

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies : 403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

📅 Thu. Sep 12, 2024 9:30 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2024 12:30 AM - 2:55 AM UTC 🏠 Room I(Reecture RoomsB 1F B103)

[2I01-09] PRA Method 2

Chair:Kota Fujiwara(CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2I01]

Development of evaluation methods for simplified evaluation of emergency response
(5) The effect of daughter nuclides produced after reactor shutdown on public exposure

*Kodai WADAYAMA¹, Retsu Kojo¹ (1. NRA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2I02]

Analysis of Radiation Effects of the Accidents for Simplified PRA at NSRR

*Yuiko Motome¹, Hitoshi Tamaki¹, Masaki Amaya¹, Taisuke Yonomoto¹ (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2I03]

A Research on Required Time to Convocate Personnel to Establish an Emergency Response Center in Nuclear Power Plant

*SUNGHYON JANG¹, Jinkyun Park² (1. Hokkaido University, 2. KAERI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2I04]

Efficient Creation of Fragility Curves Using AI

*Yu Takano¹, Auron Ryu Wiles¹, Ryoto Kobayashi¹, Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹ (1. TCU)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2I05]

Development of AI surrogate models for seismic risk assessment
Part 2: Study of Training Data

*Ryoto Kobayashi¹, Yu Takano¹, Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹ (1. TCU)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2I06]

Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

Part8 : A study on natural period and damping ratio of floor isolation considering seismic diversity

*Yoshifumi Katayama¹, Yasuki Ohtori², Hitoshi Muta², Toshiaki Sakai³ (1. Chuden Engineering Consultants, 2. TCU, 3. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2I07]

The importance of correlation considerations in seismic risk accident sequence assessment
Part 2 Sensitivity of response correlations to seismic risk

*Hitoshi Muta¹, Yasuki Ohtori¹ (1. Tokyo City University)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2I08]

Research on Seismic Correlation for PRA

Part 6: Validation of Deductive Correlation Coefficient Estimation Method

*Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹, Masato Nakajima² (1. TCU, 2. CRIEPI)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2I09]

Effect of ground motion uncertainly on seismic risk in the frame of RI-PB.

*Daichi Ogawa¹, Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹, Toshiaki Sakai² (1. TCU, 2. CRIEPI)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

緊急時対応に係る簡易評価のための評価手法の整備 (5) 炉停止後に生成する娘核種が被ばくに及ぼす影響の分析

Development of evaluation methods for simplified evaluation of emergency response

(5) The effect of daughter nuclides produced after reactor shutdown on public exposure

*和田山 晃大¹, 小城 烈¹

¹原子力規制庁

炉停止後に生成するキセノン等を考慮した核種の環境放出量の算出及びそれらが被ばくに及ぼす影響の把握が重要である。本発表では娘核種の影響が大きいシナリオを推定し、モデル化による検討結果を報告する。

キーワード：被ばく評価、RTM、環境影響評価、公衆被ばく、娘核種、キセノン

1. 緒言

原子力規制庁では緊急時対応における被ばく評価を迅速に行うための簡易評価手法の整備を進めている。この評価手法は炉心の損傷状態や格納容器内の緩和効果に応じた放射能の低減割合等の係数をシナリオごとに定めた上で、これらの係数を初期インベントリに乗じて得た核種別の環境放出量により被ばく評価を行う。この際、核種別の環境放出量の算出には娘核種の挙動を理解することが重要である。よって、本研究では娘核種の生成及び環境への放出のモデル化を行い、娘核種が被ばくに及ぼす影響を把握することを目的とした。

2. 手法

半減期が 15 分以上の代表的な娘核種に対して(1)炉停止後に生成した娘核種は、親核種の環境放出割合と同様に放出するモデル (Parent)、(2)炉停止後に生成した娘核種は、娘核種の環境放出割合で放出するモデル (Progeny) の 2 種類 [1]を簡易評価手法に実装した。BWR の格納容器破損シナリオ、SGTS 又はフィルタベントシナリオ (ドライウェル経由) を対象とし、気象条件及び被ばく評価条件は RTM-96[2]を参考とした。

