3.1 調査方法・内容 .....                                         | 13 |
| 3.2 調査項目 .....                                            | 13 |
| 3.2.1 起因事象解析 .....                                        | 14 |
| 3.2.2 事故シーケンス解析 .....                                     | 14 |
| 3.2.3 成功基準解析 .....                                        | 15 |
| 3.2.4 システム解析 .....                                        | 15 |
| 3.2.5 人間信頼性解析 .....                                       | 16 |
| 3.2.6 データ解析 .....                                         | 16 |
| 3.2.7 定量化 .....                                           | 17 |
| 3.3 調査に御協力いただいた米国 PRA 専門家 .....                           | 18 |
| 4. 調査結果の概要 .....                                          | 19 |
| 5. おわりに .....                                             | 23 |
| 謝辞 .....                                                  | 23 |
| 参考文献一覧 .....                                              | 24 |
| 執筆者一覧 .....                                               | 25 |

## 表目次

|                                       |    |
|---------------------------------------|----|
| 表 4.1 抽象的な記載があるサポート要件と関連する調査結果の例..... | 20 |
|---------------------------------------|----|

## 略語表

|           |                                                                                          |
|-----------|------------------------------------------------------------------------------------------|
| ANS       | American Nuclear Society (米国原子力学会)                                                       |
| ASME      | American Society of Mechanical Engineers (米国機械学会)                                        |
| BWR       | boiling water reactor (沸騰水型原子炉)                                                          |
| CDF       | core damage frequency (炉心損傷頻度)                                                           |
| EPRI      | Electric Power Research Institute (米国電力研究所)                                              |
| FMEA      | failure mode and effect analysis (故障モード影響解析)                                             |
| HEP       | human error probability (人的過誤確率)                                                         |
| HFE       | human failure event (人的過誤事象)                                                             |
| HLR       | high level requirement (上位レベル要件)                                                         |
| IAEA      | International Atomic Energy Agency (国際原子力機関)                                             |
| NEI       | Nuclear Energy Institute (米国原子力エネルギー協会)                                                  |
| NRA       | Nuclear Regulation Authority (原子力規制委員会)                                                  |
| NRC       | Nuclear Regulatory Commission (米国原子力規制委員会)                                               |
| OECD/NEA/ | Organisation for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy                  |
| CSNI      | Agency / Committee on the Safety of Nuclear Installations<br>(経済協力開発機構/原子力機関/原子力施設安全委員会) |
| RG        | regulatory guide (米国規制ガイド)                                                               |
| PRA       | probabilistic risk assessment (確率論的リスク評価)                                                |
| PWR       | pressurized water reactor (加圧水型原子炉)                                                      |
| RES       | Office of Nuclear Regulatory Research (原子力規制研究局)                                         |
| SR        | supporting requirement (サポート要件)                                                          |
| WGRISK    | Working Group on Risk Assessment (リスク評価ワーキンググループ)                                        |

## 用語の定義

| 用語                                              | 定義                                                                                         |
|-------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------|
| アンアベイラビリティ<br>(unavailability)                  | 試験時又は保守時に限らず、系統又は機器がその機能性を有しない確率 <sup>1</sup>                                              |
| 起因事象<br>(initiating event)                      | 定常状態にあるプラントの運転を乱し、炉心損傷に至る可能性がある事象 <sup>1</sup><br>(通常の停止手順ではなく原子炉スクラムが必要な状況をもたらすプラント状態の変化) |
| 基事象<br>(basic event)                            | 適切な詳細レベルに達していることから、更に展開する必要がないフォールトツリー内の事象 <sup>1</sup>                                    |
| グッドプラクティス<br>(good practice, state-of-practice) | 公開された文書において技術的に容認可能であることが示されており、広く受け入れられ実施されている慣習 <sup>2</sup>                             |
| サポート要件<br>(supporting requirement)              | 各上位レベル要件の下に規定された要件 <sup>1</sup><br>(全てのサポート要件に適合することで、それらの上位レベル要件に適合することとなっている。)           |
| 事故シーケンス<br>(accident sequence)                  | 炉心損傷等の望ましくない結果に至る、起因事象の発生及びその後の系統の動作成功又は失敗などの一連の事象 <sup>1</sup>                            |
| 上位レベル要件<br>(high level requirement)             | PRA が満たすべき要件 <sup>1</sup>                                                                  |
| 人的過誤事象 (HFE)                                    | 人が行動しないこと又は不適切な行動による SSC の故障若しくはアンアベイラビリティを表す基事象 <sup>1</sup>                              |
| 成功基準<br>(success criteria)                      | 安全機能が果たされるための、動作が求められる系統や機器の最小の組合せ又は使命時間における最低限の機器の性能に関する基準 <sup>1</sup>                   |
| バウンディング解析<br>(bounding analysis)                | 信頼性のある評価結果全ての中で、影響の大きさ及び発生頻度の両方の観点で最も厳しいものと同等又はそれを超える評価結果となる仮定を用いた解析 <sup>1</sup>          |

ミニマルカットセット  
(minimal cutset(s))

