

科学研究費助成事業 研究成果報告書

令和 元年 5月31日現在

機関番号：12601

研究種目：基盤研究(B) (一般)

研究期間：2016～2018

課題番号：16H04627

研究課題名(和文) 事象進展のダイナミズムを考慮したシームレスリスク評価手法の研究

研究課題名(英文) Seamless Risk Analysis Study Considering Event Progression Dynamic

研究代表者

山口 彰 (Yamaguchi, Akira)

東京大学・大学院工学系研究科(工学部)・教授

研究者番号：10403156

交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 6,700,000円

研究成果の概要(和文)：工学システムの事故シナリオを定量化する手法として、不確かさ伝播を取り扱い、物理過程の機構論的な解析と直接に関連付けられる方法を開発した。連続マルコフ過程モンテカルロ法と機構論的モデルのカップリングを実施し、現実の物理現象や事象の進展に整合するとともに事象の動的で不確かなシステム挙動にかかるリスクを評価する方法論を確立した。これらを原子力施設に適用し、レベル1(炉心の損傷)からレベル2(放射性物質の放出)に関する確率論的リスク評価をシームレスに一貫して実施できることを示した。

研究成果の学術的意義や社会的意義

原子力分野をはじめ多くの工学分野で実施される確率論的リスク評価を、より現実の物理現象や事象の進展に整合するように、また評価の結果が実際のリスク管理に適用できるよう革新的進展をもたらす研究である。安全対策が適切に施される工学施設の重大な事故のリスク評価は想定を超える事象を扱う必要がある。しかし、リスク評価モデルは工学施設設計で予め規定された安全機能が喪失する確率とその影響を評価対象としてきたため、想定を超える事象への適用に限界がある。実際のシステム挙動は動的で不確かかで不連続である。このようなシステム挙動にかかるリスクを評価する方法論を確立することに貢献した。

研究成果の概要(英文)：As a method to quantify the accident scenario of the engineering system, we dealt with uncertainty propagation and developed a method directly related to the mechanistic analysis of physical processes. Coupling between continuous Markov process Monte Carlo method and mechanistic model was carried out, and methodology was established to assess the risk of dynamic and uncertain system behavior of events, as well as to match the progress of physical phenomena and events. These were applied to nuclear facilities, and it was shown that probabilistic risk assessments from Level 1 (core damage) to Level 2 (release of radioactive materials) can be performed seamlessly and consistently.

研究分野：原子力工学

キーワード：リスク評価 安全性 原子力 リスク管理

様式 C - 19、F - 19 - 1、Z - 19、CK - 19 (共通)

1. 研究開始当初の背景

原子力分野をはじめ多くの工学分野で実施される確率論的リスク評価(PRA)を、より現実の物理現象や事象の進展に整合すること、また評価の結果を実際のリスク管理に適用することが求められている。安全対策が適切に施される工学施設であれば、重大な事故は想定を超えるような状況で発生すると考えられる。従って、そのリスク評価には想定を超えるような事象を扱うことが求められる。しかし、リスク評価モデルは工学施設設計で予め規定された安全機能が喪失する確率とその影響を評価対象としてきたため、想定を超える事象への適用に限界がある。実際のシステム挙動は動的で不確か且不連続である。このようなシステム挙動にかかるリスクを評価する方法論を確立する必要がある。

2011年東日本大震災の時に福島第一原子力発電所では3機の原子炉で炉心溶融が発生するという深刻な事故が発生した。従来、原子力発電所の安全評価では公衆の健康影響が注目されてきたし、安全規制の目的も公衆の生命と健康に注目してなされてきた。しかしながら、福島第一事故では、公衆の健康だけでなく地域の土地汚染による環境影響が重要であると認識された。つまり、原子力事故により、どのような核種の放射性物質が、いつ、どれだけ放出されるのか、それはどの地域にどのような拡散していくのか、それらの現象の確からしさはどうかを知ることが大切であると認識されたところである。

2. 研究の目的

原子力発電所のリスク評価は、これまでは以下のような考え方であった。リスク評価を、事象の進展度合いに応じて3段階に分けられる：

- (1) レベル 1PRA：原子炉の炉心が損傷し、放射性物質が炉心から放出されるまで
- (2) レベル 2PRA：格納容器が損傷し、放射性物質がシステム外部に放出されるまで
- (3) レベル 3PRA：システム外部に放出された放射性物質が周辺の公衆や環境に健康・財産被害を及ぼすまで。

