

ダイナミックPRAに関する研究のレビュー

A Review of Studies on Dynamic Probabilistic Risk Assessment

楠木 貴世志 (Takayoshi Kusunoki) *¹ 高木 俊弥 (Toshiya Takaki) *¹
 中村 晶 (Akira Nakamura) *¹

要約 本報はダイナミックPRAに関する研究のレビューである。近年、福島第一原子力発電所事故に鑑み、複数基ユニットのリスク評価の重要性が改めて認識されてきている。しかしながら、従来の日本における確率論的リスク評価 (PRA: Probabilistic Risk Assessment) は単一のユニットを対象としており、複数基ユニットのPRA (マルチユニットPRA) については適用範囲外で、今後の課題とされている。マルチユニットPRAを実施するためには、時間依存性や各事象の相互依存性を考慮できるダイナミックPRA、ひいては動的に事象進展解析を行う手法が必要である。これまでダイナミックPRAについては、多くの研究が行われており、様々な手法が提案されている。しかしながら、これまでの研究では実機適用できるダイナミックPRA手法はまだ確立されていない。そこで本報では、これまでのダイナミックPRA手法に関する研究を整理して、実機に適用できるダイナミックPRA手法、及び、動的に事象進展解析を行う手法の開発のために解決すべき課題を抽出することとした。

キーワード PRA, ダイナミックPRA, ダイナミックイベントツリー, 人間信頼性解析

Abstract This paper reviews studies on dynamic probabilistic risk assessment (PRA). In recent years, the importance of risk assessment of multiple units has been recognized once again due to the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. However, the existing PRA is targeted to a single unit and it has been considered that multi-unit PRA is outside the scope of application in Japan. In order to implement multi-unit PRA, dynamic PRA and thus dynamic event progress analysis methods that can consider time dependency and interdependence of each event are needed. Many studies have been conducted on dynamic PRA, and various methods have been proposed. However, no dynamic PRA method applicable to actual plants has been established in previous studies. In this paper, therefore, we have reviewed the previous studies on dynamic PRA and extracted the issues to be solved for developing dynamic PRA and the dynamic event progress analysis methods applicable to actual plants.

Keywords PRA, dynamic PRA, dynamic event tree, human reliability analysis

1. はじめに

近年、福島第一原子力発電所事故に鑑み、複数基ユニットのリスク評価の重要性が改めて認識されてきている。原子力プラントを対象とした確率論的リスク評価 (以下、「PRA」という) においては、事故シナリオの定量化のためにイベントツリー (以下、「ET」という) 手法が一般的に用いられている。従来のET手法では時間依存性を考慮せず、発生する事象 (ヘディング) の順序が事象進展等のヘディング間の相関を考慮して一義的に決定されている。一

般的にET手法を用いている現在の日本のPRAでは単一のユニットを対象としており、複数基ユニットのPRA (以下、「マルチユニットPRA」という) については適用範囲外とされており、今後の課題とされている。

一方、マルチユニットPRAにおいては、時間依存性や各事象の相互依存性を考慮する必要がある。事故シナリオは無数のシーケンスに分岐するため、従来のET手法では様々なシナリオの定量化を行うことが困難である。そのため、マルチユニットPRAを実施するためには、時間依存性や各事象の

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

相互依存性を考慮できるダイナミックPRA（以下、「DPRA」という）、ひいては動的に事象進展解析を行う手法（以下、「動的事象進展解析手法」という）が必要である。

現在、動的事象進展解析手法としては、国内外にてダイナミックイベントツリー（以下、「DET」という）手法^{(1)~(4)}や連続マルコフ過程モンテカルロ（以下、「CMMC」という）法^{(5)~(7)}等の研究がなされているが、まだ実機への適用には至っていない。そこで、本報では現状のDPRA手法に関する研究を整理し、実機に適用できるDPRA手法、及び、動的事象進展解析手法を実現するうえで解決すべき課題を抽出することとした。

2. 国内外の主な研究例

DPRA研究について、原子力規制委員会（以下、「NRA」という）⁽⁸⁾が以下のようにまとめている。各国の機関で研究が進められているDPRA計算コードを表1に示す。

表1 主なDPRA解析コード⁽⁸⁾

解析コード	代表的なシナリオ生成方法
ADS-IDAS	離散型DET
MCDDET	DETとモンテカルロ法
ADAPT	離散型DET
RAVEN	離散型DET hybrid DET adaptive DET
SCAIS	離散型DET
PyCATSOO	モンテカルロ法

DET手法をシナリオ生成方法によって大別すると、以下の3種類がある。

・離散型DET手法^{(9)~(11)}

離散的に時間を区切り、時間区分毎に機器の故障、機器の性能等を変更させて熱水力解析を実施して、熱水力解析結果と既存のイベントツリーとを統合する方法。

・ランダム・サンプリング手法⁽¹²⁾

ランダムに機器の故障、機器の性能等を変更させて熱水力解析を実施して、炉心損傷となる解析結果を統計的に処理する方法。

・ハイブリッド手法⁽⁸⁾

離散型DET手法とランダム・サンプリング手法を組み合わせた手法。

以上がNRA⁽⁸⁾によるDPRA研究に関する要約である。

ランダム・サンプリング手法のように、プラントの状態変化を連続的に解析する場合には膨大な数の計算数を行うことから、通常であればスーパーコンピュータ等の環境が必要不可欠となる。一方、離散型DET手法では、その計算を合理的に行うためにプラント内で発生する様々な事象進展の状態遷移を離散化して取り扱う。これにより本質的に膨大な数の事故進展解析の繰り返し実施を回避することができる。

離散型DET手法の例として、RAVEN (Risk Analysis Virtual Environment) 及びADAPT (Analysis of Dynamic Accident Progress Trees) の概要について以下に記述する。また、DET手法以外の例として、国内で研究が行われているCMMC法の概要についても記述する。

