

本資料は2023年5月24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

2023年5月24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試験間隔変更

アポストラキス博士殿：

2023年5月15～19日に行われた第18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、日本の原子力発電所における格納容器総合漏えい率試験 (CVLRT) 間隔の変更に伴うリスクの評価手法案について議論を行った。

結論と提言

1. 提案された手法と簡略化した計算の枠組みは、詳細なレベル2確率論的リスク評価 (PRA) を開発することなく、すべての日本の発電所に直ちに適用できるため、非常に有用である。
2. このリスク情報活用では、格納容器損傷頻度の変化 (ΔCFF) が、早期大規模放出頻度の変化 ($\Delta LERF$) に対して適度に保守的な上限を与える。
3. 上記のリスクの変化は、内部起因事象の全出力運転時PRAモデルから得られる炉心損傷頻度 (CDF) を用いて適切に近似することが可能である。その際、このような評価では、内部ハザード、外部事象および、低出力や停止モード中に発生し得る、格納容器の健全性維持が必要な事象など、追加的な寄与因子を考慮して補う必要がある。
4. 8産業界での総運転時間は、格納容器待機時の故障率の評価に用いるべきではない。
5. 提案された手法には、条件付き格納容器損傷確率 (CCFP) の不確かさを定量化するためのガイダンスを含めるべきである。この不確かさは、CDFの不確かさと組み合わせて、追加の定量的または定性的な評価によって必要に応じて補完し、解析結果の全体的な不確かさを評価すべきである。

背景

NRRCは、日本の電力会社がプラント全体の安全性を高い水準で保ちつつ、格納容器漏えい率試験間隔を延長する際の判断根拠に用いる方法およびガイダンスを開発中である。米国で運転している原子力発電プラントは、リスク情報を活用したパフォーマンスベースの手法を用いて10CFR 50 Appendix J Option Bで定める要件を満たすことにより、格納容器総合漏えい率試験（A種試験）の間隔を15年に延長している。

米国原子力規制委員会のRegulatory Guide 1.174には、リスク情報を活用した統合的意思決定プロセスの基本的な原則が記載されている。また、そのプロセスの実施に必要な情報の種類や裏付け解析のためのガイダンスも示されている。これに加えて、Regulatory Guide 1.163には、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に焦点を当てたガイダンスが含まれている。Regulatory Guide 1.163の最新改訂案1は、原子力エネルギー協会（NEI）レポートNEI 94-01, Revision 3-Aおよび電力研究所（EPRI）レポートEPRI 1018243に記載されている解析方法を容認（エンドース）している。

議論

リスク情報を活用したパフォーマンスベースによりプラントの許認可基準を変更する場合、Regulatory Guide 1.174に記載されている5つの基本原則全てを実施した統合的意思決定を根拠とするべきである。NRCの提案する手法に関するNRRCスタッフとの議論では、全体的なプラントのリスクの変化が受容可能なほどに小さいという結論を支持するための解析方法に焦点を絞った。それ以外には、統合的意思決定プロセスの他の4つの要素やプラント固有の許認可申請をサポートするためのガイダンスおよび方法の詳細については説明を受けなかった。従って、本レター報告における結論と提言は、提案されたリスク評価手法のみに関わるものである。

Regulatory Guide 1.174は、プラント許認可基準の変更に起因する炉心損傷頻度の増分（ Δ CDF）および早期大規模放出頻度の増分（ Δ LERF）について受容可能な範囲を示すガイドラインを提供している。日本の原子力プラントは、いずれもCDFを定量化するレベル1 確率論的リスク評価（PRA）を有しているが、これらのPRAは開発の現状では完全性や技術的品質の水準がばらついている。また、LERFの評価に用いることが可能なレベル2 PRAを有しているプラントもあるが、それらのPRAの範囲やモデルの正確さは、レベル1 PRAに比べてばらつきが大きい。