リスクが顕在化するに至るきっかけは、内部事象(機器の故障や人間のエラー)、外部事象(地震、火災、津波など)のいずれかを起因事象として定義する。こうして、それぞれの起因事象に対してレベル1からレベル3のリスク評価を行う体系が出来上がっている。しかし、現実の事故の進展はこのように3段階に分かれているわけではなく、起因事象が独立して発生するとは限らない。また、複数のリスク源がある場合(日本では93%、米国では76%の原子力発電所が多数基立地されている)には、隣接するプラント間の相互影響も重要となる。これからのリスク評価は、工学施設の設計そのものを評価するものにとどまってはならない。設計条件を超えた様々な状況において、施設内外に及ぼすリスクを現実的に評価し、その影響を緩和するための研究である必要がある。現実の事故進展は動的であり連続的である。従って、PRAはダイナミックでシームレスである必要がある。そのために、近年の進歩が著しいシミュレーション科学とリスク科学を融合し、それに不確かさの科学を加えて事故進展を分析し、リスクを包括的に評価する新しい方法論の開発を研究の目的とする。

3. 研究の方法

シナリオ定量化手法として現象に基づくイベントツリー定量化手法を開発する。事象の進展は、システムの構成ではなく、各時点での現象に依存する。したがって、現象に忠実にイベントツリーを構築する方法を提案する。それはマルコフ過程とモンテカルロ法に基づく手法であり、それを典型的な問題に適用し有効性を検証する。その方法の精度を確保するためには、シミュレーションを組み合わせる必要があり、現象イベントツリーを機構論的に定量化する。そして、現象イベントツリーを定量化する方法として、注目するメトリックス(例えば放射性物質放出量)に関してイベントツリーをカテゴリ化する。この過程に工学的判断による不確かさ評価を取り入れることによりランダムさだけでなく、知識の十分さに関する不確かさを考慮することができる。

事故の進展を明示的に示す有効な方法は、事故をイベントツリーの形式で表現し、事故カテゴリを分類するとともにそれぞれのカテゴリに関して発生頻度と事故影響の大きさを示すことである(図4)。このとき、イベントA、B、Cの生起確率(イベントツリー分岐確率)を定量化する必要があり、モンテカルロ法によりそれをカテゴリライズして放出なしから大規模放出までに分類し、それぞれについて発生確率を定量化する。

4. 研究成果

レベル 2PRAにおけるシビアアクシデント(SA)現象による格納容器破損頻度の評価に対する適用事例があるPRD手法を、評価目的の事象(頂上事象)に対して適用し、それを構成する事象(素事象)を下位に展開する。さらに素事象同士の相互作用を考慮した関数ゲートを素事象と頂上事象の中間に設定する。PRDを構成する要素のうち、頂上事象とそれを構成する上位の要素の集合をメインPRDと呼び、メインPRDの下位にありPRDを定量化するための具体的な関数ゲートや物性値やパラメータの集合をサブPRDと呼ぶ。関数ゲートには、現象の因果関係の分

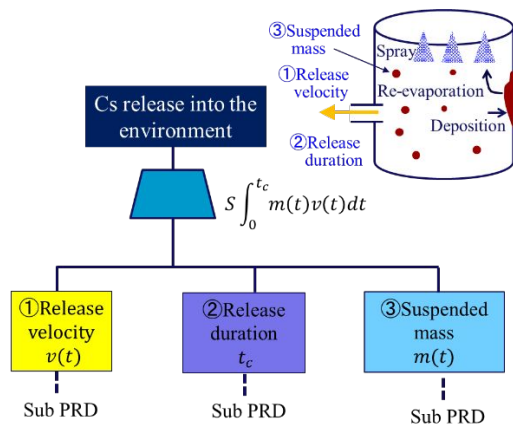


図1 ソースターム PRD のメイン PRD の構成

析に基づく評価式や試験結果等を反映した相関式などが適用される。そのため数値解析手法では解を得ることが難しい非線形現象等を含め、現象論的な評価を適切に反映しつつ、数値解析的に膨大な計算負荷を回避した定量化が可能となる。

ここでは、ソースターム評価に適用した事例を示す。その判断指標は、事故時の環境へ放出されるセシウム 137(Cs)の量とする。環境へ放出される Cs 量を頂上事象とした PRD の構築にあたり、環境の気相中へ放出される Cs は、CV 内圧を駆動力としプラント外へ移行するものとする。その場合、環境へ放出される Cs 量は、「放出流量」「放出時間」「CV 内浮遊 Cs 量」により評価可能となる(図1)。

「放出流量」は CV から環境への気相流量を表わし、CV 漏えい面積、CV 圧力等の関係からベルヌーイの式により算出する。また「放出時間」は CV 破損からの経過時間を、「CV 内浮遊 Cs 量」は CV 内の浮遊 Cs 量をそれぞれ表わす。時間依存の CV 内浮遊 Cs 量の変化は、CV 内浮遊 Cs 量の増加速度、環境への放出速度、沈着及び影響緩和策による減少速度、そして再蒸発による増加速度を表わされる。これにより環境への放出量 $m(t)$ が得られ、環境への Cs 放出量が評価可能となる。