2.1 RAVEN^{(13)~(15)}

RAVENについて、Alfonsiら⁽¹³⁾は以下のようにまとめている。RAVENとは、アイダホ国立研究所（以下、「INL」という）が開発中の統計解析ソフトウェアである。RAVENは、ソフトウェア環境MOOSE⁽¹⁴⁾に接続されている。MOOSEは、INLで開発された有限要素法ベースのコンピュータ・シミュレーション・フレームワークで、複雑なシステムの動作を予測する目的で、非線形のマルチフィジックス（複数の物理モデルを持つ）連成解析を実行するオブジェクト指向解析環境を提供する。RAVENは、以下の4つの主要モジュールで構成されている。

- ・RAVEN/RELAP-7インタフェース
- ・Python制御ロジック
- ・外部Pythonマネージャ
- ・グラフィカルユーザインタフェース (GUI)

RAVEN/RELAP-7インタフェースは、RELAP-7とMOOSEを相互作用させるために必要な全てのツールを格納する。RAVEN / RELAP-7計算を

論理的に実行するためにPython制御ロジックが使用される。PRA解析の主要部は外部Pythonマネージャに組み込まれている。このモジュールはPythonフレームワークで構成されており、PRA解析を行うための機能とインタフェースを含んでおり、DETモジュールはその一部である。そして、外部Pythonマネージャは以下のモジュールを制御しDET計算をサポートする。

- ・ 一般的計算ドライバ及びジョブハンドラ
- ・ 視覚化と入力をサポートするGUI
- ・ DETと確率エンジン
- ・ データベース・マネージャ
- ・ 後処理及びデータマイニング
- ・ コンピューティング環境インタフェース分類

図1はRAVENのDET計算に関係する重要なモジュール及び、その計算構造の概略図である。起因事象に続いて、DETモジュールは初期条件、及びシミュレーションの期間をシステムシミュレータ（すなわち、RAVEN/RELAP-7）に与える。計算ドライバは、ジョブハンドラを介して、停止条件に達するまでシミュレータを実行する。DETモジュールは、一般的計算ドライバを介して、RAVEN/RELAP-7によって得られた情報に応じて分岐するかどうかを決定する。

確率エンジンは、トリガー信号（例えば、被覆管損傷確率分布の閾値の超過）によって発生した分岐の可能性を計算する。DETモジュールは、 n 個の分岐が必要であると判断した場合、ジョブを管理する計算ドライバ/ジョブハンドラと通信し、 n 個の異なるサブプロセスで n 個の分岐を実行する。マシン

がマルチプロセッサの場合は並行して、それ以外の場合は順に実行する。

その結果生じたツリー構造、分岐確率、トリガー情報、及びシミュレーション結果は、データベース・マネージャに送信され、そこでは、受信した情報の種類に基づいて、データがサブ構造（DET、PRA、出力データベース）に分配される。以上がAlfonsoら⁽¹³⁾によるRAVENに関する要約である。

当初、RAVENは原子炉過渡事象解析コードであるRELAP（Reactor Excursion and Leak Analysis Program）にDPRA機能を提供するために開発が開始されたが、現在は様々なシステムコードと連携している^{(14),(15)}。連携するシステムコードとしては、事故進展解析コードであるMAAP（Modular Accident Analysis Program）やMELCORがあり、これらと連携させることでDPRAを実施することが可能である。

但し、膨大な数のシナリオの分岐に対しては各緩和設備の成功/失敗の累積分布確率を与える必要があり、その点については別途評価しなければならない。

2.2 ADAPT^{(16)~(18)}

ADAPTは、サンディア国立研究所（以下、「SNL」という）が開発したダイナミックPRA解析コードである^{(16)~(18)}。ADAPTは事故進展に伴うプラントの状態遷移確率の評価手法であり、その基本原理は、確率的な文脈の中でシステムコード（シミュレータ）にシナリオの経路を決定させることである。MELCOR等の事故進展解析コードで解析を実施し、ある分岐条件を満たした場合、計算を停止し、

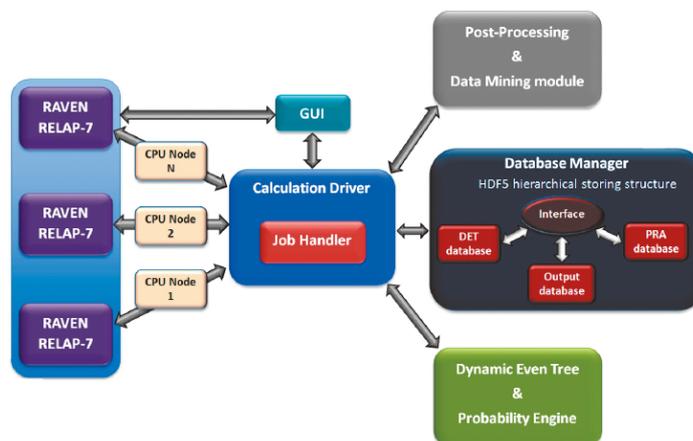


図1 DPRAツールとしてのRAVEN⁽¹³⁾

新しい分岐を発生させて、解析を再開する。

ADAPTでは、プラント内で発生する様々な状態遷移に関して変化する状態を離散化して取り扱う。これによりモンテカルロ法等を用いた膨大な数の事故進展解析の繰り返し実施を回避することができ、シビアアクシデント（以下、「SA」という）時の複雑現象を考慮したDPRAに適しているものと考えられる。

例えば、配管のクリーブ破断はLarson-Miller相関式を用いて評価を行う。この配管のクリーブ破断の評価について、Kunsmannら⁽¹⁷⁾は以下のようによりにまとめている。全ての相関式と同様に、Larson-Miller相関式にも関連する不確かさがある。この不確かさを表すために、以下の式(1)でクリーブ破断パラメータ R を計算する。

$$R = \int_0^{t_f} \frac{dt}{t_R(T, m_p, \sigma)} \quad (1)$$

ここで、 t_f はクリーブ破断時間、 t_R は破断までの時間（Larson-Miller相関式で与えられる値）、 σ は配管の壁面の応力、 m_p は壁面の欠陥に関連する拡大係数を示す。