炉心損傷に至る基事象の最小の組合せ<sup>2</sup>

(カットセットは、炉心損傷に至る基事象の組合せのこと。ここでは説明のために、\*をブール代数における論理積 (and)、+を論理和 (or) とする。例えば、基事象 A、B、C について、 $A*B*C*B$  はカットセットであるが最小 (ミニマルカットセット) ではない。ブール代数処理により、カットセットに含まれる基事象を少なくできる

( $A*B*C*B \rightarrow A*B*C$ )。この場合、 $A*B*C$  はミニマルカットセットである。また、カットセットの組合せ  $A*B*C+A*B+C$  は最小ではない。ブール代数処理により、カットセットの数を少なくできる ( $A*B*C+A*B+C \rightarrow A*B+C$ )。この場合、 $A*B+C$  はミニマルカットセットである。)

炉心損傷  
(core damage)

原子力発電所敷地外の公衆の健康に影響をもたらす程の燃料が関与し、原子炉炉心が露出して長時間にわたる酸化と重大な燃料の損傷が想定される温度まで炉心温度が上昇すること<sup>1</sup>

## 1. はじめに

本技術ノートでは、PRA レビューに係る米国 PRA 専門家の知見に関する調査の概要を第 1 巻 (Vol. 1) に、当該調査結果を第 2 巻 (Vol. 2) にまとめている。

第 1 巻は 5 章構成で、記載内容は、次のとおりである。

- ・ 第 1 章：日本の原子力規制に係る調査の背景及び本技術ノートの目的
- ・ 第 2 章：米国において原子力規制上の意思決定に用いられる PRA の容認性の説明  
PRA の容認性に関連して、米国 PRA 標準、専門家レビュー及び PRA における不確かさへの対処について説明している。
- ・ 第 3 章：PRA レビューに係る米国 PRA 専門家の知見に関する調査の概要  
本章の中で、調査内容、調査項目である PRA の技術要素及び調査に協力した米国 PRA 専門家について説明している。
- ・ 第 4 章：調査結果の概要  
本章では、サポート要件の意図がより明確になった調査結果の例を紹介している。
- ・ 第 5 章：本技術ノートが PRA レビューの参考として有用であることの説明

第 2 巻は、第 1 巻の付録として、次の章から構成される。A.1 では、本 NRA 技術ノートの構成及び調査結果の項目について説明している。A.2 から A.8 までは、起因事象解析、事故シーケンス解析、成功基準解析、システム解析、人間信頼性解析（以下「HRA」という。）、データ解析及び定量化といった出力運転時内部事象レベル 1PRA の各技術要素について、米国 PRA 標準に関連した米国専門家の知見について説明している。

### 1.1 背景

日本の原子力規制においては、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）が原子力規制検査における検査指摘事項の定量的な重要度の評価、安全性向上評価の届出等において用いられている。原子力規制委員会（以下「NRA」という。）は、検査指摘事項の定量的な重要度評価のために事業者 PRA モデルの適切性を、また、安全性向上評価の届出に関して事業者 PRA モデルで用いている評価手法、使用データ及びそれらの技術的根拠を確認することとしている。

#### 1.1.1 原子力規制検査における検査指摘事項の重要度評価

NRA は、発電用原子炉の原子力規制検査において、事業者が行う保安活動にパフォーマンス劣化を確認し、検査指摘事項と判断した場合は、その重要度を評価する<sup>3</sup>。定性的なスクリーニングにより詳細リスク評価が必要な場合は、可能な範囲で PRA モデルによる定量的な評価を行う。この評価に際し、事業者と NRA が同じ PRA モデルで評価すれ

ば、同じ尺度で議論が出来ることから、NRA は事業者の PRA モデルの適切性を確認した上で、これを原子力規制検査に活用することとした。そのため NRA は、米国機械学会（以下「ASME」という。）及び米国原子力学会（以下「ANS」という。）の PRA 標準（ASME/ANS RA-Sb-2013<sup>1</sup>。以下「米国 PRA 標準」という。）等を参考に、事業者の PRA モデルの適切性を確認するためのガイドを作成し、運用している<sup>4</sup>。

### 1.1.2 安全性向上評価の届出

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第四十三条の三の二十九第一項において、「発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、その発電用原子炉施設における安全性の向上を図るため、原子力規制委員会規則で定める時期ごとに、当該発電用原子炉施設の安全性について、自ら評価をしなければならない。」とされている。さらに、同条第三項において当該評価（以下「安全性向上評価」という。）の結果を原子力規制委員会に届け出なければならないとされている<sup>5</sup>。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（以下「運用ガイド」という。）においては、安全性向上評価の具体的な実施内容として、内部事象と外部事象の PRA が例示されている。NRA は、運用ガイドの 3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価における PRA に係る確認については、評価手法、使用データ及びそれらの技術的根拠を確認することとしている<sup>6</sup>。

## 1.2 目的

PRA モデルの適切性等を確認するための参考情報を取得するため、米国における発電用原子炉の出力運転時内部事象レベル 1 PRA レビューに係る米国 PRA 専門家の知見を調査した。

