

PRAの手法と活用例

井手 善広*

Methods of PRA and Examples of the Application

Yoshihiro Ide*

原子力発電所の安全性を解析する手法として確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment, PRA）がある。本稿では、確率論的リスク評価の評価手順の概略を簡単に説明し、その評価結果および手法の活用例並びに国内および海外における解析結果の活用例を紹介する。

Keywords: 確率論的リスク評価、PRA、イベントツリー、フォールトツリー、炉心損傷頻度

1. はじめに

原子力の分野では 1960 年代以降、原子力発電所のリスクを網羅的に考慮して定量化し、原子力発電所の安全性を解析する確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment, PRA）の手法が整備されてきた。1975 年の WASH-1400 [1]でその骨格はほぼ出来上がり、1979 年のスリーマイル島原子力発電所事故の小 LOCA による事故シナリオと類似する事故シナリオを WASH-1400 では事前に解析していたことから、PRA の技術が注目され、使用されるようになってきた。米国では規制の場でも活用されており、日本でも原子力規制検査において PRA の活用が始まりつつある。

本稿では、PRA の基礎としてその手法を説明し、またその活用例を紹介する。

2. PRA の手法

PRA は、解析対象とする事象の種類によって、内的事象／外的事象、運転時／停止時、レベル 1／レベル 2／レベル 3、等に分類され、その解析業務の手順については日本原子力学会から学会標準が定められている。

本章では、これらのうち最も基礎的な内的事象運転時レベル 1PRA についてその手法の基礎を説明する。

* アドバンスソフト株式会社 第 4 事業部
Computational Science and Engineering
Division IV, AdvanceSoft Corporation

本稿では、図 1 に示す PRA の評価手順例のフローチャートに沿って、PRA の評価手順を説明する。

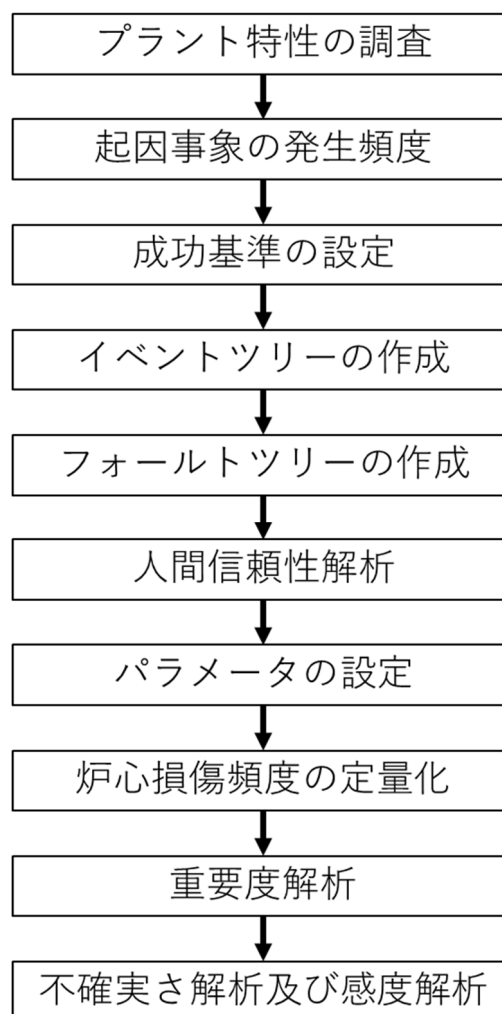


図 1 PRA の評価手順例

2.1. プラント特性の調査

PRA 解析を実施するにあたって、解析を始める前にプラント情報を広く集める必要がある。代表的な情報としては、配管計装線図（Piping & Instrumentation Diagram, P&ID）や電気展開接続図（Elementary Control Wiring Diagram, ECWD）等の図面や機器設計仕様書等の設計情報、事故時運転操作手順書や定例試験手順書等の運転管理情報が挙げられる。これらの情報を用いて、後述の手順に従って解析を進めていく。

2.2. 起因事象の発生頻度

炉心損傷に至る可能性のある起因事象を選定し、その発生頻度を算出する。起因事象を選定するにあたっては、故障モード・影響解析（Failure Modes and Effects Analysis）等の手法を活用できる。また、その発生頻度を算出する方法の一例としては、原子力安全推進協会が運営するニューシア[2]等で起因事象の発生件数を調査し、運転期間で除す等の方法がある。

2.3. 成功基準の設定

特定した起因事象に対し、炉心損傷を回避する

ために原子力発電所には緩和設備が備わっている。炉心損傷を回避するために必要な緩和設備の運転条件を成功基準と呼ぶ。例えば、外部電源喪失（Loss of Offsite Power, LOOP）の起因事象に対して、高圧注水系 2 系統中 1 系統で炉心損傷を回避できるのであれば、1/2 高圧注水系統が成功基準である。