R の不確かさを定量化するために、対数正規分布の形で実験データから累積分布関数（以下、「CDF」という）を構築する。その分布はフラジリティ曲線と呼ばれる。図2にフラジリティ曲線と解析が中断される分岐点のグラフを示す。このCDFを5点に離散化し、5%、25%、50%、75%、及び95%に対応する R を0.518、0.764、1.00、1.31及び1.931とする。 R が0.518になると、計算が停止し、新しい2つの分岐が生成される。一方の分岐は配管が破断した状態で計算が継続し、もう一方の分岐では配管が破断しないため、 R のしきい値は2番目のポイントである0.764まで増加する。このように、残りのポイントがなくなるまで分岐及び計算が継続する。これらの点をETの分岐基準として使用する。以上が、Kunsmannら⁽¹⁷⁾による配管のクリーブ破断の評価に関する要約である。

2.3 CMMC^{(19)~(21)}

CMMC法について、籾内ら⁽¹⁹⁾は以下のように指摘している。PRA等において動的現象進展解析を行う手法として、DET手法等が開発されているが、これらの手法には限界があり、現象進展解析に

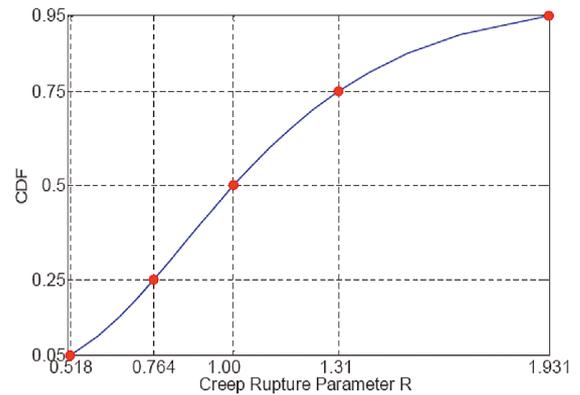


図2 フラジリティ曲線と解析が中断される分岐点⁽¹⁷⁾

適用するには改良が必要である。対して、CMMC法は現象進展の時間依存性、各事象の生起順序依存性、事象間の相互依存性を考慮するものであり、DET手法よりも汎用的で高精度の評価手法である。

そのCMMC法については、新崎ら⁽²⁰⁾が以下のようにまとめている。CMMC法では、連続マルコフ過程とモンテカルロ法を組み合わせることによってシナリオを定量化する（シナリオの発生頻度を算出するとともに、その影響を定量的に評価する）。解析コードから得られたプラント内各構成要素の温度や圧力等のパラメータによって、各時刻の状態遷移確率を求める。この状態遷移確率は各構成要素に与えられる。モンテカルロ法によって、この状態遷移確率とプラント内各構成要素のパラメータに対する乱数の大きさを比較し、それぞれの時刻の構成要素の状態を決定する。そして、現在の時刻のプラント状態は次の時刻のプラント状態解析のための入力値となる。以上が新崎ら⁽²⁰⁾によるCMMC法に関する要約である。

Takataら⁽²¹⁾はこのCMMC法とプラント状態解析コードを組み合わせたシナリオ定量化手法（CMMCカップリング手法）を提案して、多数のシナリオを定量化することによりリスク情報を求めている。図3にプラント動的解析とCMMC法の概略を示す。

このCMMCカップリング手法については、新崎ら⁽²⁰⁾が以下のようにまとめている。ET手法とCMMCカップリング手法の相違は、ET手法では人がシーケンスを考えてシナリオを定量化する必要があるのに対し、CMMCカップリング手法ではシーケンスは自動的に生成される。イベント分岐確率は各シナリオの各タイムステップにおいて逐一求められるため、結果的には最も起こりそうなシナリオか

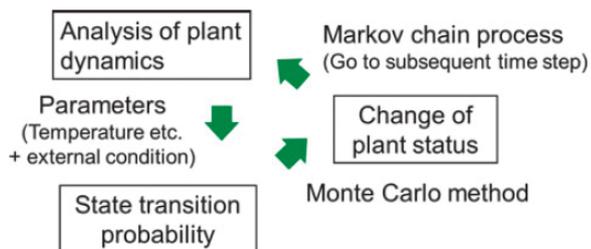


図3 プラント動的解析とCMMC法の概略⁽²¹⁾

ら順に高い発生確率が与えられることになる。以上が新崎ら⁽²⁰⁾によるCMMCカップリング手法に関する要約である。

3. 課題

国内外の研究状況を踏まえて、DPRAに用いる動的事象進展解析手法（DET手法及びCMMC法等）の課題について考察した。その結果、動的事象進展解析を行う手法の主な課題として、以下の3点を挙げる。

- ・ 計算コスト
- ・ 成功／失敗の分岐確率
- ・ 人的過誤確率

以下に、それぞれの課題についての考察を行う。

3.1 計算コスト

従来のET手法とは異なり、DET手法においては事故シナリオの進展が時間依存性を持つため、大量の分岐するシナリオを定量化する必要がある。そのため、膨大な数の事故進展解析を繰り返し実施する必要がある。この課題については国内外において数多くの研究がなされ、様々なDET手法の提案がなされている。大きく分けて3種類あるDET手法（離散型DET手法、ランダム・サンプリング手法、ハイブリッド手法）には、それぞれ長所・短所がある。ランダム・サンプリング手法はプラントの状態変化を連続的に解析できる長所があるが、計算コストが大きくなる短所がある。一方、離散型DET手法は計算コストを抑えられる長所があるが、プラントの状態変化を連続的に解析することはできない。そして、ハイブリッド手法は、離散型DET手法とランダム・サンプリング手法を組み合わせた手法である。NRA⁽⁸⁾は解析ケース数が少ないDET手法の長所

