

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を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 (NRRC)
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

2025年1月13日

ジョージ・アポストラキス博士
一般財団法人電力中央研究所
原子力リスク研究センター 所長
〒100-8126 東京都千代田区大手町1-6-1

件名：リスク情報を活用した格納容器漏えい率試験ガイドラインの中間レビュー

アポストラキス博士殿：

2024年11月18～22日に行われた第21回原子力リスク研究センター（NRRC）技術諮問委員会（TAC）では、NRRCスタッフの代表者と会合を行い、日本の原子力発電プラントにおけるリスク情報を活用した格納容器漏えい率試験（CVLRT）の実施ガイダンスの現状について議論を行った。本レター報告は、2024年8月版「リスク情報を活用した国内原子炉格納容器漏えい率試験に係る試験間隔延長の成立性の調査検討」に対するレビューおよび、会合で議論したガイダンスに関する追加情報を記載したものである。

本レターは本トピックに関する2024年11月25日のレターの改訂版である。本レターでは、初版のレターが発行された後にNRRCスタッフが同定した項目について我々の理解を明確化した。

結論と提言

1. 本ガイドラインには、リスク情報を活用した意思決定（RIDM）の基本原則全てに対応する包括的ガイダンスが含まれている。
2. 評価の主要リスク指標として格納容器機能喪失頻度を用いることは適切である。適用されるリスク受容基準は、原子力規制委員会（NRA）が原子炉監督プロセスで用いている国内標準や基準と合致している。これらの評価に早期大規模放出頻度ではなく格納容器機能喪失頻度を用いることは、米国よりも保守的なアプローチである。
3. 格納容器漏えい率試験（A種試験）間隔の延長に伴うリスク変化の定量化手法は、米国で用いられており米国原子力規制委員会（NRC）により承認（エンドース）された手法およびガイダンスと合致している。

4. 解析においては、格納容器の健全性が求められる全てのプラント運転モードにおける全ての内部・外部ハザードによるリスクを考慮すべきであり、本ガイドラインはその点を適切に示している。
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：
 - 本ガイドラインは、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である。
 - 本ガイドラインは、適用される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である。
 - 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、再確認すべきである。
 - 本ガイドラインには、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である。

背景

本ガイドラインは、JEAC4203-2017 で定められた格納容器漏えい率試験（A種試験）間隔について、リスク情報を活用した代替案を支持する方法とガイダンスを提示している。これらの方法はJEAガイダンス改訂版に組み込まれる予定である。このガイダンスはまず原子力規制委員会（NRA）による認可を得る必要があり、その上で、電力会社は試験間隔の変更と同ガイダンスを用いることが可能となる。

米国連邦規則集第10編第50項付属書J（10 CFR 50, Appendix J）オプションBは、原子力発電所事業者に対して、リスク情報を活用したパフォーマンスベースの格納容器漏えい率試験プログラムの実施を認めている。プラントの許認可基準に影響をもち、リスク情報を活用した意思決定（RIDM）の規制ガイダンスは、米国原子力規制委員会（NRC）Regulatory Guide 1.174に記載されている。日本原子力学会（AESJ）基準（AESJ-SC-S012E:2019）は、米国その他の経験に基づき、日本におけるリスク情報を活用した統合的意思決定に関するガイダンスを提示している。

また、リスク情報を活用した、格納容器漏えい率試験プログラムの変更を支持する米国産業界のガイダンスおよび詳細な技術的方法については、原子力エネルギー協会（NEI）レポートNEI 9401および、電力研究所（EPRI）レポート1018243に記載されている。これらの方法は米国NRCによりエンドースされている（Regulatory Guide 1.163）。

米国の電力会社は、これらのリスク情報を活用した方法を根拠に、格納容器総合漏えい率試験間隔を15年に延長している。これにより、例えば人員の被ばく線量やプラントの待機除外時間、試験に伴い格納容器構造物にかかる応力を低減できるなど、様々なメリットが得られる。リスク情報を活用した、パフォーマンスベースのプログラムにより、これらのメリットを実現しつつ、非常に高水準の格納容器信頼性を維持するとともに、事故発生時の影響を軽減することが可能となっている。

本ガイドラインの手法とガイダンスは、米国NRCによりエンドースされ米国でも実際に用いられている方法に基づいている。2023年5月24日付レター報告「リスク情報を活用した、格納容器漏えい率試験間隔変更」において、手法案の暫定版についてTACの結論と提言を示した。本報では、最新のガイドラインに対するレビューを概説する。