成功基準の設定には、設計情報の他に熱水力解析の解析結果等も参照される。熱水力解析に用いられる代表的な解析コードとしては、フィンランドのフィンランド国立技術研究センター（VTT）および Fortum 社が共同で開発している原子力プラントシステム解析コード Apros や、米国電力中央研究所（Electric Power Research Institute, EPRI）が所有するシビアアクシデント解析コード MAAP が挙げられる。

2.4. イベントツリーの作成

設定した成功基準を基に、特定した起因事象に対し、炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開し、イベントツリーを作成する。イベントツリーの例を図 2 に示す。

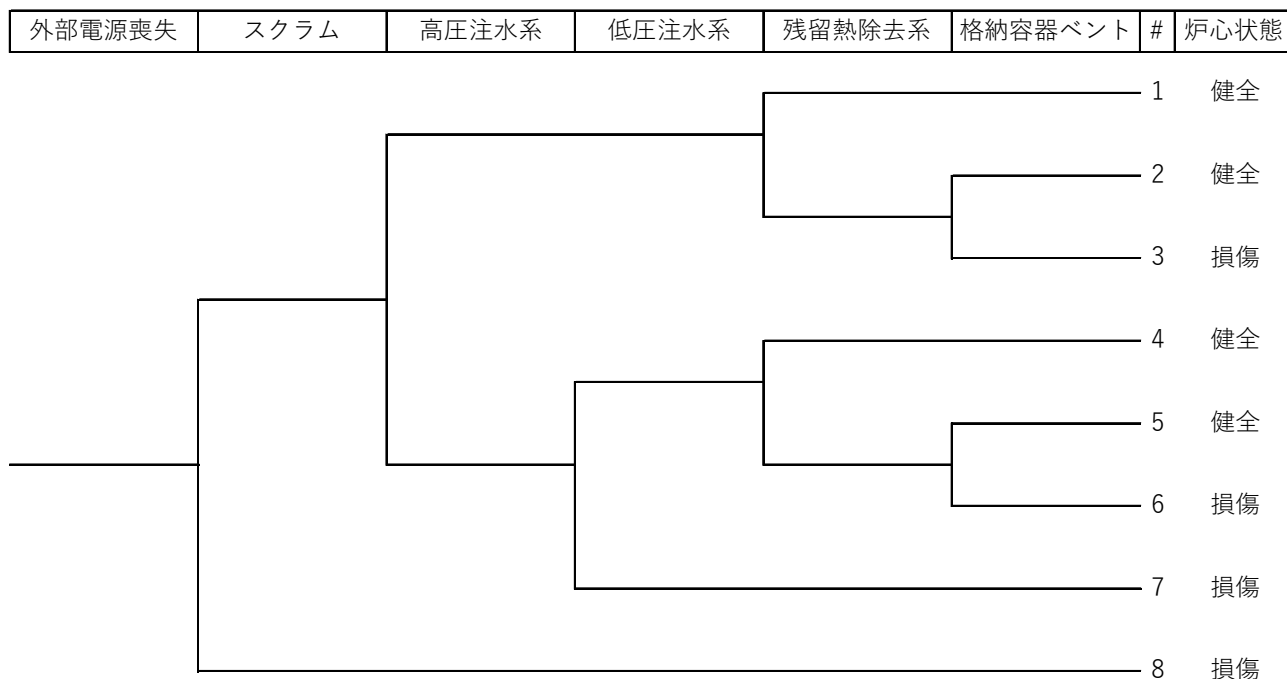


図 2 イベントツリーの例

イベントツリーは、原子力発電所の緩和設備をヘディングとして、その成功を上側のパスで表現し、その失敗を下側のパスとして表現する。これにより、起因事象を出発点として、各緩和設備の成否を網羅的に表現し、その成否の組合せによって炉心損傷を回避できるか否かを図示することができる。

例えば、図 2 のシーケンス番号 1 の事故シーケンスの場合、LOOP の発生後、スクラムに成功して原子炉を停止し、高圧注水系により炉心を冷却し、残留熱除去系によって格納容器外へ熱を放出することで、炉心を健全な状態に保つ。また、別の例を説明すると、図 2 のシーケンス番号 7 の事故シーケンスの場合、LOOP の発生後、スクラムに成功して原子炉を停止することには成功するが、高圧注水系および低圧注水系が失敗することにより炉心冷却に失敗し、炉心損傷に至る。

また、炉心損傷に至る頻度は、起因事象の発生頻度に対して、イベントツリー上の各分岐の失敗確率、すなわち下側のパスに向かう確率を考慮することで、評価することができる。下側のパスに向かう確率を考慮するための手法としては、イベントツリーの各分岐に、次節で説明するフォール