と、プラント状態を連続的に解析できるランダム・サンプリング手法の長所を組み合わせたハイブリッド手法の検討を行っている。解析者にとっては、計算コストと精緻な結果という相反する観点から、これらの手法の長所・短所及び自らの環境を踏まえて、実現可能、かつ最も有効な手法を選択することが重要である。

計算コストを抑えられる長所がある離散型DET手法の課題としては、離散化数と分岐点（離散化箇所）の位置により計算結果が大きく変動する場合がある。離散化数は大きいほど精度が上がるが、大きくなればなるほど計算コストも大きくなるため、最適な離散化数を選定しなくてはならない。また、分岐点（離散化箇所）の位置も必ずしも均等に割り当てることが適切とは限らない。例えば、対象パラメータの微小変動あたりの状態変化量大きい（あるいはその後の事故シナリオの変動が大きい）値付近では、集中的に分岐点数を多く取ることがより有効である場合があると考えられる。この点に関しては、今後、感度解析や事故進展に関する知見の蓄積が必要である。

一方、CMMC法を適用する場合においても、実機を対象としたPRAのシナリオ定量化の精度を向上させるためには、解析するサンプル数を増やすことが不可欠となる。新崎ら⁽²⁰⁾によれば、0.1%の確率で発生する事故シナリオを定量化するためには100,000サンプル程度の解析が必要であり、標準的なPCでは現実的な解析時間で実機の解析にカップリングモデルを使用することは困難であると指摘していることから、CMMC法を適用する場合においても計算コストを抑えられることが課題の1つと言える。

また、計算コストを下げるためには、動的事象進展解析手法（DET手法及びCMMC法等）の改良とともに、事故進展解析コードの改良も必要と考えられる。そのため、新崎ら⁽²⁰⁾は簡略化したモデルに基づく熱水力解析手法（メタモデル）の開発を行った。また中村ら⁽¹⁸⁾も環境へのCsの放出量が評価可能なメタモデル（ソースタームPRD）の開発を行っている。

3.2 成功／失敗の分岐確率

従来のET手法とは異なり、DET手法では各シナリオに無数の分岐点ができ、それぞれに対して分岐

確率を与える必要がある。つまり、当該期間の成功／失敗の分岐確率を従来の失敗確率として一定値で与えた場合は、分岐が増えれば増えるほど終状態(炉心損傷や格納容器機能喪失)に至る確率が大きくなる。そのため、状態遷移している各時刻すべてに対してヘディングの成功／失敗の分岐確率を評価しなければならない。この分岐(例えば、ポンプ故障)がプラント状態による影響がない場合は、確率密度関数が正規分布になると仮定して、その積分値が従来の失敗確率となるように与えてやることも可能かもしれない(図4参照)。しかしながら、確率密度関数を正規分布で仮定するのが難しい場合には、確率密度関数の分布の形状について考慮しなければならない。

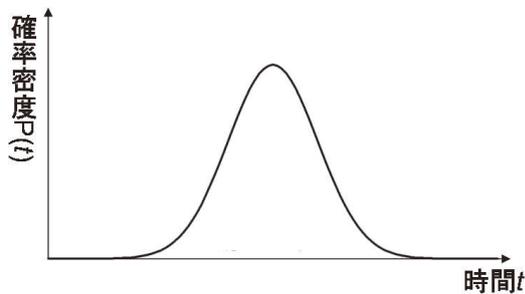


図4 ポンプ故障に関する確率密度関数の例

ADAPTでは変化する状態を離散化して、各時刻における分岐確率をフラジリティと対応させている。Kunsmannら⁽¹⁷⁾はデモンストレーションとして、RCS機器のクリープ破断(Creep Rupture of RCS Components)、電力復旧(Power Recovery)、水素燃焼(Hydrogen Burn)、格納容器過圧破損(Containment Overpressure Failure)の分岐条件を策定して、評価を行っている。しかしながら、このように評価できるヘディングは限定される。なぜならば、故障確率を挙動に対応させて、各時刻の故障確率を相関式等で表すことができるヘディングでなければ適用できないためである。例えば、発電所で用いられているポンプや弁毎に時間に依存した機能喪失確率を表す相関式を導出しないと、この手法は適用できないと考えられる。それらの相関を明らかにするためには、SAの条件下で緩和設備を機能喪失させる実験を数多く行う必要があり、その結果を踏まえて関連パラメータ(温度や圧力等)を抽出し、相関式等を導出しなければならない。

これはDET手法のみにかかわらず、CMMC法においても同様に解決すべき課題と言える。上述した

ように、CMMC法では解析コードから得られたプラント内各構成要素の温度や圧力等のパラメータによって、各時刻の状態遷移確率を求めることになるため、実機に適用する場合には、ポンプや弁等のタイプ毎に各時刻の状態遷移確率を導出する式を定義しなくてはならない。グループ化を行うとしても、実機プラントで使用されている機器・設備の数を考えると、全てを定義することは現実的とは言えず、この課題を解決するための検討が必要である。

3.3 人的過誤確率^{(22)~(32)}

Swainらによって、THERP (Technique for Human Error Rate Prediction)⁽²³⁾手法が開発されて以降、様々な人間信頼性解析手法が開発されており、それらは第1世代手法から第3世代手法の3つに分類されている。THERP、ASEP (Accident Sequence Evaluation Programme)⁽²⁴⁾、HEART (Human Error Assessment and Reduction Technique)⁽²⁵⁾、SPAR-H (Simplified Plant Analysis Risk Human Reliability Assessment)⁽²⁶⁾等が第1世代手法に分類される。第1世代手法(First Generation Methods)の特徴は分析的であり、問題を要素作業に分け、それらを実施する作業員が時間の制約、ストレス、設計等の潜在的な影響を受けて失敗しやすくなることを想定している。