3. 結果

図 1 に RTM-96[2]の評価結果で規格化したシナリオ別骨髄線量評価結果を示す。格納容器が破損するシナリオではどちらのモデルでも RTM-96 の評価結果と同程度の骨髄線量だった。一方で、希ガスの寄与が支配的なシナリオ(24 時間後に SGTS 使用)では Progeny モデルの結果は、RTM-96 及び Parent モデルの結果との差異を確認した。このため、当該シナリオでは炉停止後に生成した娘核種の挙動が被ばく評価結果に有意な影響を与えることがわかった。次に実効線量においても同様の検討を行い、核種の寄与についても分析した。図 2 に、娘核種の影響が大きいと考えられるシナリオ (24 時間後にフィルタベント使用) における実効線量評価結果を示す。Parent モデルの評価結果で規格化すると両モデル間では 2 倍程度の差が生じており、I-135 の娘核種の Xe-135 の環境放出量の違いが差の原因であることがわかった。

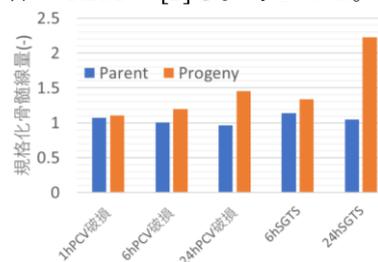


図 1.骨髄線量(RTM-96 で規格化)

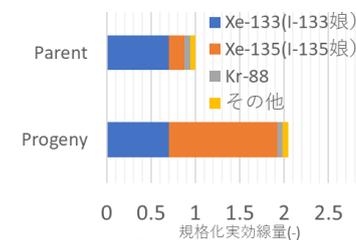


図 2.実効線量(Parent で規格化)

4. 結論

娘核種の環境放出のモデルを簡易評価手法に実装した。SGTS やフィルタベントのような希ガスの影響が大きい事故シナリオでは、娘核種のモデル化が被ばく評価結果に有意な影響を及ぼすことが明らかになった。

参考文献

- [1] Nosek AJ, Bixler N. MACCS theory manual. Albuquerque: Sandia National Laboratories; 2021. (SAND2021-11535).
[2] McKenna TJ, Trefethen J, Gant K, et al. Response technical manual: RTM-96, Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission; 1996, (NUREG/BR-0150) Volume 1, Revision 4.

* WADAYAMA Kodai¹, KOJO Retsu¹ ¹ Nuclear Regulation Authority (NRA)

NSRR 施設における簡易的な PRA のための事故時放射線影響の評価

Analysis of Radiation Effects of the Accidents for Simplified PRA at NSRR

* 求 惟子¹, 玉置 等史¹, 天谷 政樹¹, 与能本 泰介¹

¹ 日本原子力研究開発機構

試験炉の特徴を踏まえた簡易的な確率論的リスク評価 (PRA) 手法の整備の一環として、放射線業務従事者の防護に影響する事故シナリオを網羅的に抽出し、放射線影響を保守的に評価した結果を報告する。

Keywords : NSRR, research reactor, graded approach, simplified PRA, MLD(Master Logic Diagram)

1. 緒言

本研究では、機器類のリスク重要度に応じた保全計画の策定に役立てるため、まず、NSRR 施設を対象として、原子力機構の様々な施設に適用できる簡易的な PRA 手法を整備している。一般に事故シナリオの網羅的な分析のためには潜在的故障モード影響解析 (FMEA) を用いたボトムアップ分析及びマスターロジックダイアグラム (MLD) を用いたトップダウン分析が効果的とされていることを踏まえ、簡素化のために NSRR 施設の特徴や作業経験を考慮し、放射性物質の場所や施設運転状態等で定まる事故シナリオグループごとに個別検討用の MLD を作成し、その結果を基にイベントツリー (ET) を作成する方法を整備している。^[1]

2. 放射線影響の評価

個別 MLD では、事故シナリオグループごとに、起回事象を抽出するとともに、安全対策を踏まえたシナリオ作成に役立つよう事象の大まかな原因についても整理している。個別 MLD から得られる ET の例として、図では、放射線作業中の照射カプセルの破損や輸送キャスクの破損等を起回事象とし、輸送キャスク等による