議論

以下のセクションでは、上記「結論と提言」の各項目に対するコメントおよび技術的根拠を概説する。

リスク情報を活用した意思決定の原則

Regulatory Guide 1.174には、リスク情報を活用した統合的意思決定における5つの基本原則が記載されている。

- 原則1：許認可基準の変更案は、要求された除外に明らかに関係するものでない限り、現在の規制を満たしていること
- 原則2：許認可基準の変更案は、深層防護の理念と合致していること
- 原則3：許認可基準の変更案は、十分な安全裕度を維持していること
- 原則4：許認可基準の変更案によってリスクが増加する場合、かかるリスク増を小幅にとどめること、また原子力プラントの安全運転目標に関するNRCのポリシーステートメントの意向と合致していること
- 原則5：許認可基準の変更案の影響について、パフォーマンス測定戦略を用いて監視すること

本ガイドラインには、AESJ基準の補足情報やIAEA TECDOC-1909等の国際的な参考資料など、これら基本原則に関する優れた議論が含まれている。また、A種試験間隔の延長についてリスク情報を活用した意思決定を行うにあたり、いかに5つの原則を統合的に考慮すべきか、ガイダンスと事例を示している。

主要リスク指標として格納容器機能喪失頻度を使用する点について

Regulatory Guide 1.174およびRegulatory Guide 1.163では、原子炉格納容器から放射性物質を放出するレベルの事故に関する主要リスク指標として、早期大規模放出頻度（LERF）を用いている。一方、本ガイドラインでは、同指標に格納容器機能喪失頻度（CFF）を用いている。CFF指標は、あらゆる規模と時期（小規模～大規模、早期～後期）の格納容器からの放出を含んでいることから、CFFはLERFの上限に相当し、CFFの使用はAESJ基準のリスク受容ガイダンスと合致している。また、CFFは、NRA原子炉監督プロセス（ROP）のリスク指標としても用いられている。

フルスコープレベル2PRAの経験から、A種漏えい試験中に確認された格納容器機能喪失モードの各種類が全LERFに占める割合は、概ね非常に小さいことがわかっている。従って、A種試験間隔の変更がプラントLERF全体に及ぼす影響は非常に小さい。試験中に確認された漏えいは小規模である場合が圧倒的であることから、A種試験間隔の変更はLERFよりもCFFに大きな影響をもたらすことになる。

日本における現行の基準や規制上の枠組みを考慮すると、リスク情報を活用した解析においてCFF指標を用いることは適切と言える。しかしながら、LERFの変化は通常、CFFの変化を大幅に下回るため、この特定の用途に対するリスク受容基準は、米国の慣行と比べて保守的である。

リスク変化の評価手法

A種試験間隔の延長に伴うリスク変化の定量化手法は、米国で用いられておりNRCによりエンドースされた手法およびガイダンスと合致している。この手法では、時間ベースの待機時故障モデルを用いて、試験間隔を延長した場合の条件付き格納容器機能喪失確率の変化（ $\Delta CCFP$ ）を評価している。プラントの全体的なリスク変化は、 $\Delta CCFP$ と全炉心損傷頻度（CDF）を組み合わせることで評価される。時間ベースのモデルの場合、様々な格納容器機能喪失メカニズムの可能性を区別する他の解析技法やモデルと比べて、リスク変化の評価が保守的になる。

現行の試験間隔におけるベースラインCCFPの評価に用いられている方法は、米国で適用されている手法と合致している。このベースラインCCFPは、過去のA種試験間隔に基づき、日本の全プラントの運転経験とデータから導き出される。このデータの不確かさを考慮するために、Jeffrey無情報事前分布モデルが用いられている。試験データは、格納容器漏えいの全原因（経時的に悪化する損傷の初期状態、試験間の潜伏期に直接依存しないその他損傷メカニズムを含む）を考慮している。実際、A種試験間隔の延長による影響を受けるのは、時間ベースの初期損傷メカニズムによるリスクのみである。従って、全ての漏えい原因を複合的に処理することで、リスク変化の上限推定値が得られる。残念ながら、現在事業者が用いている漏えいデータの詳細な寄与因子の検討・解析方法には限界があり、観察された経験の具体的な原因を区別することは難しい。従って、推奨される手法でリスク変化の保守的な評価が可能であることは確かであるが、その保守性を定量化することは難しい。

リスク評価の範囲

解析においては、格納容器の健全性が求められる全てのプラント運転モードにおける全ての内部・外部ハザードによるリスクを考慮すべきであり、本ガイドラインはその点を適切に示している。これらのハザードには、内部事象（過渡事象、LOCA、サポート系の故障等）、内部ハザード（火災、溢水等）および外部事象（地震、津波、強風等）が含まれる。この範囲設定は、Regulatory Guide 1.174、Regulatory Guide 1.163、AESJ基準のガイダンスと合致している。