NRRCの提案する手法は、こうした国内原子力産業のPRAの現状に合わせて開発されたものである。特に、同手法では、既存の格納容器漏えい率試験間隔に関連するベースラインLERF、あるいは、試験間隔の延長に伴うLERFの変化を直接定量化する必要はなく、総合漏えい率試験（A種試験）で特定されたすべての条件を使って条件付き格納容器破損確率の変化（ Δ CCFP）を評価すれば良い。そして、格納容器

損傷頻度の変化（ ΔCFF ）を $\Delta LERF$ の代わりに指標として用いる。その定量化方法は以下の通りである：

$$\Delta CFF = CDF * \Delta CCFP$$

ベースラインCCFPとその変化は、格納容器試験に基づく経験データを用いた、時間ベースの初期劣化モデルから導き出される。NEI 94-01 Revision 3-AおよびEPR1 1018243の方法とガイダンスは、概念的に類似する待機時故障率モデルを用いてLERFの変化を評価している。しかし、米国プラントの申請に多く使われている詳細なガイダンスとは対照的に、NRRCの簡略化した計算の枠組みの場合、詳細なレベル2PRAを開発する必要がなく、国内すべてのプラントに適用できるため、非常に有用である。

NRRCの提案する手法は、実際の $\Delta LERF$ の保守的上限を定量化するものである。この解析では、A種試験の受容基準を超える規模の放出量をもたらすようなあらゆる格納容器破損条件の全確率を考慮する。同解析において、そうした漏えい基準を用いることで、実際のLERFは最大でもCFFと等しくなる。実際、フルスコープレベル2PRAと多数の総合漏えい率試験に基づく経験から、LERFは通常、CFFを大幅に下回ることが分かっている。これは、格納容器の欠陥の大半が大規模放出には至らないためである。従って、提案された計算の枠組みで求めた ΔCFF を使用すれば、漏えい率試験間隔の延長に伴う $\Delta LERF$ について適度に保守的な上限が得られる。

炉心損傷頻度の評価

Regulatory Guide 1.174のガイダンスで強調されているのは、リスク情報を活用した意思決定をする際には、事業者の提案する変更によってプラントリスク全体がどのような影響を受けるかを考慮すべき、という点である。この要件は、CDFの評価に使用されるレベル1 PRAモデルの範囲やその他裏付けとなる解析に関して2つのことを意味している。

1つ目は、この解析においては、格納容器の健全性の維持が求められる全ての原子炉運転モード（全出力、低出力およびいくつかの停止時プラント運転状態）で発生し得る全ての起因事象（内部事象、内部ハザード、外部事象）に対する全CDFを考慮すべきである、という意味である。事業者が用いる個別プラントPRAモデルの範囲がこれら寄与因子をすべて含むのではない場合、その不足している因子をどのように考慮してリスク情報に基づく結論にいたったかを、許認可申請書に記載しなければならない。不足している因子に対しては、適度に保守的な定量的評価を用いて考慮できる場合もあれば、定量的説明と定性的説明の組み合わせで十分な場合もある。実際には、このようなPRAの完全性に関する問題は、統合的意思決定パネルで対応する場合が多い。このパネルは、事業者が用いる個別プラントPRAとその評価結果に詳しい専門家や、類似プラントのリスク評価に詳しい専門、および、欠けている情報を効果的に補完する解析手法に精通した専門家、などで構成される。

CDFの評価に関する2つ目の意味は、特定のプラントに該当するものである。一部米国プラントの許認可基準事故解析では、格納容器内の圧力（いわゆる「格納容器

過圧」または「格納容器事故時圧力」)によって、格納容器サンプに配置するポンプの有効吸込ヘッド(NPSH)が維持されることを想定している。これらのプラントでは、格納容器に漏えいが発生すると、当該ポンプが炉心再循環冷却に必要な場面で機能不全に陥る可能性があるため、試験間隔の延長による格納容器漏えい確率への影響度を評価する必要がある。そのため、リスク情報を活用した意思決定のなかで、事業者の変更提案が Δ LERFだけでなく Δ CDFにもどの程度影響するか考慮しなければならない。この問題は、Regulatory Guide 1.163 Revision 1のドラフトおよびEPRI 1018243のガイダンスで示されている。

