産業界における信頼性工学応用の現状と課題

4. 原子力産業における信頼性工学応用の現状と課題[†]

織 田 伸 吾* 佐 藤 憲 一** 服 部 成 雄**

Current Industrial Applications of Reliability Engineering and Some Subjects to be Solved in the Future

IV : Status of Application of Reliability Engineering in Nuclear Energy Industry

by

Shingo ODA*, Ken-ichi SATO** and Shigeo HATTORI**

Key words : PSA, Probabilistic safety assessment, PRA, Probabilistic risk assessment, Risk-informed, Risk-based, Core damage frequency

1 は じ め に

原子力産業における信頼性工学の応用として、原子力施設の安全性について紹介する。原子力安全確保の目的は、原子力施設に内在する放射性物質による潜在的な危険性を顕在化させないことにある。具体的には、想定される異常事象に対してその影響を抑制するとともに、深刻な影響を伴う災害の発生を高い信頼度で防止すること、通常時の施設内外の被ばく限度を超えることなく合理的に達成可能な限り低減することを基本方針としている。ここでは、前者の施設の事故防止に係わる安全確保について、原子力発電所を例に安全確保の考え方と安全評価¹⁾について示す。

事故防止に係る安全確保の考え方として、原子力発電所の設計や運転管理にあたっては、深層防護 (defense-in-depth) の原則を採用するとともに、今までの経験から有益とされている一般的な技術原則等が講じられている。深層防護の原則は、その故障により公衆や従業員の健康に著しい影響をもたらす事態を招くものについては、その発生防止のみならず、発生した場合の影響緩和策をも多重に組み込んでおく方針を意味する。具体的には、立地点の自然現象や社会的環境も踏まえこれらにより安全上重要な機能が損なわれないように対策を講じるとともに、余裕のある設計の採用・厳格な品質保証の実施等により異常の発生を防止すること、各種の監視装置や安全停止装置の設置により異常の拡大を防止すること、非常用炉心冷却系や原子炉格納容器等の設置により事故時の影響を緩和すること等の対策が講じられる。その際、安全上重要なものについては、特に信頼性の高いものを用いるとともに、多重性、多様性、および独立性を考慮して設計がなされる。

安全設計評価は、安全設計の基本方針の妥当性を確認するため、設備の異常や故障を想定し、その際の原子炉

の状態若しくは環境に与える影響を解析して、その結果が一定の基準を満たしているかどうかを評価するものである。この場合、起こりうる異常状態は多岐にわたるものであるが、最初の原因や経過が若干異なっていたとしても最終的に原子炉で起こる事象は類似していることがあるので、プラントの特徴を踏まえた類似の事象を包絡するような、ある限られた数の代表的な事象のシナリオを選定し得る。このような選定された事象のシナリオを「設計基準事故」と呼んでいる。我が国の安全規制においては、「設計基準事故」を選定してこの事象を緩和できる設備の性能や信頼性について、「単一故障の仮定」や保守的な運転管理条件を適用した解析を行い、設備の状況や周辺公衆の被ばく線量を評価する方法がとられている。このような評価方法は、評価に当たって想定した事象の起こり難さにかかわらず、その事象の発生を想定して行なうことから「決定論的 (確定論的) 安全評価」と呼ばれている。

以上のような、原子力発電所の安全確保の考え方と安全評価に対し、「多重故障を想定」した事故シナリオの頻度とその影響について体系的にリスク評価する手法として「確率論的安全評価 (PSA: Probabilistic Safety Assessment)」がある。この PSA は、米国で 1975 年にラスムッセン報告²⁾ (WASH-1400) が公表されている。これは、原子力発電所の安全性に関し PSA で評価を実施した初めての研究であり、多重故障事象を広範囲に考慮した報告である。この報告が出された当初は、評価結果に対する疑問や問題点が指摘されたが、1979 年にスリーマイルアイランド 2 号炉事故 (TMI 事故) が発生してからは、WASH-1400 で指摘されていた多重故障事象に対する検討/分析の有効性が再認識された。また、各国においても原子力発電所の安全性を定量的に評価できる手法として PSA が実施されてきている。したがって、以下