英国安全衛生庁(以下、「HSE」という)⁽²²⁾は第1世代手法から第3世代手法の人間信頼性解析手法を以下のようにまとめている。第1世代手法は組織の影響、行動を誤るコミッションエラー(Commission Error)等を考慮できないが、それらの手法は有用であり、依然として定量的リスク評価によく用いられている。

第2世代手法(Second Generation Methods)は、1990年代以降に開発された、CREAM (Cognitive Reliability and Error Analysis Method)^{(27),(28)}、ATHENA (A Technique for Human Error Analysis)^{(29),(30)}等が分類されている。第2世代手法は過誤発生状況(Context)も考慮したモデルとなっている。それらはコミッションエラー等を考慮できるとしている。しかしながら、英国ではそれらの導入例が少ないため、第1世代手法より有効であるとの評価は確立されておらず、また、実験的な検証も不十分である。

近年、実際のシナリオ・環境を再現し、人間行

表2 THERP手法で考慮されている内的PSFの例⁽³²⁾

内的PSF	
	<ul style="list-style-type: none"> ・過去の訓練, 経験 ・現在の実務能力, 技能 ・性格, 知性 ・意欲, 態度 ・情緒 ・心理的, 肉体的緊張 ・標準的作業成績に要する知識 ・性差 ・体調 ・家族などの外部の人の影響 ・グループのまとまり

動を模擬するシミュレーション解析手法が用いられるようになった。これが第3世代手法 (Third Generation Methods) である。NARA⁽³¹⁾ 等がこの第3世代手法に分類される。第3世代手法では人間の意志決定, 行動の動的モデリングが可能で, 第2世代手法までの解析と異なっており, シミュレーションソフト等を使って解析が行われている。以上がHSE⁽²²⁾ による第1世代手法から第3世代手法の人間信頼性解析手法に関する要約である。

本報では人間信頼性評価の例として, 従来のPRAで用いられているTHERP手法, SPAR-Hの概要, 及び人間信頼性解析の課題について以下に記述する。

(1) THERP^{(23),(32)}

THERP手法について, 氏田⁽³²⁾ は以下のようにまとめている。THERP手法とは, SNLのSwainらが開発した人間信頼性解析手法であり, 本来は軍用機器やシステムの設計, 運用における人間信頼性の評価を目的としていた。解析対象となる運転員もしくは操作者が一連の作業 (タスク) を遂行する際に起こる可能性のある過誤を, タスクシーケンス分解に基づいて系統的に識別する手法である。分解されたタスクシーケンスの各段階における成功/失敗をイベントツリーでモデル化し, 行動全体の失敗確率は, それを構成する要素的タスクの過誤率を統合することによって評価する。THERP手法の手順を図5に示す。しかしながら, THERP手法では個別のタスクの失敗確率をSwainの経験に基づいて作成したデータ表を利用して評価していることから, そのデータ表の信頼性の観点では大きな課題がある。また, THERP手法で考慮されている行動形成因子 (以下, 「PSF」という) の例を表2及び表3に示す。

表3 THERP手法で考慮されている外的PSFの例⁽³²⁾

外的PSF	
状況特性 ・構造上の特徴 ・環境特性 温度, 湿度 空気の質 照明, 放射線 騒音, 振動 清潔さ ・作業時間, 休憩 ・交代勤務割 ・特殊装置, 工具, 備品の入手 ・要員配置, 管理 ・組織構造 (権限, 責任, 情報伝達) ・監督者, 同僚, 規制側の態度 ・報酬, 表彰, 利益, 仕事の指示 ・必要な手順 ・情報伝達 ・注意, 警告 ・作業方法 ・プラントの運営方針	仕事と機器の特性 ・知覚の必要性 ・運動の必要性 (速度, 力, 精度) ・操作員と表示の関係 ・予測の必要性 ・解釈 ・意志決定 ・複雑さ ・仕事の細かさ ・頻度, 繰り返し ・仕事の危険性 ・長期, 短期記憶 ・計算の必要性 ・フィードバック ・連続性 ・チーム構成 ・マンマシンインタフェース ・主要機器, 設備, 機器の設計

以上が氏田⁽³²⁾ によるTHERP手法に関する要約である。

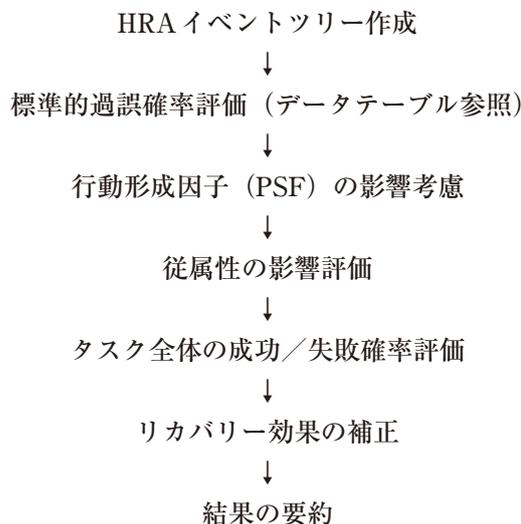


図5 THERP手法の手順⁽³²⁾

(2) SPAR-H⁽²⁶⁾

SPAR-Hについて, INL⁽²⁶⁾ は以下のようにまとめている。SPAR-H (Standardized Plant Analysis Risk - HRA) は, 1994年, 前兆事象評価 (ASP)

を支援するために、米国原子力規制委員会（NRC）がINLと共同で、前兆事象評価／標準的プラントリスク解析モデル（ASP / SPAR）として開発したものである。この手法は、原子力発電所（NPP）モデルの開発に使用され、現地試験で得られた経験に基づいて1999年に更新され、SPAR-Hと命名された。