米国は、PRA 研究及び原子力規制における PRA の活用において先進的な国である。経済協力開発機構／原子力機関／原子力施設安全委員会（OECD/NEA/CSNI）リスク評価ワーキンググループ（WGRISK）に参加している国の多くは、PRA を実施する際に、米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）、米国電力研究所（EPRI）、ASME 及び ANS の方法を参考としている<sup>7</sup>。

米国では、原子力規制上の意思決定に用いられる PRA が容認可能であるかを判断するため、専門家によるレビューが実施され、PRA が米国 PRA 標準に定められた要件に適合しているかどうか判断される。日本における事業者 PRA モデルの確認と同様に、米国における専門家レビューでは PRA の評価手法等が確認されている。IAEA 個別安全指針 SSG-3 においても、同様に、国際的に認知されたグッドプラクティス（公開された文書において技術的に容認可能であることが示されており、広く受け入れられ実施されている慣習）に準拠していること等を保証するために、PRA を実施した組織が、場合によっては海外の、

外部組織に対して独立した専門家レビューを委託することは、広く受け入れられた慣例であることが言及されている<sup>8</sup>。

米国 PRA 標準は、いくつかの国において出力運転時内部事象レベル 1PRA をレビューする際に参考とされてきた。日本においては、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」の策定において、事業者 PRA モデルの確認に必要な項目、視点及び判断基準を設定する際に、米国 PRA 標準を参考とした<sup>4</sup>。米国 PRA 標準では、PRA が満たすべき要件を上位レベル要件として規定し、各上位レベル要件の下にサポート要件を規定している。すべてのサポート要件に適合することで、それらの上位レベル要件に適合することとなっている。サポート要件は、抽象的に記載されており、PRA レビューアーによって異なる解釈がなされる可能性がある。PRA レビューは、専門家レビューアーの知識と経験に大部分が依存しており、それら知識等は文書にまとめられていない。このため、米国 PRA 標準の要件を理解しやすくするため、専門家レビューに豊富な経験がある 2 名の米国 PRA 専門家が持つ個々のサポート要件に関する知識と経験を調査し、整理及び文書化した。

本技術ノートは、事業者 PRA モデルの適切性等を確認する際の参考情報として作成されたものである。なお、本技術ノートは、米国 PRA 標準に係る米国 PRA 専門家の知見を整理したものであるが、米国 PRA 標準への適合を保証するものではない。

## 2. 米国において原子力規制上の意思決定に用いられる PRA の容認性<sup>2</sup>

米国において、PRA は、リスク情報を活用した規制において用いられている。事業者と NRC は、それぞれ PRA モデルを開発し、原子力規制活動において活用している。規制上の意思決定を支持するためには、PRA から得られる情報が信頼できるものでなければならない。PRA を活用できるかどうかを NRC が判断するうえで、PRA の技術的な充足性及び品質は極めて重要である。PRA の容認性は、米国規制ガイド（以下「RG」という。）1.200 に基づき、事業者が意図する用途、米国 PRA 標準要件及び専門家レビュープロセスに基づき、NRC が判断する。

特定の用途に関する RG では、評価対象範囲として全てを網羅していない PRA の活用を認めているものがある<sup>9,10</sup>（例えば、外部事象又は低出力運転時及び停止時運転モードの寄与を含まない場合がある）。ただし、これら RG では、PRA が評価対象としていない事項について、バウンディング解析（信頼性のある評価結果全ての中で、影響の大きさ及び発生頻度の両方の観点で最も厳しいものと同等又はそれを超える評価結果となる仮定を用いた解析）など PRA とは異なる手法を用いる又は PRA の適用範囲を制限することによって対処する必要があるとされている。

### 2.1 米国機械学会（ASME）及び米国原子力学会（ANS）の確率論的リスク評価（PRA）標準

規制上の NRC の見解に適合していることを示すための容認可能な方法の一つは、NRC の原子力規制研究局（以下「RES」という。）がエンドースした米国 PRA 標準に適合することである。

米国 PRA 標準においては、出力運転時内部事象レベル 1PRA の技術要素として、起因事象解析、事故シーケンス解析、成功基準解析、システム解析、人間信頼性解析、データ解析及び定量化を規定している。各技術要素については、3.2 節において概要を説明する。

米国 PRA 標準は、各技術要素に関して、PRA が満たすべき要件を上位レベル要件（High Level Requirement）として定めている。さらに、米国 PRA 標準では、各上位レベル要件の下にサポート要件（Supporting Requirement）を規定している。すべてのサポート要件に適合することで、それらの上位レベル要件に適合することとなっている。

米国 PRA 標準では、(1)「評価対象範囲」並びにプラントの設計及び運転状況を反映するための「詳細さ」の程度、(2) 設計、実際の建設状況及び運転を表現するためにプラント固有の情報又は一般的な情報どちらを用いるかに関する「プラント固有性」の程度、(3) PRA に反映されたプラント応答に関する「現実性」の程度に基づき、PRA の評価レベル分類（Capability Category）を設定している。分類 I から分類 III まであり、分類 III の要件が最も厳しい。米国 PRA 標準では、各サポート要件について各分類を定義している。