[†] 原稿受理 平成 16 年 4 月 12 日 Received Apr. 12, 2004

* 正 会 員 (株)日立製作所電力グループ日立事業所 〒317-8511 日立市幸町, Hitachi Works, Power Systems, Hitachi Ltd., Saiwai-cho, Hitachi, 317-8511

** (株)日立製作所電力グループ日立事業所 〒317-8511 日立市幸町, Hitachi Works, Power Systems, Hitachi Ltd., Saiwai-cho, Hitachi, 317-8511

では、信頼性工学の応用としてこの PSA を中心に、原子力発電所のリスク評価の現状とリスク情報活用の課題について述べる。

2 原子力発電所のリスク評価

2.1 リスクの定義

リスクとは、被害の生起確率と被害の重大性の積として定義され、ハザード（人や物に対して、害を与える可能性がある行為ないしは現象）がどのくらいおこりやすいかという期待値がリスク³⁾である。したがって、原子力発電所のリスクは、原子力発電所で想定される事象の発生頻度とその結果の影響として定義することができる。

$$R(\text{Risk}) = P(\text{Probability}) \times C(\text{Consequence})$$

R：リスク

P：事故の発生頻度

C：事故の影響の大きさ

PSA では、プラントの安全性を確率的にかつ、総合的に評価するために、このリスクという指標を用いている。一般に、リスクというものは、人々が社会生活をする上では、避けられないものでもあり、社会生活の上では、リスクとベネフィット（便益）のバランスで物事は判断されている。この場合に、人々がリスクを回避するためには、全ての関係者がリスクについての情報を共有し、意思疎通を図ること、すなわち、リスクコミュニケーションが重要となる。さらに、安全性を定量的に示すことができるリスク評価に基づいて、

何をもって安全というか？

何が安全指標か？

どうやれば安全の指標を示せるか？

どこまで安全を確保すれば良いか？

等の答えを示していくことになる。これらは、原子力発電所の安全性を定量的に評価する手法として、PSA が有効なものとしてされている理由でもある。

2.2 PSA の経緯

米国では、TMI 事故を契機として PSA で取り扱っている多重故障事象の中で、「設計基準事故」を超える事象で炉心損傷に至るような苛酷事故に関する安全研究等が多数実施された。これらの知見を取り入れた PSA として NUREG-1150⁴⁾が 1987 年～1990 年にかけて公表された。NUREG-1150 では、米国の代表炉として沸騰水型原子炉 (BWR：Boiling Water Reactor) 2 プラント、加圧水型原子炉 (PWR：Pressurized Water Reactor) 3 プラントが評価されている。さらに、原子力規制委員会 (NRC：Nuclear Regulatory Commission) は、各プラント設置者に対し、プラント個別に PSA を実施するように 1988 年に通達し、1997 年までにその評価結果のレビューを完了している。

我が国においても、WASH-1400 が公表されてから、日本原子力研究所、(独) 原子力安全基盤機構（旧原子力発電技術機構・安全解析所）、産業界等において研究が実施されている。産業界の評価結果については、1990 年、原子炉安全基準専門部会・共通問題懇談会に代表炉 PSA を報告している。さらに、1994 年、原子力発電所の苛酷事故に対するアクシデント・マネジメント (AM：Accident Management) 対策を検討する一環として、PSA のプラ

ント個別評価が実施されている。また、各既設プラントで実施されている定期安全レビューにおいて、更新された PSA のプラント個別評価等が報告されている。

2.3 PSA の概要

原子力発電所に対する PSA は、評価の目的に応じてレベル 1 からレベル 3 までの 3 段階がある。

(1) レベル 1：炉心損傷に至る可能性のある事象を起因事象とし、安全系統の多重故障を想定し、炉心損傷に至る事故シナリオの抽出、並びに個々の事故シナリオの発生頻度を求める。レベル 1 の最終的な結果としては、全事故シナリオの発生頻度から炉心損傷頻度 (CDF：Core Damage Frequency) (／炉年) を得る。

(2) レベル 2：個々の事故シナリオにおける炉心損傷挙動および核分裂生成物 (FP：Fission Products) 放出挙動を解析評価する。レベル 2 の最終的な結果としては、全事故シナリオの格納容器破損頻度 (CFF：Containment Failure Frequency) (／炉年)、および各種 FP のソースターム（放出割合、開始時間、継続時間）を得る。