SPAR-Hでは、人間の活動を2つの一般的なタスクカテゴリー、すなわち実行（Action）または診断（Diagnosis）のいずれか1つに割り当てる。実行の基準過誤率は 1.0×10^{-3} 、診断の基準過誤率は 1.0×10^{-2} である。SPAR-H定量化プロセスで、8つのPSFが人間のパフォーマンスに影響を与える可能性があると同定されている。SPAR-Hで考慮されているPSFは使用可能時間（Available Time）、ストレス（Stress/Stressors）、複雑さ（Complexity）、経験／訓練（Experience/Training）、手順（Procedures）、人間工学／人間とデジタル機器間のインターフェース（Ergonomics/HMI）、職務への適合性（Fitness for Duty）、作業プロセス（Work Processes）の8項目である。SPAR-HにおけるPSF間の経路図を図6に示す。

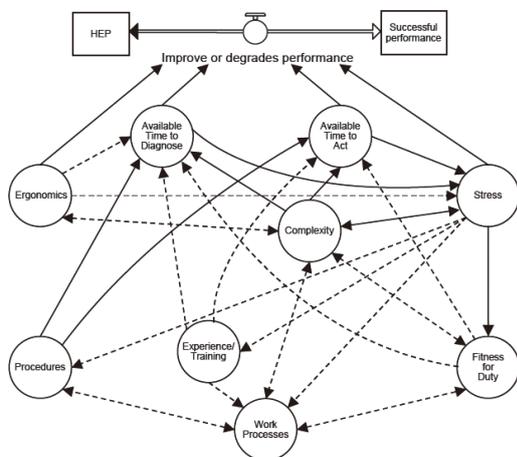


図6 SPAR-HにおけるPSF間の経路図⁽²⁶⁾

SPAR-Hでは使用可能時間のPSFを6段階で分類しており、認知については、以下の6段階である。このうち、他の選択肢の中から選択するのに十分な情報がない場合は、「情報不足（Insufficient Information）」をPSFレベルに割り当てる。

- ・ 不十分な時間（Inadequate Time）
- ・ 何とか足りる時間（Barely adequate time（ $\approx 2/3 \times \text{nominal}$ ））
- ・ 公称時間（Nominal time）

- ・ 必要以上の時間（Extra time（between 1 and $2 \times \text{nominal}$ and $> 30 \text{ min}$ ））
- ・ 壮大な時間（Expansive time（ $> 2 \times \text{nominal}$ and $> 30 \text{ min}$ ））
- ・ 情報不足（Insufficient Information）

一方、行動については、以下の6段階である。

- ・ 不十分な時間（Inadequate Time）
- ・ 利用可能時間=所要時間（Time available = time required）
- ・ 公称時間（Nominal time）
- ・ 利用可能時間 $\geq 5 \times$ 所要時間（Time available $\geq 5 \times$ the time required）
- ・ 利用可能時間 $\geq 50 \times$ 所要時間（Time available $\geq 50 \times$ the time required）
- ・ 情報不足（Insufficient Information）

SPAR-Hでは、診断の失敗確率は以下の式(2)で、実行の失敗確率は以下の式(3)でそれぞれ計算される。

$$1.0E-2 \times \text{PSF}_{\text{Time}} \times \text{PSF}_{\text{Stress}} \times \text{PSF}_{\text{Complexity}} \times \text{PSF}_{\text{Experience}} \times \text{PSF}_{\text{Procedures}} \times \text{PSF}_{\text{Ergonomics}} \times \text{PSF}_{\text{Fitness}} \times \text{PSF}_{\text{Processes}} \quad (2)$$

$$1.0E-3 \times \text{PSF}_{\text{Time}} \times \text{PSF}_{\text{Stress}} \times \text{PSF}_{\text{Complexity}} \times \text{PSF}_{\text{Experience}} \times \text{PSF}_{\text{Procedures}} \times \text{PSF}_{\text{Ergonomics}} \times \text{PSF}_{\text{Fitness}} \times \text{PSF}_{\text{Processes}} \quad (3)$$

ここで、PSFの添字のTimeは使用可能時間、Stressはストレス、Complexityは複雑さ、Experienceは経験／訓練、Proceduresは手順、Ergonomicsは人間工学／人間とデジタル機器間のインターフェース、Fitnessは職務への適合性、Processesは作業プロセスのPSFであることを表している。

但し、3つ以上の負のPSFの影響がある場合、式(2)、(3)の代わりに、複合PSFを計算する必要がある。複合PSF（PSFcomposite）は、割り当てられた全てのPSFの値を掛けることによって計算される。名目上の人的過誤確率（NHEP）については診断が 1.0×10^{-2} 、実行が 1.0×10^{-3} である。そして、以下の調整係数を適用して人的過誤確率（以下、「HEP」という）は以下の式(4)で計算される。

$$\text{HEP} = \frac{\text{NHEP} \times \text{PSF}_{\text{composite}}}{\text{NHEP} \times (\text{PSF}_{\text{composite}} - 1) + 1} \quad (4)$$

以上がINL⁽²⁶⁾によるSPAR-Hに関する要約である。

(3) 人間信頼性解析の課題

上述したように、HEPを求める手法、すなわち人間信頼性解析手法には多くの手法（THERP、ASEP、HEART、SPAR-H、CREAM等）があり、適用する問題等により向き不向きがあるため、DPRAにとって適切な人間信頼性解析手法を選ぶ必要がある。DPRAに用いる人間信頼性解析手法は従来のET手法とは異なり、時間依存性も踏まえて人間信頼性解析を行わなければならない。診断失敗の基準値の比較を表4に示す。例えば、従来のPRAで用いられているTHERP⁽²³⁾では診断失敗確率は許容時間に応じて0.001（許容時間60分）から0.1（許容時間20分）に変化するが、SPAR-H⁽²⁶⁾では時間経過によらず一定値（基準値0.01）としている。さらに、THERPやASEP等においても許容時間に応じて診断失敗の基準値が離散的に変化している。このように、従来の人間信頼性解析手法でも時間を考慮しているが、DPRAに用いる人間信頼性解析手法の時間依存性を適切に考慮できるのか否かを検討する必要がある。