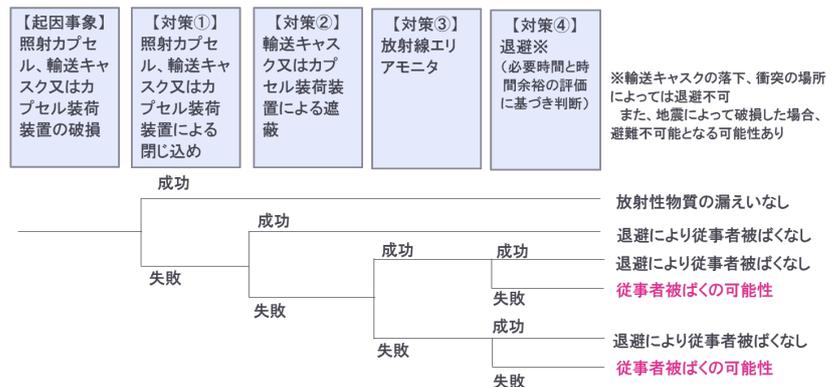


図 ET の例

る閉じ込めや遮へい、放射線エリアモニタ及び退避の対策を分岐条件とし、その成功・失敗による影響 (漏えいの有無、従事者被ばくの有無) を整理した。従事者被ばくの可能性があるシナリオについて、過去に実施した事故評価等を参照し、放射線影響を保守的に評価した。

3. 結果・考察

第一段階として、ET ごとに、従事者被ばく線量が最大になると考えられるシナリオを選定し、放射線影響を保守的に評価した。NSRR 施設では閉じ込め機能の喪失による被ばく影響が支配的であることから、容器等の機械的損傷を引き起こす、主に地震が原因となるシナリオ、及び作業計画の不備や作業の失敗が原因となるシナリオにおける放射線影響が大きいことが示された。例えば、許可上最大となる運転を実施した直後に地震により重量物が炉心に落下し気体状の放射性物質がすべて放出され、かつ、放射線作業従事者が原子炉建家に 12 時間閉じ込められるようなシナリオにおいて、被ばく線量は約 900mSv と評価された。

このような保守的な評価であっても、被ばく影響を与える機器類の抽出は可能であり、機器類のリスク重要度の設定や管理手法の妥当性を検討する上で有用と考えられる。ただし、施設の実際の安全水準を示しておらず、保全活動で目指すべき目標水準との比較のためには、十分でない。今後は、簡素さを保ちつつ、過度の保守性を制限する方法を検討し、合理的な保全活動の整備に役立てることを検討する。

参考文献

[1] 求ら、2024 年春の大会 2D02

* Yuiko Motome¹, Hitoshi Tamaki¹, Masaki Amaya¹ and Taisuke Yonomoto¹ ¹Japan Atomic Energy Agency

原子力発電所における緊急時対策所設置のための要員召集時間に関する検討

A Research on Required Time to Convocate Personnel to Establish an Emergency Response Center in Nuclear Power Plant

*張 承賢¹, Park Jinkyun²

¹北海道大学, ²Korea Atomic Energy Research Institute

原子力発電所に地震・重大事故等が発生すると事故への拡大を防止するため発電所内には緊急時対策所（緊急時対策本部）を設置する必要がある。本研究では要員召集時間を準備時間と移動時間に分け、事象の発生時刻・発生した地震等の規模によって変動する可能性がある発電所外から緊急時対策本部要員を召集するために必要な時間を評価した。

キーワード：緊急時対策本部、召集時間、準備時間、移動時間

1. 緒言：原子力発電所では地震・重大事故等が発生した際、発電所内に緊急時対策本部を設置し、事故への拡大防止に努める。夜間及び休日に災害が発生した場合には発電所外から緊急時対策本部要員を召集する必要がある。しかし、地震や津波などの発生による環境変化によって召集時間の増加が考えられ、詳細な評価のためにはエージェントベースモデル(ABM)を用いて道路状況等を考慮した解析が必要である。本研究では、召集に必要な時間を準備時間と移動時間に分け、移動時間は ABM を用いた評価を目指し、本稿では準備時間に関する検討を実施した。

2. 召集時間の評価の事例評価：要員召集の流れは、一般的に「要員召集の通知受け」→「発電所へ向かうための準備」→「集合場所へ移動」→「集合場所で準備」→「発電所へ向けて移動」となっている。ここで、地震等の発生によって影響を受ける時間要素は、「発電所へ向かうための準備」、「集合場所へ移動」、「発電所へ移動」である。召集時間の評価に関する事例[1]によると準備時間として 30 分が想定されている。本稿では、召集の通知を受け、発電所へ向かうための準備時間に影響を与える要因として、地震発生時の想定される被害を分析した内閣府の報告書から「人的被害」、「通信障害」、「停電」を同定し、これらの要因による準備時間の増加を検討した。