ソースターム PRD で評価対象とするプラント内重要現象の同定

SA 時のプラント内では様々な現象が発生し Cs の環境放出量に影響を及ぼす。これらの影響をサブ PRD にて定量化する。PIRT 手法を参考としてソースターム PRD にて考慮すべき事故時のプラント内現象(プラント内重要現象)の同定を行った。抽出されたプラント内重要現象を以下に示す。Ph#は各重要現象の識別番号を意味する。

- Ph#1: 燃料又はデブリからの Cs 放出挙動
- Ph#2: 原子炉冷却材系(RCS)での冷却効果
- Ph#3: 炉心損傷挙動
- Ph#4: RCS における Cs エアロゾル挙動
- Ph#5: 加圧器逃し弁又は他の RCS リーク箇所からの Cs 移行挙動
- Ph#6: 原子炉容器(RV)破損挙動
- Ph#7: CV 内 Cs エアロゾル挙動
- Ph#8: CV 内区画間の熱水力、熱移行挙動
- Ph#9: CV 内デブリ挙動(溶融炉心コンクリート反応(MCCI)、水蒸気爆発、格納容器直接加熱(DCH)等)
- Ph#10: CV 内 Cs 液相移行挙動
- Ph#11: Cs 再蒸発挙動
- Ph#12: SA 影響緩和策(CV スpray等)

サブ PRD の構築は各プラント内重要現象に対して行う。例として、環境への Cs 放出量に寄与が大きい MCCI (Ph #9 の一部) の例を示す。MCCI により、デブリの熱量によるコンクリート分解反応や金属 水間の化学反応が発生し、事故進展に様々な影響を及ぼす。特に影響が大きい反応ガス発生による CV 圧力の増分を定量化するサブ PRD とそれによるメイン PRD への影響を図2に示す。本サブ PRD では原子炉下部キャビティに堆積した溶融デブリの厚さから、コンクリート及び気相への伝熱を評価し、コンクリート浸食量を評価する。さらに侵食コンクリートに存在するガスの放出による圧力の増分を定量化する。

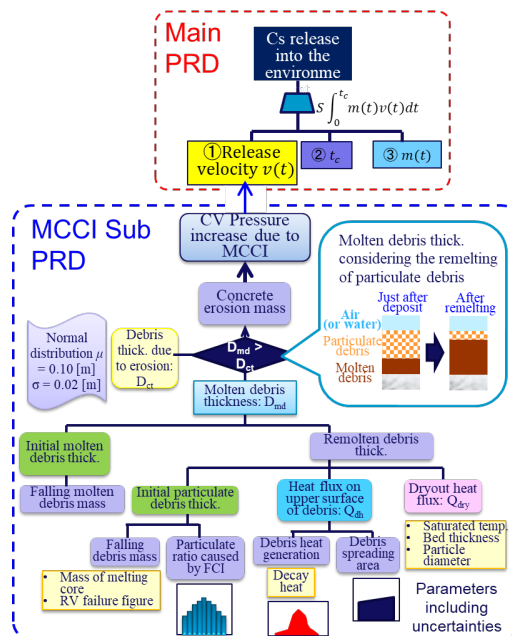
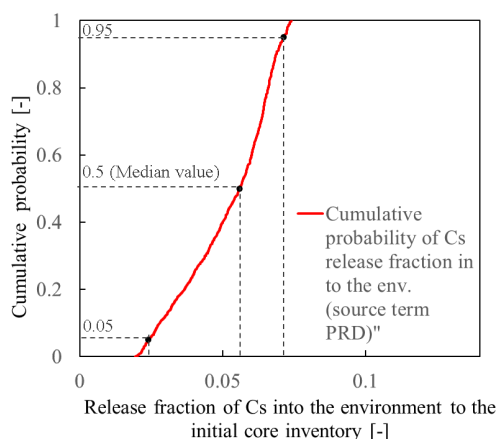


図2 MCCI 反応ガスによる CV 圧力の増分を評価するためのサブ PRD

本結果により MCC1 により発生するガスによる圧力寄与は、0.936 ~ 0.956MPa の不確かさを持つ値で得られた。ソースターム PRD の性能を評価するための試評価を実施した。評価対象の原子力プラントは米国の Surry プラント (PWR 型) として、事故シナリオは、緩和策を伴わない Long-Term SBO (LTSBO) とした。プラント固有の解析条件 (Cs 初期炉心存在量、CV 破損圧力等) は、SOARCA 解析の Surry の条件や解析結果を参照し設定した。図 3 には、ソースターム PRD により得られた環境への Cs 放出割合を示す。