表4 診断失敗の基準値の比較

Method	Error Type Description	Base Rate
THERP ⁽²³⁾	Table 20.1 Screening diagnosis. EF=10.	0.001-0.1
ASEP ⁽²⁴⁾	Table 7-2. Screening diagnosis. EF=10.	0.001-0.1
HEART ⁽²⁵⁾	Miscellaneous task category "M", no description in other tasks (A-H) fits diagnosis tasking as well.	0.03
SPAR-H ⁽²⁶⁾	Diagnosis Task	0.01
CREAM ^{(27),(28)}	Tactical Control Mode	0.001-0.1
	Opportunistic Control Mode	0.01-0.5

例えば、現在提案されているDET手法では人的過誤確率を離散化して評価している。その場合、ある時間を境に人的過誤確率がクリフエッジ的に変化することとなる。特に動的事象進展解析手法（DET手法及びCMMC法等）は離散化の時間間隔も小さいので、短時間に人的過誤確率がクリフエッジ的に変化することになるが、その妥当性については確認しておく必要がある。その検討結果次第では、人的過誤確率は離散化して評価するのではなく、人的過誤確率を連続関数で評価できる人間信頼性解析手法を開発する必要があるかもしれない。CMMC法においても、時間的にマルコフ過程が連続するため、

DET手法と同様に、人的過誤確率を離散化して評価すれば、ある時間を境にクリフエッジ的に変化するし、場合によっては連続関数で評価できる人間信頼性手法が必要となるかもしれない。

このように、DPRAに適した人間信頼性解析手法については、まだ十分な検討がなされているとは言えない状況である。その要因の1つとして、実機を対象にDPRAを実施した実績が国内外を含めてないこと、また、人間過誤率の検証自体が難しいうえに、さらに時間依存性を考慮した人的過誤確率の検証が必要となることが挙げられる。そのため、今後、実機を対象にDPRAを実施し知見を蓄積することが重要である。さらには、人的過誤に関する実験的データを収集し、検証を行うとともに、それらの結果を様々な動的事象進展解析手法（DET手法及びCMMC法等）に適用し、最適値とその不確かさの感度解析を行うことも必要と考えられる。そして、その結果を技術的な観点とともに、人間科学の観点からも研究を実施していく必要がある。

4. まとめ

本報では、これまでのDPRA手法に関する研究を整理して、実機に適用できるDPRA手法、及び、動的事象進展解析手法の開発のために解決すべき課題を抽出した。

- (1) 実機に適用できるDPRAに用いる動的事象進展解析手法の開発のために解決すべき主要な課題として、計算コスト、成功／失敗の分岐確率、人的過誤確率が挙げられる。
- (2) 計算コストについては、DET手法毎に一長一短があるため、解析の計算コストと精緻な結果のバランスを踏まえて、DET手法を選択する必要がある。CMMC法を適用する場合も、計算コストを抑えることが課題の1つである。また、離散型DET手法を用いる場合は、離散化数及び分岐点（離散化箇所）が計算結果に影響を与えるため、その知見の蓄積が必要である。さらに、事故進展解析コードの改良も必要である。
- (3) DET手法を実機適用するためには全てのヘディングに対する成功／失敗の分岐確率を評価する必要がある。また、CMMC法を適用する場合には、設備毎に各時刻の状態遷移確

率を導出する式を定義しなくてはならない。そのため、緩和設備の機能喪失に関する実験データを収集するとともに、各時刻の関連パラメータとの相関を明らかにすることが必要である。

- (4) 既存の人間信頼性解析手法がDPRAに適用できるかを検討する必要がある。そのためにはDPRAの実績を積み重ね、知見を蓄積するとともに、人的過誤に関する実験データを収集し、検証を行うことが重要である。さらに、動的事象進展解析手法の感度解析を行うことも必要である。そして、その結果を技術的な観点とともに、人間科学の観点からも研究を実施していく必要がある。

謝 辞

本報のレビューについてご協力頂いた電力中央研究所の中村康一氏に感謝する。

文 献

- (1) Izquierdo, J.M., Mekendez, E., and Devooght, J., "Relationship between probabilistic dynamics and event trees," *Reliability Engineering and System Safety* 52, 197-209. (1996).
- (2) Aldemir. T., "A Survey of Dynamic Methodologies for Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants," *Annals of Nuclear Energy*, 52, pp. 113-124, (2013).
- (3) M. KLOOS and Peschke. J., "MCDET - a Probabilistic Dynamics Method Combining Monte Carlo Simulation with the Discrete Dynamic Event Tree Approach," *Nuclear Science and Engineering*, 153, pp. 137-156, (2004).
- (4) M. KLOOS et al. "MCDET: A Tool for Integrated Deterministic Probabilistic Safety Analyses," *Advanced Concepts in Nuclear Energy Risk Assessment and Management*. (To appear at) : World Scientific Publishing Company (2016).
- (5) Shinzaki. S., Takata. T. and Yamaguchi. A., "Dynamic scenario quantification based on continuous Markov Monte Carlo method with meta-model of thermal hydraulics for level 2 PSA," *NURETH14*, September 25-30, Toronto, Ontario, Canada (2011).
- (6) Shinzaki. S., A. Yamaguchi and T. Takata, "Quantification of Severe Accident Scenarios in Level 2 PSA of Nuclear Power Plant with Continuous Markov Chain Model and Monte Carlo Method," *PSAM10*, June 7-11, Seattle, Washington, U.S.A. (2010).
- (7) Jang. S., and Yamaguchi. A., "Dynamic scenario quantification for level 2 PRA of sodium-cooled fast reactor based on continuous Markov chain and Monte Carlo method coupled with meta-model of thermal-hydraulic analysis," *Journal of Nuclear Science and Technology* (2018).
- (8) 下崎敬明, 伊東智道, 濱口義兼, 出井千善, 久保光太郎, 安全研究成果報告(中間)(案),