達成されるべき評価レベル分類は、用途に依存する。一般的に、RES は、グッドプラク

ティスである評価レベル分類Ⅱについて、多くの用途について容認可能であると想定している。評価レベル分類Ⅰについては、用途によって、容認可能な要件が限られる。

また、場合によっては、グッドプラクティスが容認できない状況もあり得る。例えば、グッドプラクティスでは、通常、PRA モデルに配管破損を含めない。他方で、供用期間中検査の見直しに PRA を活用する場合には、配管破損を含める必要がある。

## 2.2 専門家レビュー

米国 PRA 標準に定められた要件に適合しているかどうかを判断するために、PRA の専門家レビューが実施される。専門家レビューにおいては、例えば、仮定が適切なものであるかを判断するとともに、仮定の PRA の結果への影響を評価する。専門家レビューについては、米国 PRA 標準において要件が定義されている。

NRC は、米国 PRA 標準に定められた専門家レビュー要件を満たす手段として、NRC の見解に適合させる目的で、米国原子力エネルギー協会 (NEI) 発行の技術報告書 NEI 17-07<sup>9</sup> をエンドースしている。

専門家レビューチームの各メンバーは、レビューする PRA の要素に関する技術的専門知識を有し、専門家レビュープロセスに詳しい必要がある。また、RG1.200 では、利益相反を避けるために、自身又は直属の上司が作業を実施又は指揮した箇所を専門家レビューチームのメンバーがレビューすることを禁止することが好ましいとされている。

各技術要素の専門家レビューの結果については、米国PRA標準要件に適合していない又は適合しているPRAの範囲を記載して文書化がなされる。特定されたPRAの不適合の重要度評価及び不適合への対処及び解決方法についても、文書に記載される。

## 2.3 確率論的リスク評価 (PRA) に係る不確かさへの対処

米国 PRA 標準では要件に適合するための方法は示されておらず、要件に適合した条件下で、各解析者により異なる仮定及び近似を行うことができる。特定の仮定又は近似を選択することにより、PRA の結果への影響があり得る。そのため、PRA に係る不確かさへの対処方法に関する手引き（例えば、NRC 発行の技術報告書 NUREG-1855<sup>12</sup>）を参照し、着目している結果に関連した仮定、近似等に係る不確かさの PRA 活用への影響を理解する必要がある。

### 3. PRA レビューに係る米国 PRA 専門家の知見に関する調査の概要

#### 3.1 調査方法・内容

本調査では、米国 PRA 標準の出力運転時内部事象レベル 1PRA の技術的な事項に係る 189 のサポート要件に関連した米国 PRA 専門家による PRA レビューに係る知見の調査を行った。調査方法としては、米国 PRA 専門家に御協力いただき、当該専門家が保持する PRA レビューで必要となるサポート要件に関する知見を整理いただいた。

米国 PRA 標準で規定されたサポート要件は、抽象的に記載されており、PRA レビューによって異なる解釈がなされる可能性がある。サポート要件についてより深く理解がしやすくなるよう、米国 PRA 専門家が持つ PRA レビューに係る知見として、各サポート要件に係る重要な解釈（PRA レビューの視点）、PRA が備えるべき属性並びに各サポート要件への適合例及び不適合例に関して調査した。得られた個々のサポート要件に関する情報としては、サポート要件の背後にある重要な技術的考慮事項、サポート要件に関する主な技術的に対処すべき事項、PRA レビューにおいてサポート要件に適合しているものと判断されるために必要な技術的側面及び判断基準などが含まれる。

#### 3.2 調査項目

米国 PRA 標準では、出力運転時内部事象レベル 1 PRA の各技術要素について、上位レベル要件及びサポート要件が規定されている。本技術ノートでは、これら技術要素の各サポート要件を対象に調査した結果をまとめた。

PRA の技術要素は、PRA に必要となる解析で定義される。本節では、RG1.200<sup>2</sup> 及び米国 PRA 標準<sup>1</sup>を参考に、各 PRA の技術要素について説明する。