本ガイドラインの数値例は、事業者がすぐに利用できるPRAの結果に基づき、主に内的事象の寄与因子に焦点を当てたものである。しかし、ガイダンスが明示しているのは、リスク情報を活用した意思決定は全てのハザードの寄与因子を考慮したものでなければならない、という点である。現行のPRAモデルに基づく各ハザードの寄与因子の定量評価により、プラント固有のリスクについて最も役立つ情報が得られる。一部の事例では、保守的な上限評価を用いて、まだPRAに明示的に記載されていないハザードの寄与因子を評価する場合もある。また、特定のハザードが試験間隔延長の意思決定に大きな影響を及ぼさない理由を示すために、定性評価が用いられる事例もある。本ガイドラインはこれらの技法について論じるとともに、NUREG-1855 など、より詳細な方法およびガイダンスを提供する国際的な参考資料も参照している。

A種試験間隔の延長は、格納容器の健全性が求められる全てのプラント運転モードにおける格納容器機能喪失確率に影響をもたらす。こうしたモードには、全出力運転、低出力運転および、いくつかの停止時プラント運転状態が含まれる。解析においては、適用される全ての運転モードにおける総リスク変化を考慮する必要があり、本ガイドラインはその点を適切に示している。

一部の原子力発電プラントでは、格納容器サンプに配置するポンプが適切な吸込能力を確保できるよう、格納容器圧力をやや正圧に維持する必要がある。大規模な格納容器漏えいが発生して圧力降下に至った場合、キャビテーションが生じてポンプが損傷するだけでなく、適切な炉心冷却機能が停止する可能性がある。従って、一部のプラントでは、A種試験間隔の延長により、格納容器機能喪失頻度（CFF）だけでなく炉心損傷頻度（CDF）も影響を受ける。本ガイドラインは、そうしたプラントのリスク情報を活用した解析において、リスク変化に対するCDF、CFF両方の寄与因子を考慮しなければならない、としている。これは、米国のガイダンスおよび方法とも合致している。

セシウム137放出頻度の評価

NRAは、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合意している。A種試験間隔の延長は、条件付き格納容器機能喪失確率（CCFP）、格納容器機能喪失頻度（CFF）およびそれに伴うCs-137放出頻度に影響をもたらすことになる。本ガイドラインは、この問題について解析者に注意を促していない。

CFFの変化（ Δ CFF）に適用されるリスク受容基準は、Cs-137放出頻度が 10^{-6} /年未満を維持することの直接的根拠とはなっていない。実際、 Δ CFFが 10^{-7} 未満というリスク解析結果が示された場合（すなわち、リスク受容基準がRegion IIIに該当する場合）、Cs-137放出頻度が 10^{-6} /年未満に収まる可能性は非常に高い。しかし、プラント固有のベースライン放出頻度が上限付近の場合、必ずしもそうなるとは限らない。 Δ CFFが 10^{-7} ～ 10^{-6} /年の範囲というリスク解析結果が示された場合（すなわち、リスク受容基準がRegion IIに該当する場合）、Cs-137放出頻度が 10^{-6} /年未満に収まることを確認するために追加の評価が必要になる可能性がある。

本ガイドラインでは、Cs-137の放出量が100TBqを超える事象の発生頻度が、 10^{-6} /年未満で維持する暫定的な性能目標を満たすためのガイダンスを提示すべきである。

不確かさの評価ガイダンス

Regulatory Guide 1.174、AESJ基準およびその他最新の海外参考資料では、リスク情報を活用した意思決定を支持するために実施される解析に含まれる不確かさを総合的に評価する必要性が強調されている。通常、不確かさの重要な潜在的原因を特定するために、また意思決定者が用いるリスク情報にもたらす効果を評価するために、定性評価と定量評価を組み合わせ実施している。実際、こうした不確かさが、数値結果やリスク受容基準の裕度に関する意思決定者の理解向上につながる。場合によっては、不確かさがオプション案の実施決定に影響をもたらす場合もある。意思決定者は、重大な不確かさを含む問題によるリスクをより良く管理できるよう、追加の補償措置を適用する場合もある。

NUREG-1855など最新の参考資料では通常、不確かさを3種類に大別し対応している。すなわち、「パラメータの不確かさ」、「モデルの不確かさ」、「完全性の不確かさ」である。本ガイドラインには、産業界のA種漏えい率試験データにおける「パラメータの不確かさ」と、プラント固有のレベル 1 PRA モデルの結果における「パラメータの不確かさ」の複合的影響を、解析者がいかに定量化すべきか、全体的な提言が記されている。これらの提言は、パラメータの不確かさの扱いに関する最新の慣行と合致している。