トツリーをリンクし、そのフォールトツリーを解析する手法がある。

なお、イベントツリーの終端を単に炉心健全／炉心損傷で表現するのではなく、炉心損傷を更にいくつかの炉心損傷に至った事故シーケンスグループに分類し、それらの分類を示す記号をイベントツリーの終端に記入する場合もある。

2.5. フォールトツリーの作成

作成したイベントツリーのヘディングに示された各緩和設備の失敗確率を解析する手法に、フォールトツリー解析 (Fault Tree Analysis, FTA) 手法がある。フォールトツリー解析は、望ましくない事象が発生する確率を解析するための手法である。

フォールトツリー解析では、各緩和設備の失敗を、その失敗を発生させるような事象に分解し、それを一定の記号を使って樹形図上に表したフォールトツリーを作成する。フォールトツリーを記述するための記号の例を図 3 に示す。

また、これらの記号を使って作成したフォールトツリーの例を図 4 に示す。

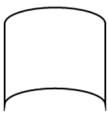
記号	意味	記号	意味
	頂上事象又は中間事象 解析対象とする故障事象、又はそれを分解していく途中の事象。		ANDゲート ゲートの下に接続された事象が全て発生した場合に、ゲートの上の事象が発生する。
	基事象 それ以上分解しない事象。		ORゲート ゲートの下に接続された事象のうち1つが発生した場合に、ゲートの上の事象が発生する。

図 3 フォールトツリーを記述するための記号の例

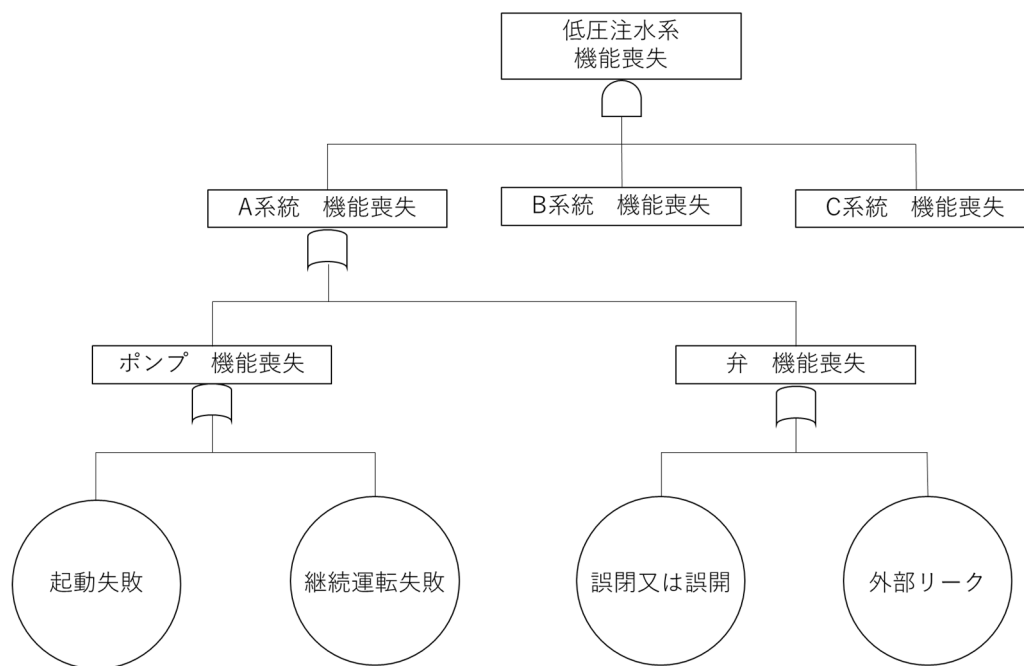


図 4 フォールトツリーの例

図 4 では、低圧注水系の機能喪失はその A 系統、B 系統および C 系統が全て機能喪失した時に発生すること、そのうち A 系統の機能喪失はポンプ又は弁が機能喪失した時に発生すること、ポンプの機能喪失には起動失敗の場合又は継続運転失敗の場合があること、および弁の機能喪失は誤閉又は誤開と外部リークのどちらかが発生した時に発生することが、それぞれ示されており、B 系統および C 系統の機能喪失要因の分解は省略されている。

2.6. 人間信頼性解析

作成したフォールトツリーを定量化するために、フォールトツリーの基事象のうち人的過誤事象に対して、その失敗確率を定量化する。

人間信頼性解析（Human Reliability Analysis, HRA）と呼ばれるこの定量化には、35 以上の手法があるとされている[3]。人間信頼性解析の手法として日本では長らく THERP (Technique for Human Error Rate Prediction) [4]と呼ばれる手法が使用されてきたが、最近では EPRI HRA Calculator に実装されている EPRI 手法[5]が採用されることもある。また、米国では、EPRI と米国原子力規制委員会（Nuclear Regulatory Commission, NRC）が共同で開発

している IDHEAS (An Integrated Human Event Analysis System) 手法[6]といった新しい手法も登場している。このように、この解析の分野は現在も研究が進んでいる分野である。