PRA のプロセスの概要を図 3.1 に示す。図中の矢印については、各技術要素で得られた情報を別の技術要素に渡すことを表している。

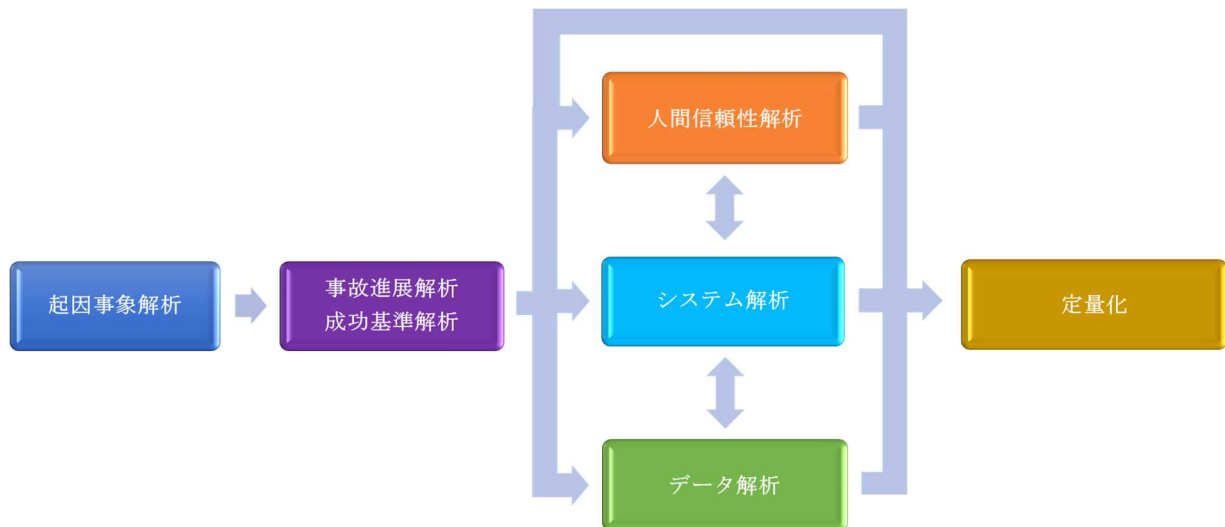


図 3.1 PRA プロセスの概要

Fig. 3.1 PRA process outline

### 3.2.1 起因事象解析

起因事象は、プラントの制御及び安全系に問題を引き起こし、炉心損傷に至る事象のことである。起因事象解析では、炉心損傷の発生を防止するために緩和が必要となるプラントの安定した運転を乱す事象を特定し、その特性を明らかにする。起因事象解析の技術的特徴としては、以下が含まれる。

- 起因事象の特定及び特性の評価
- 成功基準に応じた起因事象のグループ化
- 起因事象グループの発生頻度の定量化
- 重要な起因事象グループの抽出

起因事象の特定及び特性の整理は、十分に詳細でなければならない、特定については、適度に網羅的でなければならない。同じ起因事象グループの起因事象が、同じ成功基準となるようにグループ化がなされなければならない。

### 3.2.2 事故シーケンス解析

事故シーケンス解析では、実用的な範囲で時系列的に、起因事象の発生から事故の進展の緩和に成功する又は炉心が損傷するまでに起こり得る、いくつかの異なる事象の進展（事故シーケンス）をモデル化する。事故シーケンスのモデル化では、成功基準、運転手順書及び訓練に基づき、起因事象を緩和するために用いられる系統及び実際の運転員操作が考慮される。事故シーケンス解析の技術的特徴としては、以下が含まれる。

- 終状態（炉心損傷）の定義

- 緩和系、運転員操作、時間的条件及びプラント応答の観点からの事故シーケンスの定義
- 事故進展における系統、プラント応答及び運転員操作のプラント固有の従属性の考慮

起因事象を緩和するために用いられる緩和系設備が、事故シーケンス解析で十分に考慮されなければならない。事故シーケンス解析によって、各起因事象発生後に炉心損傷に至るプラント固有のシナリオが表現されなければならない。

### 3.2.3 成功基準解析

成功基準解析では、起因事象が発生した際に炉心損傷を防止するために用いられる系統が特定され、炉心損傷を防止するための最小要件が定義される。成功基準を規定する要件は、工学的解析に基づくものである。解析を実施する資格を有し、解析コードの利用に関して習熟した者により計算が実施される。成功基準解析の技術的特徴としては、以下が含まれる。

- 重要な安全機能、関連する構造物、系統及び機器並びに運転員操作の成功基準の定義
- 事故シーケンス解析を支援する PRA 全体の成功基準の定義
- 信頼性ある技術的基礎を有し適用可能な解析コード及び手法の活用
- 実際のプラント設計及び運転に適用可能な最確推定解析

成功基準は、プラントの特性、手順書、運転方針と整合していなければならない。熱流動、構造解析及びその他成功基準解析を支える工学的基礎は、炉心損傷頻度（以下「CDF」という。）の定量化及び不確かさの影響の確定に十分であるように、成功基準及び事象発生時期が得られるようなものでなければならない。

### 3.2.4 システム解析

システム（系統）解析では、系統の成功基準を達成できない条件である失敗の組合せが特定される。様々な失敗の組合せを表現する PRA モデルには、建設された実際のプラント及び運転の観点から、系統に関連する機器故障及び人的過誤事象が含まれる。システム解析の技術的特徴としては、以下が含まれる。

- 系統の成功基準の反映
- 機器故障、人的過誤等の系統の機能に影響する失敗モードの考慮
- プラントの設計、実際の建設状況及び運転の反映
- 系統間及び系統内の従属性の考慮

系統の故障及びアンアベイラビリティの原因、共通原因故障並びに系統間及び系統内従属性については、適度に網羅的に扱わなければならない。

### 3.2.5 人間信頼性解析

人間信頼性解析では、通常運転時又は非常時のプラントに負の影響がある人的過誤事象（以下「HFE」という。）を特定し、確率を与える。通常運転時における HFE は、系統を人知れず利用出来ない状態にする事象である。非常時における HFE は、もし実施されなければ必要な系統が機能しない人的操作に関するものである。このような HFE の確率の定量化は、運転員操作のプラント条件に対する従属性を考慮した、プラント固有及び事故シーケンス固有の条件に基づくものである。人間信頼性解析の技術的特徴としては、以下が含まれる。