リスク情報の具体的活用や裏付けとなるPRAモデルの成熟度次第ではあるが、これまでの経験から、「パラメータの不確かさ」よりも、「モデルの不確かさ」と「完全性の不確かさ」の方がリスク情報を活用した意思決定に重大な影響をもたらすことが分かっている。解析の裏付けとして用いるPRAモデルの範囲、適用方法、技術的質に関連する不確かさによる影響について、電力会社の解析者はどのように特定し、評価し、文書化すべきか、本ガイドラインにはガイダンスや方法、事例などは記されていない。本ガイドラインは、「モデルの不確かさ」「完全性の不確かさ」の評価をいかに実施すべきか、説明を加えるべきである。本報にそうしたガイダンスが記載されていない場合、電力会社の解析者に対して、NUREG-1855など他の国際的に認められた参考資料に記載されているガイダンスや方法を用いるよう、本ガイドラインにおいて明示的に推奨すべきである。

具体的数値と中間結果の技術的根拠

本ガイドラインのレビューにおいて、より適切な根拠が必要となる具体的数値および、確認が必要となる中間結果の計算がいくつか明らかになった。この概要レポートでそうした計算の詳細や具体的数値について議論するのは実際的ではない。TACはNRRC研究チームに対して、具体的な懸念事項について注意を促すとともに、再検討すべき技術的問題について説明した。

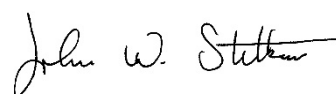
リスク管理補償措置

本ガイドラインは、評価結果が適用したリスク受容基準のRegion IIに該当した場合、効果的なリスク管理への信頼性を高めるために追加の補償措置が求められる、と記している。本ガイドラインには、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である。海外で検討されてきた様々な措置例として、以下が挙げられる

- 監視・サーベイランス強化による、格納容器の環境条件および構造的健全性の定期評価
- データアナリティクスを用いた潜在的漏えい経路の追跡および予測
- B種試験・C種試験データ収集の強化による、全ての格納容器漏えい率の取得
- 目視検査と非破壊試験方法の強化による、脆弱な貫通部の損耗・劣化評価

TACは、本ガイドライン最終版がJEAに提出され、技術委員会による承認を受けてEAC4203規程にエンドースされる前に、レビューを実施したい。

敬具



ジョン W. ステットカー
委員長

REFERENCES

1. United States Code of Federal Regulations, 10 CFR 50, Appendix J, "Primary Reactor Containment Leakage Testing for Water-Cooled Power Reactors, Option B - Performance-Based Requirements."
2. Electric Power Research Institute, EPRI 1018243, "Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals," Revision 2-A of EPRI 1009325, October 2008.
3. Nuclear Energy Institute, NEI 94-01, "Industry Guideline for Implementing Performance-Based Option of 10 CFR Part 50, Appendix J," Revision 3-A, July 2012.
4. Japan Electric Association Nuclear Standards Committee, JEAC4203-2017, "Implementation Guidelines for Containment Vessel Leak Rate Test," 2017.
5. United States Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1855, "Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decisionmaking", Revision 1, March 2017.
6. United States Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.174, "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis," Revision 3, January 2018.
7. International Atomic Energy Agency, IAEA-TECDOC-1909, "Considerations on Performing Integrated Risk Informed Decision Making," 2020.
8. Atomic Energy Society of Japan, Standard AESJ-SC-S012E:2019, "Implementation Standard Concerning Integrated Risk-Informed Decision Making for the Continuous Safety Improvements in Nuclear Power Plants: 2019," March 2022.
9. United States Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.163, "Performance-Based Containment Leak-Test Program", Revision 1, June 2023.
10. Nuclear Risk Research Center, "Draft Guidelines for Containment Vessel Leak Rate Test," Presentation to NRRC Technical Advisory Committee, May 2023, Proprietary.
11. Technical Advisory Committee of the Nuclear Risk Research Center, "Risk-Informed Changes to Containment Vessel Leak Rate Testing Interval," May 24, 2023.
12. Nuclear Risk Research Center, "Risk-Informed Containment Vessel Leak Rate Test (CVLRT) Program," Presentation to NRRC Technical Advisory Committee, November 2023, Proprietary.
13. Nuclear Risk Research Center, Study Report SE00000, "Feasibility Study on Risk-Informed Reactor Containment Vessels Test Interval Extension in Japan," February 2024, Proprietary.

14. Stetkar, J. W., "Comments and Questions on Feasibility Study on Risk-Informed Reactor Containment Vessels Test Interval Extension in Japan, Draft Study Report SE00000," February 27, 2024, Confidential.
15. Nuclear Risk Research Center, "Draft Guidelines for Risk-Informed Containment Vessel Leak Rate Testing (CVLRT)," Presentation to NRRC Technical Advisory Committee, May 2024, Proprietary.
16. Nuclear Risk Research Center, Study Report NR24002, "Feasibility Study on Risk-Informed Reactor Containment Vessels Test Interval Extension in Japan," August 2024, Proprietary.
17. Nuclear Risk Research Center, "Draft Report for Risk-Informed Containment Vessel Leak Rate Testing (CVLRT)," Presentation to NRRC Technical Advisory Committee, November 2024, Proprietary.