THERP 手法の登場から 30 年以上が経つ今でも新しい手法が開発されている理由の 1 つは、人間信頼性解析の対象が人間の失敗する確率であり、その人間のばらつきが大きいためであると考えられる。

原子力発電所における人間の失敗を分析するには、プラントの運転に関する知識やプラントのシステムに対する理解だけでなく、ヒューマンファクター、認知心理学、人間工学等の幅広いバックグラウンドが必要である。これらのバックグラウンドを基に、それぞれの事故シナリオにおける人間の認知のメカニズムを詳細に分析することができる手法の開発が必要である。

このような手法の開発には、上述したような多様な分野の研究者と現場のプラントの運転員でチームを編成し、プラントの事故時操作手順に準じた人間科学的な実験を含めた開発プロジェクトが必要であると考えられる。各電力会社のプラントだけでなく、運転訓練センターの訓練シミュレータ等を活用した実験によりデー

タを収集することも考えられる。また、開発された手法を使いこなすことのできる素養を持った人材の育成も、精緻化された人間信頼性解析を実務で運用していくために必要なことであると考えられる。

2.7. パラメータの設定

作成したフォールトツリーを定量化するために、フォールトツリーの基事象のうち機械故障確率等のパラメータを設定する。

故障確率の設定にはまず、各機器の各故障モードに対する故障率のデータが必要である。これには例えば国内一般機器故障率(21ヶ年データ)[7]を活用することができる。また、使命時間や点検間隔等の時間パラメータも設定する必要がある。使命時間を精緻に決定する場合は、各プラントの特徴を考慮に入れて決める必要があると考えられるが、故障確率への影響は点検間隔の方が大きいと考えられる。

共通原因故障の扱い方には、いくつかの手法が提案されており、これも PRA の中では重要な研究テーマである。原子力発電所では信頼性の向上を目的として、系統の多重化等が行われているが、これは各系統の故障が独立に起こるため、信頼性が上がるという考えに基づいてい

る。ところが、複数の系統が同じ原因によって故障するとなると、系統を多重化しても、故障確率は下がらない。このため、共通原因故障の取り扱いは信頼性解析において重要なテーマである。扱うための手法は、代表的なものとして、 β ファクタ法や Multiple Greek Letter 法等が提案されている。これらのような共通原因故障の確率を定量化するための手法で使用できるパラメータを収集することは、PRA の解析を実施するために必要である。

2.8. 炉心損傷頻度の定量化

作成したイベントツリーおよびフォールトツリー、並びに人間信頼性解析の結果および設定したパラメータを基に、炉心損傷に至る各事故シーケンスの発生頻度を計算し、全炉心損傷頻度を算出する。

算出された全炉心損傷頻度は、その内訳を示すためにパイチャートにまとめられることがある。パイチャートの例として、起因事象ごとの炉心損傷頻度の割合を示すパイチャートを図 5 に、事故シーケンスグループごとの炉心損傷頻度の割合を示すパイチャートを図 6 に示す。

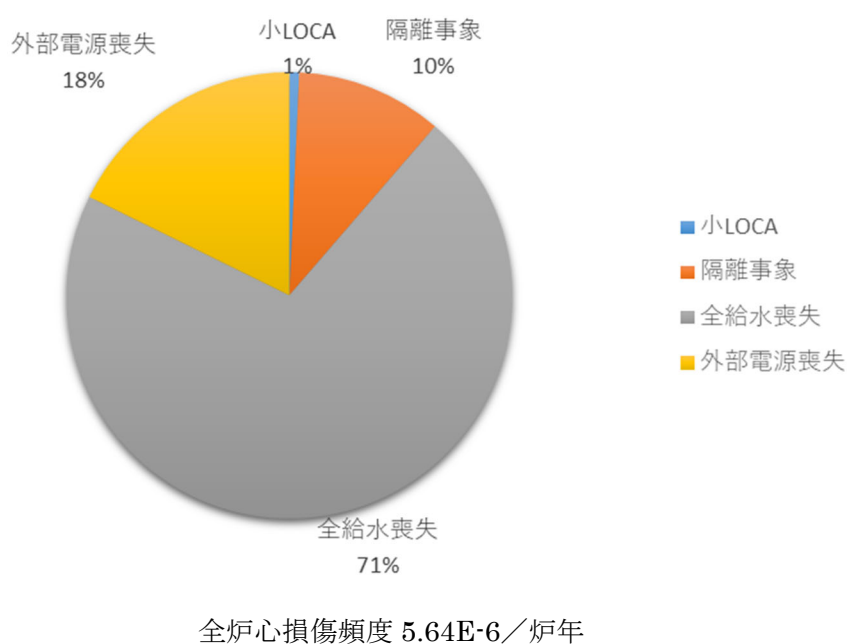
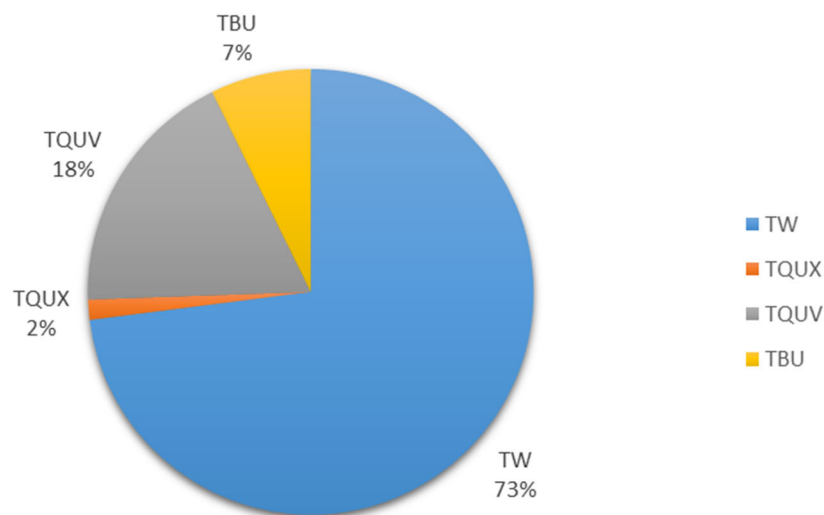