- 起因事象を引き起こす HFE 並びに起因事象の緩和に影響する起因事象発生前 HFE 及び起因事象発生後 HFE の特定及び定義
- HFE を特定するための体系的なプロセスの活用及び関連するプラント手順書の体系的なレビュー
- 重要な起因事象発生前 HFE の抽出
- 事故シーケンス固有及びプラント固有の要素及び運転員操作のプラント条件に対する従属性を考慮した人的過誤確率の定量化
- 起因事象発生前 HFE の確率を定量化するための、人の行動へのプラント固有及び操作固有の影響を評価するための体系的なプロセスの活用
- 起因事象発生後 HFE の確率を定量化するための、人の行動へのプラント固有及び事故シーケンス固有の影響及び同一事故シーケンスの HFE 間の従属性を評価するための体系的なプロセスの活用

事故シーケンスの構造及び詳細さと整合するように、系統及び機器のアンアベイラビリティとしての通常運転時における HFE の影響及び必要な対応を適切に実施しないことによる非常における HFE の影響を PRA モデルに反映するために、HFE が定義されなければならない。

### 3.2.6 データ解析

データ解析では、モデル化した系統の機器のアンアベイラビリティとともに、起因事象の発生頻度を定量化する。推定プロセスには、不確かさの処理が含まれる。また、当該推定プロセスでは、プラントの運転経験が十分にあれば、プラント固有及び適用可能な一般的な産業界データを一貫した方法で統合することが可能である。データ解析の技術的特徴としては、以下が含まれる。

- 基事象の定義及び確率モデルの決定
- パラメータ推定のための機器のグループ化
- 起因事象、基事象確率モデル、回復操作及びアンアベイラビリティ事象に関連したパラメータ推定
- 不確かさの特性評価

同一のパラメータを適用する機器については、実際に建設され運転されるプラントの機器の設計上、環境上及び供用上の条件の類似性を考慮してグループ化しなければならない。パラメータ推定は、関連する一般的な産業界又はプラント固有の根拠に基づかなければならない。プラント固有の推定値を得るため、可能な限り、一般的な又はプラント固有の根拠は、容認可能な方法を用いて統合されなければならない。各パラメータ推定は、不確かさの特性評価がなされなければならない。

### 3.2.7 定量化

定量化では、プラントの出力運転時の CDF を推定する。プラントの運転段階によらず、CDF は、各起因事象グループの事故シーケンスごとに推定された CDF の合算に基づく。従来、全てのカットセットを定量化するには時間がかかり過ぎるため、カットセットに関する打ち切り値を設定し、打ち切り値以下のカットセットは定量化で考慮しない。事故シーケンス及びカットセットの計算に打ち切りを適用する際には、全体的な結果に関して重要な事故シーケンス又は寄与因子が除去されるような影響がないように打ち切り値が設定される。定量化の技術的特徴としては、以下が含まれる。

- 適切に従属性を考慮した起因事象グループごとの事故シーケンス CDF の推定
- 適切なモデル及びコードの活用並びに手法固有の制限及び特性の考慮
- 打ち切り値を更に低減した場合でも CDF が変わらないような打ち切り値の設定
- PRA の結果における不確かさの特性評価
- 定量化結果のレビュー及び CDF への重要な寄与因子（起因事象、事故シーケンス及び基事象）の特定

モデルの不確かさの要因及び関連する仮定が特定され、PRA の結果へのそれらの潜在的な影響が理解されなければならない。PRA の結果は、PRA を実施した際の入力及び仮定までさかのぼることができなければならない。

### 3.3 調査に御協力いただいた米国 PRA 専門家

本調査では、2名の米国 PRA 専門家に PRA レビューに関する知見を提供いただいた。本節では、当該専門家を米国 PRA 専門家 A 及び B という。それぞれの PRA に関する経験は、以下のとおり。

- 米国 PRA 専門家 A

PRA に関して 37 年の経験を有し、レベル 1PRA の全ての技術要素において業務を実施してきた。PRA レビューに関しては、米国及び日本の発電所についてレビューアーとして参加してきた。また、電力会社及び NRC の職員に対して PRA の教育を行った経験がある。

- 米国 PRA 専門家 B

PRA に関して 39 年の経験を有し、レベル 1PRA の全ての技術要素において業務を実施してきた。PRA レビューに関しては、米国等の 19 発電所についてプロジェクトマネージャーやリードレビューアーなどとして参加してきた。さらに、米国 PRA 標準の策定活動にも参加している。また、専門技術者などに対して PRA の教育を行った経験がある。

#### 4. 調査結果の概要

本技術ノートでは、PRA レビューに係る米国 PRA 専門家の知見に関する調査結果を第 2 巻 (Vol. 2) にまとめている。調査結果として、PRA の実施方法、関連する解析手法及び PRA モデルの不備の例が第 2 巻にまとめられている。

本調査は、米国 PRA 標準の要件を明確にし、理解しやすくするために行ったものである。本節では、サポート要件の意図がより明確になった調査結果の例を紹介する。表 4.1 に抽象的な記載があるサポート要件と関連する調査結果の例を示す。表 4.1 のサポート要件の記載の日本語訳は、本稿著者による。