(3) レベル 3：レベル 2 で得たソースタームから公衆に対する被ばくの大きさ等を評価するとともに、レベル 1、レベル 2 で得た発生頻度を掛けて公衆へのリスクを評価する。

以上の PSA に関する評価手法については、国内では(財) 原子力安全研究協会にてレベル 1PSA⁵⁾とレベル 2 PSA⁶⁾の出力運転中の評価手法について手順書が整備されている。また、(社) 日本原子力学会にて停止時のレベル 1PSA の手順書⁷⁾も整備されている。この中から、信頼性工学の応用の観点で最も関連が強いレベル 1PSA について、出力運転中の評価手法の概要を述べる。

2.4 レベル 1PSA の評価手法

(1) プラント特性の調査

PSA を実施する上でまず重要なことは、プラントの特性としてシステムの従属性を把握することである。例えば、図 1 に示すように炉心への非常用冷却設備として電動駆動ポンプ 2 台、タービン駆動ポンプ 1 台で構成されていたとする。この場合、これらの冷却システムを機能させるための電源システムとして、電動駆動ポンプの駆動用交流電源、システムを制御する直流電源が必要となる。また、大型の電動ポンプの場合、モータの冷却やメカシールの冷却のために、補機冷却系からの冷却水が必要となる。さらに、この電源システムの中で、交流電源は所内および外部電源と非常用ディーゼル発電機 (DG：Diesel Generator) があり、直流電源は通常時には充電器を介して交流から変換されるが、交流電源喪失時にはバッテリーから受電することになる。また、このバッテリーは、外部電源喪失時の非常 DG の起動用電源ともなる。

したがって、PSA の対象となるプラントのシステムを調査して、システムや機器の状態（待機時、運転時）、システム間のインターフェイス、自動操作と手動操作、機器の環境条件、手動操作の難易度等を十分に調査しておくことが、プラント特性の把握として重要である。

(2) 起因事象の選定

PSA では、事故やトラブルの発端となる事象を起因事

央研究所を中心に国内原子力発電所の故障率データベースの整備が進んでおり、国内故障率データを用いた感度解析も実施されている。

(6) 共通原因故障

次に、PSAの評価における特徴として、共通原因故障が上げられる。共通原因故障とは、多重化されている機器において、複数の機器がそれらの全てに共通する単一の原因により故障してしまうモードを示す。

具体的な故障モードとしては、補機冷却海水ポンプにおいて、海水ポンプピット内の貝類が異常水温で死滅し、その貝殻を吸込み複数のポンプが起動失敗するような事例や、非常用 DG において、異常気象で外気の取り入れ給気が低温になり、定例試験時に複数の非常用 DG が起動失敗のような事例が米国で報告されている。我が国のメンテナンスや設計では、一つ一つの事例を検証すれば、十分にその発生は低いと考えられるが、全ての発生を否定できるモードではないということがいえる。したがって、現状では、例えば、フォールトツリー解析等において、多重化されている機器に対し共通原因故障が発生する割合をファクターとして機器毎に米国データから設定し、共通原因故障としてモデル化している。

(7) 人的過誤

もう一つの PSA の特徴として、評価に人的過誤を取り入れている点がある。PSA で評価されている人的過誤としては、事故前の人的過誤（保守時の復旧忘れ）、事故後の人的過誤（操作忘れ、操作失敗）、回復操作（人的過誤の検知）がある。これらの評価対象は、フォールトツリー解析やイベントツリー解析の過程の中から必要となる運転員の操作等が抽出され、手法としては NUREG/CR-1278¹⁰⁾ の THERP (Technique for Human Error Prediction) を用いて定量化している。

(8) 定量評価

最終的な CDF の定量化のイメージは、複数展開された各起因事象のイベントツリーに対し、その安全機能に対応するフォールトツリー解析が存在し、この中には共通原因故障も人的過誤も含まれて評価される。したがって、CDF の定量化のために最終的なイベントツリーの定量化を実施すれば、これらの全要因を含んで定量化が実行される。また、各データのもつ不確かさを考慮した不確定性解析も実施している。