3. 地震による被害を考慮した準備時間の評価：地震発生時に発電所外からの召集時間に影響を与える要因として「人的被害」が考えられる。地震によって召集対象の要員またはその家族が被害を受ける場合、召集時間に大きな影響が発生すると考えられる。今回は人的被害として負傷(死亡を含む)と自力脱出困難の2つの場合を考慮した。また携帯電話を含む「通信障害」が発生すると、家族の安否等に多くの時間が必要と考えられる。東日本大震災発生時には、90%程度の移動通信に障害が発生した。また地震が発生すると多くの地域で広範囲な停電が発生する可能性がある。これらの要因による影響の発生確率について、地震発生による被害想定に関する最新の知見(日本・千島海溝、南海トラフ、首都圏直下型)を反映し、準備時間を評価した[2]。評価の結果、準備時間は家族の安否確認によって大きく影響を受けると考えられ、最小 25 分～最大(安否確認に 3 時間を想定した場合)325 分になると考えられる。

4. 結論：本稿では、原子力発電所における緊急時対策所設置のために必要な時間に関して要員召集の時間を準備時間と移動時間に分け、地震発生時の環境影響を考慮した場合の準備時間について評価を実施した。評価の結果、通信障害による安否の確認が、準備時間の大きな増加を与える要因であることが確認できた。

参考文献

[1] 東北電力株式会社、女川原子力発電所 2 号炉緊急時対策所について、平成 30 年 3 月

[2] S.Jang, Consideration of key factors for estimating convocation time of emergency response crew, KNS 2023 Fall meeting, 2023

*Sunghyon Jang¹, and Jinkyun Park²

¹Hokkaido University., ²Korea Atomic Energy Research Institute.

AIによる fragility 曲線の効率的作成

Efficient Creation of Fragility Curves Using AI

*高野 優¹, ワイルズ アーロン龍¹, 小林 亮斗¹, 大鳥 靖樹¹, 牟田 仁¹

¹ 東京都市大学

抄録 本稿では、転移学習とフィードフォワードニューラルネットワーク (FNN) を用いて fragility 曲線の作成の簡略化・迅速化を検討した結果について報告している。

キーワード: fragility 曲線, 転移学習, フィードフォワードニューラルネットワーク, モンテカルロシミュレーション, 原子力発電所リスク評価

1. 緒言: 地震の多い日本では、原子力発電所の安全性を向上させるうえで地震リスクの評価とそれに基づく対策が重要となる。地震リスク評価を行う上で、地震動に対する構造物の条件付き損傷確率を示す fragility 曲線の作成が不可欠である。しかし、原子力発電所の機器の数は膨大であるとともに、非線形性を考慮して fragility 曲線を作成するには多くの時間を要するとの課題があった。著者ら (2024) [1] は、過大な地震後の損傷度の判定を非線形地震応答解析では時間とコストがかかるという問題から、転移学習と Feedforward Neural Network (FNN) の 2 段階で推定する手法を提案し、損傷度の定量的推定の検討を行った。非線形地震応答解析を正解値として AI による推定を比較した結果、0.976 と高い相関を得ることができた。そこで本研究では、地震動の応答スペクトルと構造物の骨格曲線を重ねて描いた図から転移学習と FNN を用いて fragility 曲線の中央値 A_m と不確実さ β の推定を行い、fragility 曲線作成の迅速化・簡略化を検討した。

2. 解析方法: 転移学習で学習させる画像は、地震動の応答スペクトルと構造物の骨格曲線を重ねて描いた図を作成し A_m と β の値別に 4 つに分類をした。本研究では、1 分類で 100 枚の 4 分類と合計 400 枚の画像データを用いて転移学習をさせた。転移学習の使用モデルは AlexNet を用いた。転移学習では各クラスに属する確率を算出し、最も高い確率のクラスを結果として出力されているが、本研究では転移学習の結果と教師データを FNN に学習させ、 A_m と β の値の推定をした。教師データは MCS から最小二乗法より A_m と β を推定した値であり、これを正解値として扱う。転移学習と FNN より推定した値から fragility 曲線を作成し、MCS により得られた結果と比較した。