横軸は炉心初期インベントリに対する Cs の環境への放出割合を示す。縦軸は累積発生確率を表す。中央値が約 0.056 の不確かさ幅を持つ Cs の総放出量が得られた。不確かさは各種プラント内重要現象に起因する。本事故シナリオに関する MELCOR2.1 の解析では、一度 CV 内に放出された Cs は初期に CV 内に広く分布する傾向にある。そして、位置的に溶融デブリなどの熱影響を受けないものが多く存在し、これらは沈着状態で最後まで保持される傾向にある。ソースターム PRD の結果はこのような結果に合致するものであり、既存の事故進展解析コードの傾向に整合する。

図 3 LTSBO 事故時の Cs の環境への放出割合の累積発生確率 (ソースターム PRD)

また、このような解析を、従来の事故進展解析手法により実施する場合には、1 ケースあたり数時間から数十時間を要する解析を数 100 ~ 1000 ケース実施する。一方、ソースターム PRD では同等の解析を一般的なパーソナルコンピュータにより数秒 ~ 数 10 秒で完了可能であることから、ソースターム PRD は大幅に計算負荷が小さいことを確認した。

以上の通り、解析の一例を述べたが、リスク評価のモデルと伝熱流動の機構論的シミュレーションを統合させ、公衆や周辺環境に及ぼすリスク (放射性物質放出の確率) を定量化することに成功した。

5 . 主な発表論文等

[雑誌論文] (計 3 件)

Tan Tu Guang, Jang Sunghyon, Yamaguchi Akira, A novel method for risk-informed decision-making under non-ideal Instrumentation and Control conditions through the application of Bayes 'Theorem, Reliability Engineering & System Safety, 査読有, 188, 2019, 463-472

<https://doi.org/10.1016/j.res.2019.03.051>

Jang Sunghyon, Yamaguchi Akira, 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, 査読有, 55, 2018, 850-858

<https://doi.org/10.1080/00223131.2018.1445564>

Yamaguchi Akira, Jang Sunghyon, Hida Kazuki, Yamanaka Yasunori, Narumiya Yoshiyuki, Risk Assessment Strategy for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, Journal of Nuclear Science and Technology, 査読有, 49, 2017, 442-449

<https://doi.org/10.1016/j.net.2017.02.001>

[学会発表] (計 12 件)

T. Tan, S. Jang, and A. Yamaguchi, Application of Baye 's Theorem for Risk Informed Decision Making at the Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, 14th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM14), 2018

S. Jang, and A. Yamaguchi, Development of Multi-Unit Dependency Evaluation Model Using Markov Process and Monte Carlo Method, 14th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM14), 2018

山口 彰, 原子力発電所のライフタイムリスク管理に向けて、日本電気協会第 4 回シンポジウム、2017

Akira Yamaguchi, Risk Management Strategy for Uncertain Systems: Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, Complex System Design & Management, 2017

山口 彰、原子力リスクの評価と原子力防災のあり方、日本学術会議主催学術フォーラム、2017

Akira Yamaguchi, Confidence in Nuclear Safety under Uncertainties and Unknowns, PSA2017, 2017

Akira Yamaguchi, Japanese Implementation of Seismic Probabilistic Risk Assessment, Pacific Rim Forum 2017, 2017

山口 彰、原子力利用とリスク情報活用の前提について、原子力と安全ワークショップ、2017

Akira Yamaguchi, Kazuki Hida, Yasunori Yamanaka, Yoshiyuki Narumiya, Risk Assessment Strategy for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, 13th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, 2016

Akira Yamaguchi, Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident: What We Have Learned and Future Perspective, Annual Meeting of SNMMI, 2016

Akira Yamaguchi, Perspective of Risk Assessment and Management after 5 Years of Fukushima Dai-ichi Accident, 13th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, 2016

Akira Yamaguchi, Integrated Safety Analysis Approach for Post-Fukushima Era, 11th International Conference on Nuclear Thermal Hydraulics, Operations and Safety, 2016

〔図書〕(計 0 件)

〔産業財産権〕

出願状況(計 0 件)

名称:

発明者:

権利者:

種類:

番号:

出願年:

国内外の別:

取得状況(計 0 件)

名称:

発明者:

権利者:

種類:

番号:

取得年:

国内外の別:

〔その他〕

ホームページ

<http://www.yamaguchi-lab.tokyo>

6 . 研究組織

(1)研究分担者

研究分担者氏名:

ローマ字氏名:

所属研究機関名:

部局名:

職名:

研究者番号(8桁):

(2)研究協力者
研究協力者氏名：
ローマ字氏名：

科研費による研究は、研究者の自覚と責任において実施するものです。そのため、研究の実施や研究成果の公表等については、国の要請等に基づくものではなく、その研究成果に関する見解や責任は、研究者個人に帰属されます。