格納容器待機時故障発生率の推算

上記の評価で提案されている手法は、試験間隔の延長による Δ CCFPを評価するのに待機時故障率モデルを用いている。こうしたモデルは、NEI 94-01 Revision 3-AおよびEPRI 1018243の手法とガイダンスでもエンドースされており、米国内プラント解析に用いられている。

しかし、NRRCが提案する定量化方法では、そうした格納容器待機時故障率の評価に産業界の総運転時間を用いているが、これは不適切である。このやり方で評価した値は、入手した運転経験データから妥当と考えられる故障率より小さくなる。そのような故障率を、延長した試験間隔に亘って適用すると、 Δ CCFPを過小評価することになる。

これらの解析では、初期不良や試験からの復旧の積算データに対して時間ベースの待機時故障率モデルを用いている。従って、評価に用いるデータは試験間隔を正しく考慮することが不可欠で、試験間隔の間に関連のある運転実績を集約しなければならない。これは気づきにくいことであるが非常に重要な問題である。簡単な例で概念的に説明するのが最もわかりやすいだろう。

仮に10基分の運転経験が得られたとして、それぞれ10年間運転されたとする。その10年の間に、各基はA種漏えい率試験を4回実施し、その結果いずれの試験でも故障が全く発生しなかったとする。すると、これにより得られる産業界の経験は、試験を平均2.5年間隔で実施して、計40回の試験において故障が発生しなかったことになる。NRRCの提案方法を適用すると、誤って産業界の総運転時間を合計してしまい「100年連続で故障が発生しなかった」という結論に至ってしまう。その運転期間を100年として導かれる待機時故障率は、実際の2.5年間隔の試験データによる故障率よりも小さくなる。

産業界の総運転時間は、格納容器待機時故障率の評価に用いるべきではない。ベースラインCCFPと適切な格納容器待機時故障率を算出するには、他の方法を使用すべきである。EPRI 1018243のガイダンスに、米国のプラント解析で用いられている計算方法が概説されている。

不確かさの評価

Regulatory Guide 1.174のガイダンスが強調しているのは、リスク情報を活用した意思決定においては、裏付けとなる解析や結果の定量的・定性的な不確かさを考慮すべき、という点である。特に、不確かさの特定と取り扱いに関する広範なガイダンスについて言及しており、その内容はNUREG-1855に記載されている。

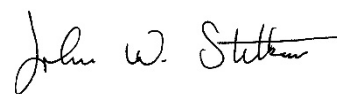
実務では、プラント固有のCDFを定量化するために用いるレベル1 PRAモデルによって、当該プラントCDFに対応する不確かさを定量化する必要がある。

また、CCFPにも不確かさがある。NRRCが提案する手法には、そうした不確かさを定量化するためのガイダンスを盛り込むべきである。CCFPの不確かさはCDFの不確かさと組み合わせて、 ΔCFF の評価結果における複数要因からなる不確かさを定量化すべきである。

実務では、これら明示的に定量化された不確かさの補完として、他の不確かさ要素を定量的または定性的に追加評価することが必要になる場合もある。例えば、統合的意思決定専門家パネルにおいて、適用された PRA モデルの完全性および技術的品質について調査し、関連する不確かさの影響を評価する場合がある。

TACは引き続き、リスク情報を活用した実際的かつ効果的な意思決定に向けて、この重要なNRRCプロジェクトその国内展開の参照標準となる適用検討をレビューしていく。

敬具



ジョン W.ステットカー
委員長

REFERENCES

1. Nuclear Risk Research Center, "Draft Guidelines for Containment Vessel Leak Rate Test," Presentation to NRRC Technical Advisory Committee, May 16, 2023, Proprietary.
2. 米国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.

3. 米国Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.163, "Performance-Based Containment Leak-Test Program," Proposed Revision 1, Draft Regulatory Guide DG-1391, November 2022.
4. 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.
5. Electric Power Research Institute, EPRI 1018243, "Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals," (EPRI 1009325, Revision 2-A), October 2008.
6. 米国Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1855, Revision 1, "Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decisionmaking", Revision 1, March 2017.