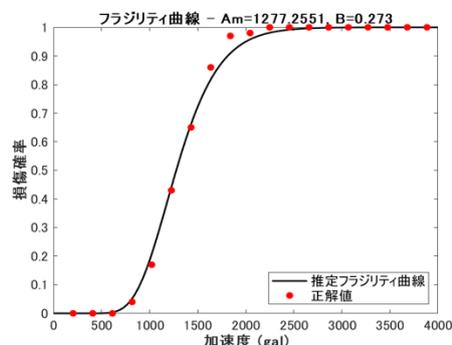


図 1. MCS と AI による推定の比較

3. 結果・考察: 図 1 に MCS と AI による推定した fragility 曲線の結果の一例を示す。 A_m と β の厳密解と推定値の相関係数はそれぞれ 0.910 と 0.850 と高い相関を得ることができた。また、 A_m と β の推定値/正解値の平均値は、それぞれ 1.03 と 1.04 であり、変動係数は 19.0% と 21.3% であった。

4. 結論: 本稿では、転移学習と FNN を用いて少ない画像データから A_m と β の推定し、fragility 曲線の効率的作成を検討した。AI による推定したものは、MSC によるものと同等の fragility 曲線を作成することができた。今後は、転移学習で用いる学習のデータの改善、分類数の影響等を検討したいと考えている。

参考文献 [1] 高野 優 他 Dynamics and Design Conference 2024 (D&D2024)

*Yu Takano¹, Auron Ryu Wiles¹, Ryoto Kobayashi¹, Yasuki Ohtori¹ and Hitoshi Muta¹

¹Tokyo City University

地震リスク評価のための AI 代理モデルの開発 (2) 学習データの検討

Development of AI surrogate models for seismic risk assessment

(2) Study of Training Data

*小林 亮斗¹, 高野 優¹, 大鳥 靖樹¹, 牟田 仁¹

¹東京都市大学

抄録 本稿は、著者らが提案した地震リスク評価のための AI 代理モデルにおいて、学習データが推定精度におよぼす影響を検討し、代理モデルの汎化性能について検討した結果を報告している。

キーワード：代理モデル，地震リスク評価，モンテカルロシミュレーション，損傷相関

1. 緒言：地震 PRA では、リスクプロファイルに与える損傷相関の影響が無視できないため、相関を考慮した評価が不可欠である。しかしながら、相関を考慮したリスク評価はモンテカルロシミュレーション (MCS) を用いる必要があるため、高精度の結果を得には多数回のシミュレーションを行わざるを得ないことが課題となっていた。このため著者らは、相関を有する地震リスク評価を高速かつ効率的に行うために、AI 代理モデルの提案を行った。AI 代理モデルの精度向上を行う上で、適切な学習データの準備は必要不可欠である。本稿では、学習データの違いが推定性能に及ぼす影響について検討を行い AI 代理モデルの性能との関係について考察した結果について報告する。

2. 検討の概要：今回、Vishnav et al. (2020) のシステムのモデル (LOCA を起因事象とした FT/ET モデル；機器の個数：25；事故シーケンス：8 個) を対象に、AI 代理モデルの学習データとして相関係数を各事象内 (FT 内) と事象間の損傷相関でそれぞれ 0.5 と 0.25、0.75 と 0.5、完全無相関の 3 つのパターンを準備した。なお、各パターン of 教師データ数は 100 万個である。推定するケースは相関係数を事象内 0.50、事象間 0.25 とした。AI による推定は 100 万回のシミュレーションを行っている。

3. 解析結果と考察：図に AI のモデルによって推定した事故シーケンスの生起確率と正解値の関係を示す。図の比較より、推定するケースと学習データが同じ条件 (相関係数) の場合にはシーケンスの生起確率の多寡に関わらず精度良く推定できていることがわかる。また、推定するケースと学習データの条件が異なる場合には、生起確率が高いケースについては精度良く推定できるものの、生起確率の低いケースで誤差が生じていることがわかる。特に、相関係数が [0.75 0.50] の 10^{-3} 以下で精度が悪くなっている。

4. 結論：本稿では損傷相関を考慮した地震リスク評価を行うための AI 代理モデルを使用し、学習データの違いによる推定精度の検討を行った。検討の結果、学習データと正解値の相関係数の値が違う場合であっても事故シーケンスの生起確率が高い場合には精度良く推定できることがわかった。今後は、生起確率が低い場合でも対応できるように、モデルの検討を行っていく予定である。