図 5 起因事象ごとの炉心損傷頻度の割合を示すパイチャートの例



全炉心損傷頻度 $2.74\text{E-}6$ /炉年

図 6 事故シーケンスグループごとの炉心損傷頻度の割合を示すパイチャートの例

図 5 の場合、全炉心損傷頻度 $5.64\text{E-}6$ /炉年のうち、起因事象別で割合が最も高いのは全給水喪失の 71%であり、それに外部電源喪失の 18%、隔離事象の 10%が続き、小 LOCA は 1%で殆ど寄与がないことが分かる。

同様に図 6 の場合は、全炉心損傷頻度 $2.74\text{E-}6$ /炉年のうち、事故シーケンスグループ別で割合が最も高いのは TW で 73%であり、これに TQUV の 18%、TBU の 7%、TQUX の 2%が続くことが分かる。

事故シーケンスの発生頻度を計算する手順の 1 つは、フォールトツリーを定量化した後、その定量化結果を用いてイベントツリーにより各事故シーケンスの発生頻度を計算する手順がある。フォールトツリーの定量化は、ブール代数演算により頂上事象が発生する基事象の組合せ、すなわちカットセットを計算し、各カットセットに対してその発生確率を計算するのが 1 つの方法である。このカットセットと発生確率の情報を基にして、イベントツリー上で炉心損傷に至る各事故シーケンスの発生頻度を定量化する。このとき、イベントツリーのヘディング間の従属性に注意することが必要である。

このような定量化を実施するにあたっては、

様々な統合 PRA 解析コードを使用することができる。代表的なものとしては、SAPHIRE、CAFTA、WinNUPRA、RiskSpectrum、RISKMAN、Safety Watcher といった統合 PRA 解析コードが挙げられる。

2.9. 重要度解析

炉心損傷に至る事故シーケンスのカットセットに含まれる基事象に対し、その基事象が与える影響の重要度を解析する。

よく使われる重要度の指標に、リスク増加価値 (Risk Achievement Worth, RAW) および Fussell-Vesely 重要度 (FV 重要度) がある。

RAW は、ある事象が必ず発生するとした時にリスクがどれだけ増加するかを表す指標である。RAW を式(1)に示す。

$$\text{RAW} = \frac{F(\text{CD}|A = 1)}{F(\text{CD})} \quad (1)$$

ここで、 $F(\text{CD}|A = 1)$ は事象 A の発生確率を 1 とした場合の炉心損傷頻度であり、 $F(\text{CD})$ は炉心損傷頻度である。

FV 重要度は、特定の機器の故障又は人的過誤を発生しないとすることによってリスクをどれだけ低減できるかを表す指標である。FV 重要度を式(2)に示す。

$$\text{FV 重要度} = \frac{F(\text{CD}) - F(\text{CD}|A = 0)}{F(\text{CD})} \quad (2)$$

ここで、 $F(\text{CD}|A = 0)$ は事象 A の発生確率を 0 とした場合の炉心損傷頻度である。

2.10. 不確実さ解析および感度解析

炉心損傷頻度の不確実さを定量化する。また、炉心損傷頻度に影響を与える因子の感度を調査する。

炉心損傷頻度の定量化に使用した起因事象発生頻度、人的過誤確率および機器故障確率等には不確実さがある。これらの不確実さを伝播させることにより、炉心損傷頻度の不確実さを定量化する。伝播させるための解析手法としてはモンテカルロ法等がある。不確実さの表現としては、平均値および不確実さ幅を評価する方法がある。