2・5 PSA の評価事例

PSA についての国内代表 BWR プラントに対する出力運転中の内的事象に対する実施例¹¹⁾を紹介する。代表 BWR プラントの CDF は、AM 策の反映前において、 3.5×10^{-7} / 炉年と評価され、CFF は 2.0×10^{-7} / 炉年と評価された。これは、1 年間の運転中に炉心損傷が発生する確率は 100 万分の 1 より小さいことを示している。国際的な安全水準との比較では、国際原子力機関 (IAEA : International Atomic Energy Agency) の安全目標である CDF が 10^{-4} / 炉年以下（運転中のプラント）であり、不確かさを考慮しても十分満足している。また、この結果から、確定論に基づく設計には、安全上の余裕が十分あることを確認されたといえる。

BWR プラントの CDF 評価結果は、プラントの挙動を

考慮すると 6 つの事故シナリオに分類でき、その寄与割合の評価例としては、図 3 に示すようになる。各シナリオの CDF への寄与割合を分析することで、AM 対策の検討として、支配的な事故シナリオに対して、更なる安全性向上のための対策が抽出されている。AM 策の反映後における代表 BWR プラントの CDF および CFF とも、約 9 割以上の低減となっている。

2・6 定量的安全目標

このような PSA の結果から得られた原子力発電所のリスクは、定量的安全目標と比較され、その安全裕度を定量的に確認できる。また、この定量的安全目標を補足する性能指標として、CDF や早期大規模放出頻度 (LERF : Large Early Release Frequency) について目標値を設定して運用することが、米国等で実施されている。我が国では、原子力安全委員会の安全目標専門部会にて検討されており、2003 年の中間とりまとめ (案)¹²⁾にて個人リスクに対する目標値、および性能指標の候補が記載されている。国際的には、IAEA の国際原子力安全諮問グループ (INSAG : International Nuclear Safety Advisory Group) の検討がある。INSAG の報告 (INSAG-12 1999)¹³⁾は、原子力発電所に関する安全目標および補助的な安全目標を示したもので、CDF が 10^{-4} / 炉年未満（将来炉は 10^{-5} / 炉年）と具体的な数値目標が掲げられている。したがって、我が国では PSA を用いて CDF や CFF を求め、前項のように IAEA の目標値と比較し安全性を確認されている。

3 PSA 活用の動向

PSA について米国等の諸外国では、安全評価研究からさらに発展させて PSA 等を用いるリスク情報の活用が実用段階となっている。これらの米国および国内の動向等を示す。

3・1 米国の動向

TMI 事故後の規制の強化に伴う、プラント要員増加、プラントの改修等、コストの大幅な増加を経験した米国産業界は、1992 年に安全上の貢献度の低い規制要件を緩和し、重要なリスク低減活動に重点的に資源を配分することを提案した。1994 年に NRC により原子炉規制活動への PSA の使用に関する政策声明書¹⁴⁾が提案され、その中でレビューグループ等の検討結果から規制緩和の一貫として、規制活動に PSA を使用することが勧告されている。その利点として以下の点が示される。

図3 CDFの事故シナリオ分析

- 安全上の問題についてリスクに基づいた効果的な意志決定
 - 設置者の不必要な負担を軽減
 - NRC スタッフのリソースをより有効に使用可能
- 一方、PSA を規制活動で使用するための問題点も以下のように摘出されている。
- 規制プロセスの変更
 - データの収集（規制上の意志決定に用いる PSA は可能な限り現実的なもの）
 - 不確定性の考慮（リスクベースの規制においても、ある程度の不確定性が常に残り、工学的判断を行なう余地が存在する）

以上のような背景において、米国では NRC の規制活動における PSA 技術の使用を推進するため、保安規定、品質保証活動、検査、新型炉のレビュー、AM 策の考察等への適用を検討・推進した。また、米国機械学会 (ASME: American Society of Mechanical Engineers) 等もリスクベースの概念を支持し、パイロット計画等による開発と広範な利用の奨励を行なった。