サポート要件 IE-A1 では、体系的で構造化されたプロセスを用いて起因事象を特定することが要求されているが、プロセスの定義があいまいで適合性を判断しづらい。今回の調査結果から、サポート要件 IE-A1 に適合するためには、故障モード影響解析 (FMEA) 等の起因事象を特定するための体系的な手法を用いるとともに、過去の研究結果及び過去の運転経験を踏まえる必要があることが分かった。

サポート要件 SY-B8 では、複数系統等に悪影響を及ぼす空間上及び環境上の因子を特定することが要求されているが、当該因子に係る例などが示されておらず適合性を判断しづらい。今回の調査結果から、悪影響を及ぼす空間上及び環境上の因子として、温度、圧力等に関連した厳しい環境の発生、溢水、圧力のかかった機器の破裂などを考慮すべきであることが分かった。

サポート要件 HR-G6 では、起因事象発生後における人的過誤確率 (以下「HEP」という。) の定量化における一貫性の確保が要求されているが、一貫性に係る説明が示されておらず適合性を判断しづらい。今回の調査結果から、ストレスレベルが大きい等の HEP を増加させる因子の観点から、又は類似プラントにおける類似の運転員操作との比較により、HEP の定量化における一貫性を確認すべきであることが分かった。

上記のことから、本調査で整理された知見及び事例により、米国 PRA 標準で規定された要件についてより深い理解につながることを期待される。

表 4.1 抽象的な記載があるサポート要件と関連する調査結果の例 (1/3)

| サポート要件 | サポート要件の記載 <sup>1</sup>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                      | 関連する調査結果                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
|--------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| IE-A1  | <p>IDENTIFY those initiating events that challenge normal plant operation and that require successful mitigation to prevent core damage by using <u>a structured, systematic process</u> for identifying initiating events that accounts for plant-specific features. For example, such a systematic approach may employ master logic diagrams, heat balance fault trees, or failure modes and effects analysis (FMEA). Existing lists of known initiators are also commonly employed as a starting point.</p> <p>(プラント固有の特性を考慮した<u>体系的で構造化されたプロセス</u>を用いて、正常なプラントの運転に支障をきたし炉心損傷を防止するために緩和策が必要となるような起因事象を特定しなければならない。例えば、マスターロジックダイアグラム、ヒートバランスフォールトツリー、故障モード影響解析 (FMEA) といった体系的な手法が用いられることがある。同様に、一般的にはまず始めに、既知の起因事象に関する既存のリストが用いられる。)</p> | <p>PRA レビューの視点 (抜粋) :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計、運転及び保全はプラントごとに差異があるため、各プラントにおける起因事象は同じではない。このため、内部事象及び外部事象を含む該当する全ての起因事象を適切に特定する際には、<u>適用可能な複数の手法を用いて</u>体系的で構造化されたプロセスを活用することが重要である。このようなプロセスを活用して、産業界一般及びプラント固有の起因事象について検討しなければならない。</li> <li>・起因事象の特定に異なる複数の手法 (<u>マスターロジックダイアグラム</u>、<u>ヒートバランスフォールトツリー</u>、<u>故障モード影響解析 (FMEA)</u>、<u>既往の研究及び検討並びに過去の運転経験</u>) を用いるのは、起因事象が見落とされないようにすることを意図している。</li> </ul> |

表 4.1 抽象的な記載があるサポート要件と関連する調査結果の例 (2/3)

| サポート要件 | サポート要件の記載 <sup>1</sup>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            | 関連する調査結果                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              |
|--------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| SY-B8  | <p>IDENTIFY spatial and environmental hazards that may impact multiple systems or redundant components in the same system, and INCLUDE them in the system fault tree or the accident sequence evaluation.</p> <p>Example: Use results of plant walkdowns as a source of information regarding spatial/environmental hazards, for resolution of spatial/environmental issues, or evaluation of the impacts of such hazards.</p> <p>(複数系統又は同一系統の冗長機器に<u>悪影響を及ぼす空間上及び環境上の因子</u>を特定し、当該系統のフォールトツリー又は事故シケンスの評価において考慮しなければならない。</p> <p>例：空間上及び環境上の問題の解決又はそのような悪影響を及ぼす因子の影響評価のために、当該因子に関する情報源としてプラントウォークダウンの結果を用いる。)</p> | <p>PRA レビューの視点 (抜粋)：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 系統や機器の動作に影響を及ぼし得る、<u>温度、圧力、デブリ、水位、湿度、正味吸込ヘッド (NPSH) などに関連した厳しい環境の発生</u>を含む、系統の運転に害を及ぼす空間上及び環境上の因子を特定し、評価し、及び考慮しなければならない。</li> <li>・ 機器間の従属性をもたらし得る以下に関する問題を考慮すべきである。</li> </ul> <p><u>溢水</u></p> <p><u>高温</u></p> <p><u>スプリングラーの誤作動</u></p> <p><u>圧力がかかった機器の破裂</u></p> <p>(例えば、PWR の TDAFW ポンプや BWR の RCIC 及び HPCI のタービン)</p> <p><u>取水における異常</u> (例えば、凍結、生物の付着)</p> |