炉心損傷頻度に影響を与える因子を特定する際には、重要度評価の結果や、解析で設定した仮定やモデルの不確実さ等を考慮に入れる。このようにして特定された因子に対して感度解析を実施する。

3. PRA の活用例

PRA の評価結果について活用例をいくつか示す。

PRA の評価結果の最も簡単な活用方法の 1 つは、炉心損傷頻度を低減するための指針を得るための方法として使用することである。図 5 のパイチャートを例にして説明する。

例えば、図 5 の起因事象別のパイチャートを見た時に、全炉心損傷頻度に対して全給水喪失が占める割合が最も高く 71%であることが分かる。ここで、その全給水喪失に対して、炉心損傷を防止するための緩和系の信頼性を向上させて、仮にその全給水喪失に対する炉心損傷頻度を 1/10 に低下することができたとする。低下させた場合のパイチャートを図 7 に改めて描き直す。

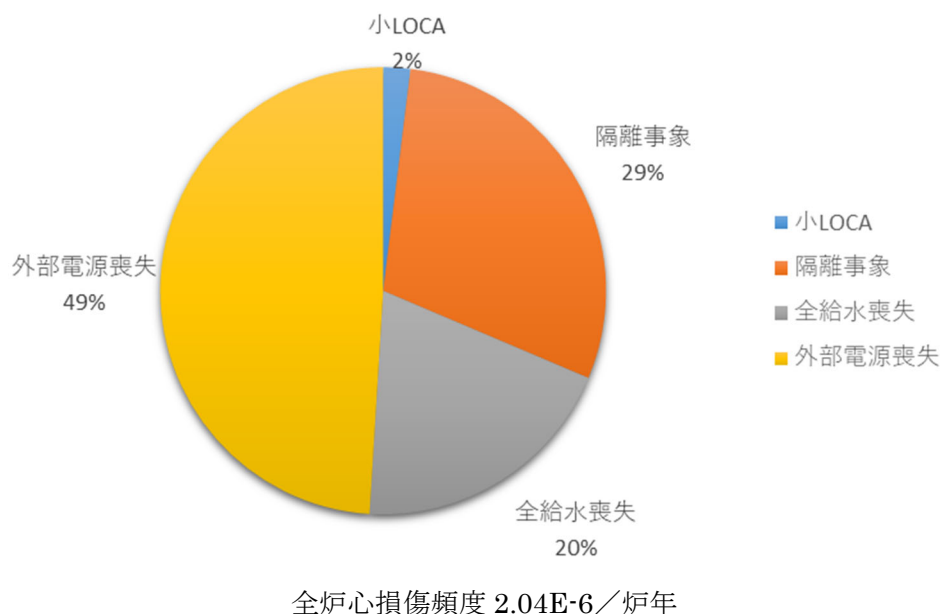


図 7 図 5 の起因事象別のパイチャートに対し、全給水喪失の炉心損傷頻度を 1/10 に低減させた場合のパイチャート

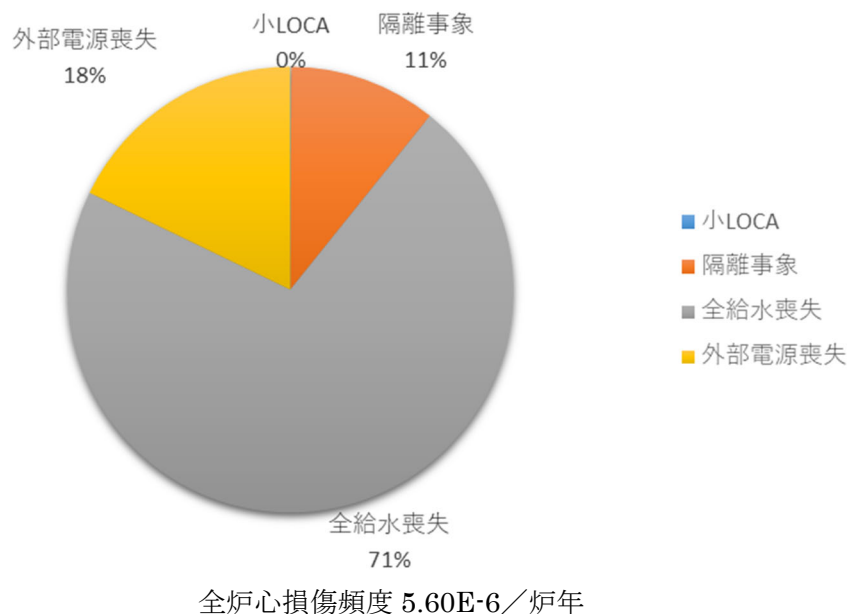


図 8 図 5 の起因事象別のパイチャートに対し、小 LOCA の炉心損傷頻度を $1/10$ に低減させた場合のパイチャート

このとき、全炉心損傷頻度は $2.04\text{E-}6$ /炉年に低下したことが分かる。また、全炉心損傷頻度に対して全給水喪失が占める割合も 20%に低下したことが分かる。全給水喪失の信頼性を向上させることで、全炉心損傷頻度を大きく下げ、全給水喪失による影響も大きく下げられたことが分かる。