- 原子力規制委員会 (2019).
- (9) Acosta, C. G. and Siu, N. O., "Dynamic Event Tree Analysis Method (DETAM) for Accident Sequence Analysis. Massachusetts Institute of Technology," Nuclear Engineering Department, MITNE-295, <http://hdl.handle.net/1721.1/89676>, (1991).
- (10) Diaconeasa, M. A. and Mosleh A., "Discrete Dynamic Event Tree Uncertainty Quantification in the ADS-IDAC Dynamic PSA Software Platform," PSAM 14, September, Los Angeles, CA, U.S.A. (2018).
- (11) Izquierdo, J.M. et al., "SCAIS (Simulation Code System for Integrated Safety Assessment) : Current status and applications". Proc. ESREL 08, Valencia, Spain (2008).
- (12) Sonnenkalb, M., Peschke, J., Kloos, M., Krzycacz-Hausmann, B., "MCDET and MELCOR An Example of a Stochastic Module coupled with an Integral Code for PSA Level 2," International Workshop on Level 2 PSA and Severe Accident Management, March 29-31, Koln, Germany (2004).
- (13) Alfonsi, A., Rabiti, C., Mandelli, D., Cogliati, J., Kinoshita, R. and Naviglio, A., "Dynamic Event Tree Analysis Through RAVEN," INL/CON-13-29344, ANS PSA 2013, (2013).
- (14) Gaston, D., Hansen, G., Kadioglu, S., Knoll, D. A., Newman, C., Park, H., Permann, C. and Taitano, W., "Parallel multiphysics algorithms and software for computational nuclear engineering," Journal of Physics: Conference Series, Vol. 180, No. 1, p. 012012, (2009).
- (15) Alfonsi, A., Rabiti, C., Mandelli, D., Cogliati, J., Kinoshita, R. and Naviglio, A., "RAVEN and Dynamic Probabilistic Risk Assessment: Software Overview," Semantic Scholar, <https://pdfs.semanticscholar.org/0563/76daa723d9ff2f8e08411c043a4867a0450.pdf>
- (16) Hakobyan, A., Aldemir, T., Denning, R., Dunagan, S., Kunsman, D., Rutt, B. and Catalyurek, U., "Dynamic generation of accident progression event trees," Nuclear Engineering and Design, 238, pp. 3457-3467 (2008).
- (17) Kunsman, D.M., Dunagan, S., Aldemir, T., Denning, R., Hakobyan, A., Metzroth, K., Catalyurek, U. and Rutt, B., "Development and Application of the Dynamic System Doctor to Nuclear Reactor Probabilistic Risk Assessments," SAND 2008-4746, Sandia National Laboratories (2008).
- (18) 中村康一, 山根陽子, 村田景, 先進的レベル2PRA評価手法の開発 - (9) ソースタームPRDのダイナミックPRA手法ADAPTへの適用性の検討 -, 2018年原子力学会秋の大会 (2018) .
- (19) 籾内昭吾, 高田孝, 山口彰, 時間依存事象進展解析のための連続マルコフ連鎖モンテカルロ法の開発, 2008年春の年会 (2008).
- (20) 新崎聡司, 原子炉プラント動特性を考慮したレベル2PSA 定量化手法に関する研究, 修士論文, 大阪大学, (2011).
- (21) Takata, T. and Azuma, E., "Event sequence assessment of deep snow in sodium-cooled fast reactor based on continuous Markov chain Monte Carlo method with plant dynamics analysis," Journal of Nuclear Science and Technology., ISSN: 0022-3131 (Print) 1881-1248 (Online) Journal homepage: <http://www.tandfonline.com/loi/tnst20>.
- (22) Bell, J. and Holroyd, J., "Review of human reliability assessment methods," RR679, UK Health and Safety Executive. (2009).
- (23) Swain, A.D. and Guttman, H.E., "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications," NUREG/CR-1278, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington D.C. (1985).
- (24) Swain, A.D., "Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure," NUREG/CR-4772, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington D.C. (1987).
- (25) Williams, J.C., "HEART - A Proposed Method for Achieving High Reliability in Process

- Operation by means of Human Factors Engineering Technology,” In Proceedings of a Symposium on the Achievement of Reliability in Operating Plant, Safety and Reliability Society, 16 September 1985, Southport. (1985).
- (26) Idaho National Laboratory, “The SPAR-H Human Reliability Analysis Method,” NUREG/CR-6883, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington D.C. (2005).
- (27) Hollnagel, E., “Cognitive Reliability and Error Analysis Method (CREAM) ,” Oxford: Elsevier (1998).
- (28) Marseguerra, M., Zio, E. and Librizzi, M. “Human Reliability Analysis by Fuzzy “CREAM,” Risk Analysis Vol. 27, No 1, pp 137-154 (2007).
- (29) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Technical Basis and Implementation Guidelines for A Technique for Human Event Analysis (ATHEANA) ,” NUREG-1624, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington D.C. (2000).
- (30) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “ATHEANA User's Guide,” NUREG-1880, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington D.C. (2007).
- (31) Kirwan, B., Gibson, H., Kennedy, R., Edmunds, J., Cooksley, G. and Umbers, I., “Nuclear action reliability assessment (NARA) : a databased HRA tool,” Safety & Reliability, Vol. 25. No. 2 pp 38 - 45. (2005).
- (32) 氏田博士, ヒューマンモデリングVII 人間信頼性: はじめに ヒューマンエラーの分類と発現メカニズム エラー率を予測するための代表的手法, 東大システム創成学科 平成16年度前期 (2004).