さらに、NRC は、1995 年に PSA の規制における使用に関し、最終政策声明書¹⁵⁾を公表した。NRC の狙いは、現行の決定論的アプローチを補完する手段としてリスクの洞察の取り入れを行なうことである。（これを、NRC はリスクベース・アプローチと呼ばず、リスクインフォームド・アプローチと呼ぶ。）これは、従来の決定論的な評価と確率論的な評価を統合した意思決定基準を有する規制と定義している。この政策声明書の実行により、安全上の意思決定の改善、NRC 資源のより効率的な活用、原子炉設置者の不必要な負担低減が期待されている。

また、1998 年に R. G. (Regulatory Guide) 1.174 「個別プラント許認可ベースの変更をリスク情報に基づき判断する場合の PSA の使用」¹⁶⁾を公表し、また各原子炉施設の共通的な課題についての指針として R. G. 1.175 ~ 178 にて、供用期間中試験、グレード別品質保証、テックスベックの変更、配管の供用期間中検査について定めている。¹⁷⁾R. G. 1.174 の許認可ベースの変更における 5 つの原則は、

- 現在の規制への適合
- 深層防護概念の維持

- 十分な安全裕度の維持
 - CDF やリスクの増加小（図 4 に示す許容基準内であることを確認）+ NRC の安全目標声明に合致
 - 性能監視方策を用いる
- が必要とされている。

さらに、これらの個別活動による緩和を実施しても、その他の規制要件による制限があるため、法律（米国連邦規則 (10CFR50)）そのものの改訂が検討されている。リスクインフォームド規制では、それぞれの活動の適切さを監視することが求められている。保守規則 (10CFR50.65) は、そのような監視の一部として活用されている。また、これらの活動とは別個に、NRC は規制監視プロセス (ROP: Reactor Oversight Process) を実施している。

3・2 国内の動向

2001 年 1 月に経済産業大臣から総合資源エネルギー調査会に対し「昨今の環境変化を踏まえた今後の原子力の安全確保および電力の保安の在り方について」の諮問が行われた。そして、2001 年 12 月に原子力安全・保安部会において原子力発電施設および核燃料サイクル施設に係る検査制度の在り方を審議するため「検査の在り方に関する検討会」を設置した。この委員会の中間報告 (案)¹⁸⁾が 2002 年 6 月に公開されており、その骨子の中には定量的なリスク評価の活用やパフォーマンス評価に応じた検査の適用等の項目が含まれている。

また、2002 年 10 月に「原子力施設における自主点検記録の不正等に対する対応について」として、原子力安全委員会決定事項を公表した。¹⁹⁾この中で、再発防止の基本的な考え方として、事業者による安全の判断と規制のあり方、合理的な技術基準、情報の公開性と透明性、安全文化、および申告制度について述べている。また、原子力安全委員会としての行動として、リスクインフォームド型規制の導入のあり方に関する検討が明記されている。このように原子力安全委員会は、安全運転の規制を実効的に行なう観点からは、リスク情報に基づいた以下の活動が重要と指摘し、その基本となるべき考え方の検討を開始すると記載されている。

- 設備の安全性が維持されている範囲を的確に把握
- 品質保証活動が適正に行われていることを監視、確認

3・3 検査に関する適用事例

米国における適用事例として、供用期間中検査について示す。従来、供用期間中検査は圧力バウンダリとの相互関係からクラス分類され、そのクラスに従い検査の範囲、頻度が決められていた。これに対し、リスク情報における供用期間中検査では、以下のように CDF を定義し、その機器損傷による CDF への影響を定量化する。

$$CDF = \text{機器損傷頻度} \times \text{条件付炉心損傷確率}$$

機器損傷頻度：確率論的破壊力学コード等から評価

条件付炉心損傷確率：PSA から評価

また、図 5 に示すように各機器損傷頻度に対する CDF への影響は、リスク重要度として表現され、リスク情報により補正された機器のクラス分類が可能となる。また、機器破損頻度評価において検査頻度に関する感度解析が実施できる。リスク情報による検査では、このような情報が検査計画に反映される。さらに、プラント情報（発

図 4 米国の炉心損傷頻度に対するガイドライン

見された亀裂等の情報)は損傷頻度の評価において反映され、専門家パネルが実施される。この専門家パネルでは従来の決定論的な考え方と付き合わせ、総合的な意思決定が実施される。ASMEのパイロット研究²⁰⁾(PWR)では、原子炉冷却系の検査箇所が、従来161箇所から16箇所に低減し、被ばく量も1/15となっている。