一方、全炉心損傷頻度に対して占める割合が 1%である小 LOCA に対して、同じように炉心損傷頻度を $1/10$ にした場合のパイチャートを図 8 に示す。この場合は、全炉心損傷頻度は $5.60\text{E-}6$ /炉年に低下することが分かるが、その下げ幅は全給水喪失の炉心損傷頻度を $1/10$ にした場合に比べると小さい。また、全炉心損傷頻度に占める小 LOCA の割合も 0%に低下したことが分かるが、元の割合が 1%であるため、小 LOCA による影響は小さいままといえる。

図 7 と図 8 の 2 つのパイチャートを比べると、仮に全給水喪失又は小 LOCA のどちらかに対する炉心損傷頻度を $1/10$ にできるのであれば、全給水喪失に対して緩和系の信頼性を向上させる方が、全炉心損傷頻度を低減させるのに有効であること、すなわち、プラントの安全性を向上させるために有効であることが分かる。このように、

全炉心損傷頻度に対する影響が大きな起因事象、すなわち全炉心損傷頻度に占める割合が大きな起因事象に対して、その起因事象に対する緩和設備の信頼性を向上させていくことが、全炉心損傷頻度の低下につながり、原子力発電所の安全性の向上につながる。PRA では、安全性の向上の度合いを、全炉心損傷頻度によって定量的に示すことができる。

また、全給水喪失と小 LOCA で炉心損傷頻度を $1/10$ にするためのコストが同じであれば、全給水喪失に対して緩和設備を強化するのが費用対効果に優れていることも分かる。PRA の評価結果にコスト評価を合わせて考えることで、費用対効果を検討することもできるということである。

ここでは、起因事象別のパイチャートに対して説明をしたが、事故シーケンスグループ別のパイチャート等の他のパイチャートに対しても同様の検討が可能である。すなわち、炉心損傷頻度を低減させることでプラントの安全性を向上させるにあたって、どの因子が炉心損傷頻度に支配的であり、対策を取るのに有効であるかが分かる。

保全活動を実施する際に、PRA で得られるリスク情報を活用して、保全対象となる系統および機器の保全重要度を決定することもできる。PRA に

における重要度解析によって得られた RAW および FV 重要度を使って、RAW と FV 重要度を軸とした図 9 のような二次元平面に基事象をマッピングする。このとき、図 9 に示すように、RAW 又は FV 重要度が高い領域にマッピングされた基事象に関する系統および機器をリスク重要度「高」とする。そして、このようにリスク重要度「高」とされた系統および機器については、保全重要度も「高」とするのが 1 つの活用例である。



図 9 リスク重要度を分類するための二次元図

PRA の結果を活用する例だけでなく、PRA の技術を活用する例もある。

PRA におけるフォールトツリーは、系統や緩和設備の失敗を頂上事象として、その頂上事象を故障原因に分解していくことでモデル化されるが、これを双対変換したフォールトツリーを作成することで、系統や緩和設備の所定の機能が發揮されることを頂上事象としたフォールトツリーを書くことができる。

双対変換の例を図 10 に示す。左側の PRA における安全解析のフォールトツリーと、右側の信頼性解析のフォールトツリーが、互いに双対変換の関係にある。安全解析のフォールトツリーの頂上事象と信頼性解析のフォールトツリーの頂上事象は、互いに余事象の関係になっていることに注意する。信頼性解析のフォールトツリーの頂上事象に対して、頂上事象を発生させるために必要な基事象の組合せ、すなわちカットセットを計算すると、それは安全解析のフォールトツリーの頂上事象に対するパスセットになっている。パスセットを計算することで、どの故障の組合せが起きなければシステムが所定の機能を満たせるのか、すなわちシステムの信頼性を示すことができる。