表 4.1 抽象的な記載があるサポート要件と関連する調査結果の例 (3/3)

| サポート要件 | サポート要件の記載 <sup>1</sup>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               | 関連する調査結果                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                 |
|--------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| HR-G6  | <p>ENSURE the consistency of the post-initiator HEP quantifications.</p> <p>Review the HFEs and their final HEPs relative to each other to ensure their reasonableness given the scenario context, plant history, procedures, operational practices, and experience.</p> <p>(起因事象発生後における HEP の定量化に関して<u>一貫性を確保</u>しなければならない。事故シナリオにおける状況、プラントで発生した過去の事象、手順書、運転における慣例、運転経験を踏まえ、人的過誤事象及びそれらの最終的な発生確率を相互に比較して、それらの<u>合理性を確保</u>するためにレビューしなければならない。)</p> | <p>PRA レビューの視点（抜粋）：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>利用できる時間が少ない</u>ほど、<u>ストレスレベルが大きい</u>ほど、又は<u>手順が複雑である</u>ほど <u>HEP が増加する</u>ことが想定され、一貫性の確認についてはそのような観点から HEP を評価できる。</li> <li>・ 確認では、<u>HFE 間の従属性レベル</u>に関するレビュー、<u>リカバリーに利用できる時間</u>の比較などが行われる。</li> <li>・ <u>類似プラントにおける類似の運転員操作との間で HEP を比較</u>することもできる。</li> </ul> |

## 5. おわりに

PRA モデルの適切性等を確認するための参考情報を取得するため、米国における発電用原子炉の出力運転時内部事象レベル 1 PRA レビューに係る米国 PRA 専門家の知見を調査した。本技術ノートは、事業者 PRA モデルの適切性等を確認する際の参考情報として作成されたものである。なお、本技術ノートは、米国 PRA 標準に係る米国 PRA 専門家個人の知見を整理したものであり、米国 PRA 標準への適合を保証するものではない。

本技術ノートは、2013 年発行の米国 PRA 標準 (ASME/ANS RA-Sb-2013)<sup>1</sup> に関する専門家の知見を整理したものである。なお、米国における最新版の出力運転時レベル 1PRA に関する PRA 標準 (ANSI/ASME/ANS RA-S-1.1-2024)<sup>13</sup> は、当該調査後の 2024 年に発行されている。

本技術ノートには、近年の PRA に関する豊富な情報が含まれており、将来においても PRA レビューの参考として有用である。調査結果として、PRA の実施方法、関連する解析手法及び PRA モデルの不備の例が第 2 巻にまとめられている。本調査で整理された知見及び事例により、米国 PRA 標準で規定された要件についてより深い理解につながる事が期待される。

## 謝辞

本技術ノート「米国における発電用原子炉の確率論的リスク評価 (PRA) レビューのための視点 一出力運転時内部事象レベル 1 PRA」の作成において、原子力規制庁原子力規制部検査監督総括課検査評価室の米林上席検査監視官には全体 (第 1 巻及び第 2 巻) をレビュー頂き、また、同室の福原主任検査監視官、沼田検査監視官及び田邊係長にも御参加いただき当該レビューコメントに係る議論をさせていただいた。技術的な内容を明確に分かりやすくするなどの当該議論を踏まえた修正により、規制活動の参考となる本技術ノートの品質を更に高いものとする事ができた。ここに深く感謝申し上げます。

## 参考文献一覧

1. ASME/ANS, “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-Sb-2013, September 2013.
2. NRC, “Acceptability of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities,” RG 1.200, Revision 3, December 2020. (ADAMS Accession No. ML20238B871)
3. 原子力規制庁、「原子力規制検査等実施要領」、原規規発第1912257号-1原子力規制庁長官決定、令和元年12月25日
4. 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、「原子力規制検査において使用する事業者PRAモデルの適切性確認ガイド」、GI0010\_r1、令和3年7月21日
5. 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」、昭和32年法律第166号
6. 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」、原規技発第1311273号原子力規制委員会決定、平成25年11月27日
7. OECD/NEA, “Use and Development of Probabilistic Safety Assessments at Nuclear Facilities,” NEA/CSNI/R(2019)10, September 2020.
8. IAEA, “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants,” IAEA Safety Standards Series No. SSG-3 (Rev. 1), 2024.
9. NRC, “An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis,” RG1.174, Revision 3, January 2018. (ADAMS Accession No. ML17317A256)
10. NRC, “Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking for Inservice Inspections of Piping,” RG1.178, Revision 2, April 2021. (ADAMS Accession No. ML21036A105)
11. NEI, “Performance of PRA Peer Reviews Using the ASME/ANS PRA Standard,” NEI17-07, Revision 2, August 2019. (ADAMS Accession No. ML19231A182)
12. NRC, “Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decision Making,” NUREG-1855, Revision 1, March 2017. (ADAMS Accession No. ML17062A466)
13. ANSI/ASME/ANS, “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” ANS/ASME/ANS RA-S-1.1-2024, March 2024.

## 執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門  
上田 治明 副主任技術研究調査官  
濱口 義兼 主任技術研究調査官