4 今後の課題

我が国においても、第3章のPSA活用の動向に示したように、原子力安全委員会における決定事項としてリスクインフォームド型規制の方針が公表されている。また、2・6節の定量的安全目標で述べたように、我が国としての定量的安全目標(案)や性能指標が検討されている。このような状況から、リスク情報を活用して意志決定する上での課題としては、例えば、以下のような点が摘出される。

- ・ リスク情報を適切に運用するような仕組みを考案
- ・ 従来の決定論的手法と統合して意思決定する方法
- ・ リスク情報の活用目的に対応したPSAの品質

また、将来的には経年劣化等のデータを充実化させれば、高経年化に関する評価への適用も考えられる。

5 おわりに

原子力発電所のリスク評価の現状としてレベル1PSAを中心に評価手法および評価結果を解説した。また、リスク情報活用として主に米国の動向およびその活用例を示した。その上で、原子力安全委員会の動向も踏まえてリスク情報活用の課題についてまとめた。このリスク評価やリスク情報活用については、軽水炉の発電プラントを例として記載したが、これらに限られたものではなく、広く他の原子力施設にも応用できるものであると考えられる。今後、リスク情報の活用によって、科学的で合理的な規制体系となることを望みたい。

参考文献

- 1) 原子力安全委員会安全目標専門部会，安全目標専門部会の調査審議状況(2002)。

図5 米国PWRのリスク評価事例(ASMEパイロット研究例)

- 2) NRC, "Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants", WASH-1400 (1975).
- 3) 吉川肇子, "リスク・コミュニケーション", p.15 (1999) 福村出版.
- 4) NRC, "Reactor Risk Reference Document", NUREG-1150 (1987).
- 5) 財 原子力安全研究協会, 確率論的安全評価 (PSA) 実施手順に関する調査検討 -レベル1 PSA, 内的事象- (1992).
- 6) 財 原子力安全研究協会, 確率論的安全評価 (PSA) 実施手順に関する調査検討 -レベル2 PSA, 内的事象- (1993).
- 7) 社 日本原子力学会, 原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価手順: 2002, AESJ-SC-P001, 2002 (2002).
- 8) IEEE, "IEEE Guide to the Collection and Presentation of Electrical, Electric, Sensing Component, and Mechanical Equipment Reliability Data for Nuclear Power Generating Stations," IEEE-std. 500-1984 (1984).
- 9) R. A. Bari, A. J. Buslik and N. Z. Cho, "Probabilistic safety analysis Procedures Guide", NUREG/CR-2815 (1985).
- 10) D. Swain and H. E. Guttman, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications", NUREG/CR-1278, Final Report (1983).
- 11) 原子力安全・保安院, アクシデントマネジメントに係る最近の検討について, 第54回原子力安全委員会資料1号 (2001).
- 12) 原子力安全委員会安全目標専門部会, 安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ(案) (2003).
- 13) IAEA INSAG, "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG3 Rev.1 INSAG-12" (1999).
- 14) NRC, "Proposed Policy Statement on the Use of Probabilistic Risk Assessment Method in Nuclear Regulatory Activities", SECY-94-218 (1994).
- 15) NRC, "Final Policy Statement on the Use of Probabilistic Risk Assessment Method in Nuclear Regulatory Activities", SECY-95-126 (1995).
- 16) NRC, Regulatory Guide 1.174, "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions Plant-Specific Change to the Licensing Basis" (1998).
- 17) 例えば NRC, Regulatory Guide 1.175, "An Approach for Plant Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Inservice Testing" (1998).
- 18) 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会, 検査の見直し方向性(案) -検査の在り方に関する検討会中間とりまとめ-について, 第6回検査の在り方に関する検討会資料1 (2002).
- 19) 原子力安全委員会, 原子力施設における自主点検記録の不正等に対する対応について, 第66回原子力安全委員会臨時会議配布資料(1) (2002).
- 20) ASME, "Risk-Based Inspection Development Guidelines", CRTD Vol.20-1, 2 (1992).