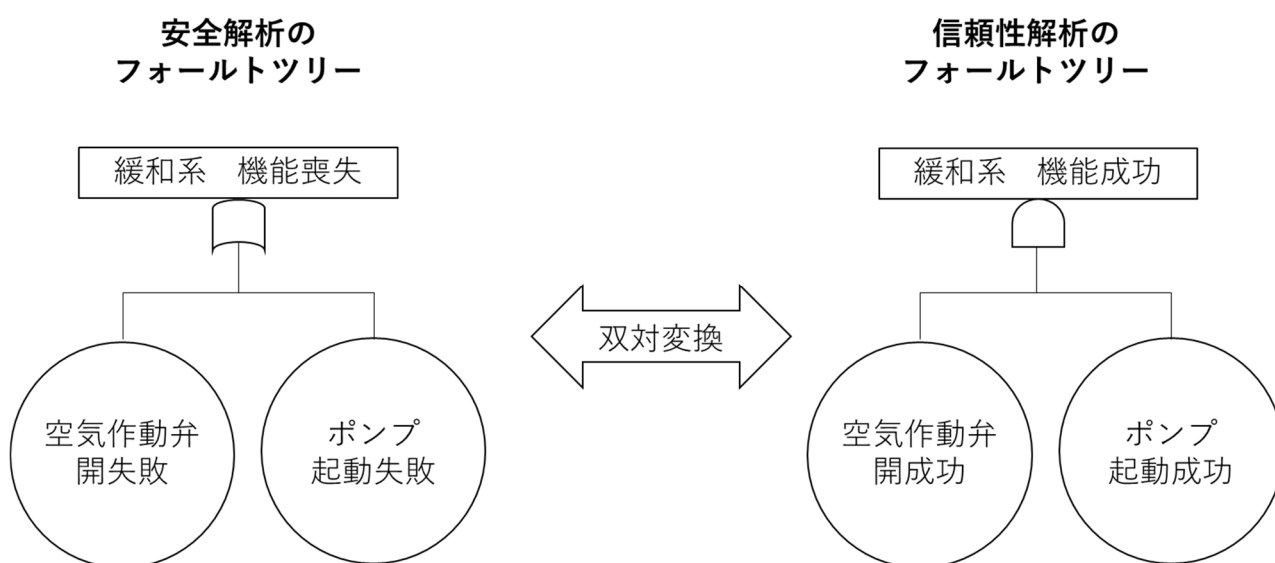


図 10 フォールトツリーの双対変換の例

PRA の技術により、炉心損傷頻度ではなく、プラントのトリップや出力低下等に対して条件付確率を計算することもできる。機器の劣化又は故障によりプラントがトリップ又は出力低下する確率および期間を推定することにより、将来の運転期間中における発電損失のリスクを予測することができ、このような活動を発電リスク評価 (Generation Risk Assessment, GRA) という。

PRA の規制への活用についても触れる。

海外の例として、米国では、個別プラントの許可の変更申請において、その変更の妥当性についてリスク情報を活用して判断される。例えば、ある弁の試験頻度を見直す際、その変更が許可されるための条件の 1 つは、変更の前後における炉心損傷頻度の変化量が十分小さく、また炉心損傷頻度も十分小さいことである。逆に、変更の前後で炉心損傷頻度の変化量が大きい場合は、そのような弁の試験頻度の変更は許容されないという判断がされる。

日本では、1992 年に資源エネルギー庁から事業者に対し、約 10 年ごとに定期安全レビューを実施するよう要請していたが、その評価における PRA は法令要求事項ではなく事業者が自主的に行うものとしての位置づけであった。新規制では、設置変更許可申請時に PRA 等が実施され、再稼働後の安全性向上評価の実施と届出の際にも PRA を実施し、原則として 5 年ごとに改訂される。規制に PRA を活用するにあたって、規制側からの安全目標 (および性能目標) の提示が待たれる。

原子力規制検査にあたっては、事業者から規制側へ PRA モデルを提示することで、事業者の PRA モデルを活用して、規制庁が使用する PRA モデルが整備される予定である。

4. まとめ

本稿では、PRA の基礎としてその手法を図 1 のフローチャートに沿って説明した。また、その活用例について、一般的な活用例および国内外の活用事例を紹介した。

参考文献

- [1] U.S. NRC, “Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants”, NUREG-75/014 (WASH-1400), (1975).
- [2] ニューシア 原子力施設情報公開ライブラリー
<http://www.nucia.jp/index.html>, (参照 2020-07-27)
- [3] Anthony J. Spurgin, “HUMAN RELIABILITY ASSESSMENT – THEORY AND PRACTICE”, Taylor and Francis Group, LLC, (2010) (アンソニー・J・スパージン 著、株式会社シー・エス・エー・ジャパン 訳「人の間違いを評価する科学 人間信頼性評価とは」株式会社エスアイビー・アクセス(2013))
- [4] A. D. Swain, H. E. Guttman, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications Final Report”, NUREG/CR-1278, (1983).
- [5] S. Lewis, et. al., “EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines Final Report”, NUREG-1921, (2012).
- [6] U.S. NRC, EPRI, “An Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS) for Nuclear Power Plant Internal Events At-Power Application”, NUREG-2199, (2017).
- [7] 有限責任中間法人 日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」(2009)

※ 技術情報誌アドバンスシミュレーションは、アドバンスソフト株式会社ホームページのシミュレーション図書館から、PDF ファイルがダウンロードできます。(ダウンロードしていただくには、アドバンス/シミュレーションフォーラム会員登録が必要です。)