

本資料は 2025 年 1 月 13 日付で技術諮問委員会より提出された報告書に対して、NRRC 所長より出した返信レターを参考までに原子力リスク研究センターにて仮訳したものです。正式な報告書は英文版の原文のみとなりますのでご注意ください。

原子力リスク研究センター
一般財団法人 電力中央研究所
〒100-8126 東京都千代田区大手町 1-6-1

ジョージ・アポストラキス
原子力リスク研究センター所長

2025 年 1 月 21 日

ジョン W. ステットカー氏
技術諮問委員会委員長

件名：2025 年 1 月 13 日「リスク情報を活用した格納容器漏洩率試験ガイドライン
の中間レビュー」

ステットカー委員長

リスク情報を活用した格納容器漏洩率試験ガイドラインのレビューについて TAC 会議での議論に対し、委員会に感謝申し上げます。NRRC は TAC の結論と提言の「5. 本ガイドラインが日本電気協会 (JEA) ガイドライン「原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203)」に組み込まれ発表される前に、以下の改善を図るべきである：…」について、NRRC は以下の通り回答する。

- 「セシウム 137 (Cs-137) の放出量が 100 テラベクレル (TBq) を超える事象の発生頻度を 10^{-6} /年未満で維持すること、という暫定的な性能目標に対応するガイダンスを提示すべき」
100TBq を超える Cs137 の放出頻度に対する有意な影響がないことを確認する旨を本ガイドラインに追加し、ガイドライン使用者に勧告する。なお、100TBq を超える Cs137 の放出頻度を評価するためのガイダンスについては、既存のレベル 2PRA 標準および安全性向上評価ガイドラインに記載されている。
- 「PRA モデルの完全性および技術的品質に関連した不確かさを評価する方法を提示するか、あるいは国際的に認められたガイダンスから適切な方法を採用するよう推奨すべき」

NUREG-1855 に紹介されている方法を参照することを記載する。具体的には、以下の文章を NRRC 研究報告書の「3.4 評価方法」に加える：

「(完全性の不確実さ)

完全性の不確実さについては、NUREG-1855 に次のように記載されており、本評価においても適切に取り扱わなければならない。 …」

- 「数値に関する技術的根拠および中間結果の裏付けとなる計算について、再確認すべき」

数値の技術的根拠と計算に間違いがないかを確認した。具体的には、格納容器過圧 (NPSH) については、「3.4 評価方法」に NPSH 不足に伴う ΔCFF_{NPSH} および CFF_{NPSH} の評価式を追加する。格納容器が健全であるべき運転停止状態 (POS) 中に発生する炉心損傷事象による ΔCFF を解析するための CDF については、「3.6 リスク評価の実施」に CVLRT 延長による停止時リスクの増加量の計算方法として、 $\Delta CFF_{SD} = CDF_{POS,CI} \times \Delta CCF_{P}$ を記載する。1 件、2 件の試験失敗を想定したケースの故障確率の推定については、計算結果に誤りがあったため修正する。

- 「試験間隔の延長による潜在的影響の低減に直接関係する、強固で効果的な補償措置を特定し、実施するためのガイダンスを提示すべき」

「表 28 JEAC4203 改定事項案検討」に補償措置を同定して、ガイダンスとして提供する。リスク評価結果が Region II となった場合に効果的な補償措置を同定し、実施することを推奨する。表 28 の文章については引き続き、JEAC 検討会で検討し、適宜修正する。

敬具



ジョージ・アポストラキス (本人署名)