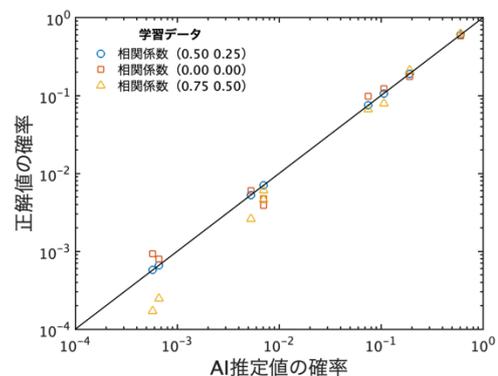
参考文献

[1] 小林・他、2024 年原子力学会 春の年会

[2] Vaishnav P, et al., Nuclear Engineering and Design 370(2020)110899

* Ryoto Kobayashi¹, Yu Takano¹, Yasuki Ohtori¹ and Hitoshi Muta¹

¹Tokyo City University



図：推定結果の精度

地震 PRA における耐震多様性の評価

その 8 : 耐震多様性を考慮した床免震の固有周期と減衰定数に関する一考察

Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

Part8 : A study on natural period and damping ratio of floor isolation considering seismic diversity

*片山 吉史¹, 大鳥 靖樹², 牟田 仁², 酒井 俊朗³

¹中電技術コンサルタント, ²東京都市大学, ³電力中央研究所

原子炉建物内の機器に床免震を適用した耐震多様性システムを対象に、原子炉建物の非線形地震応答解析によって、機器耐力、変位制限及び目標リスクの 3 条件に適合する床免震の固有周期と減衰定数について考察を行った。

キーワード : 耐震多様性、地震 PRA、強震動記録、地震応答解析、免震

1. はじめに

原子力発電所の重大事故等の対処設備は、設置方向や免震などを含めた耐震多様性を図ることで、共通の機能喪失リスクを低減させることが重要であることが指摘されている[1]。既報告では、日本国内で観測された様々な強震記録を用いた原子炉建物の非線形地震応答解析結果より、床免震の固有周期とシステムのリスク低減効果の関係について検討した[2]。本検討では、固有周期に加えて減衰定数も考慮し、機器の耐力(加速度制限)、変位制限及び目標リスクの 3 条件に適合する床免震の固有周期と減衰定数について考察を行った。

2. 検討方法

原子炉建物の解析モデルは原子力発電技術機構の報告書から引用した高さ 65m の 9 質点系モデルとし、曲げ及びせん断の非線形性を考慮する。同モデルの固有周期は 0.16 秒である。入力地震動は、気象庁の強震観測記録 94 波の最大加速度を基準化して入力した。同一床レベルに設置したベース機器及び床免震によるバックアップ機器の 2 つの機器から成るシステムを想定し、両機器ともに損傷するシステム損傷を判定する。機器の固有周期及び減衰定数は、ベース機器は $T_1=0.05$ 秒及び $h_1=0.01$ 、バックアップ機器は $T_2=0.05, 0.2, 0.4, 0.6, 0.8, 1.0, 2.5$ 秒及び $h_2=0.01, 0.02, 0.04, 0.06, 0.08, 0.10$ の組み合わせとする。

3. 検討結果

地上 26.7m の床応答に着目し、損傷限界を加速度 2G 及び変位 20cm とした場合の 94 波中のシステム損傷割合をシステム損傷確率として図 1 に示す。バックアップ機器の固有周期 T_2 に着目すると、 T_2 が $T_1=0.05$ 秒から離れると耐震多様性の効果によりシステム損傷確率が低下するが、 $T_2=2.5$ 秒になると変位が増加し損傷確率は増加する。バックアップ機器の減衰定数 h_2 に着目すると、全ての T_2 で、 h_2 が大きい方が損傷確率が小さく、効果的である。目標リスクを 94 波中 1 ケースも損傷しない 1% とすると、 $h_2=0.10$ のとき $T_2=0.4\sim 1.0$ 秒の範囲で目標リスクを達成する。

参考文献

- [1] 原子力学会：原子力安全の基本的考え方について 第 I 編別冊 2 深層防護の実装の考え方、技術レポート、2015
 [2] 片山吉史、大鳥靖樹、牟田仁、酒井俊朗：地震 PRA における耐震多様性の評価、その 7 : 様々な強震観測記録を用いた耐震多様性を考慮した床免震の有効性に関する検討、2024 年春の年会

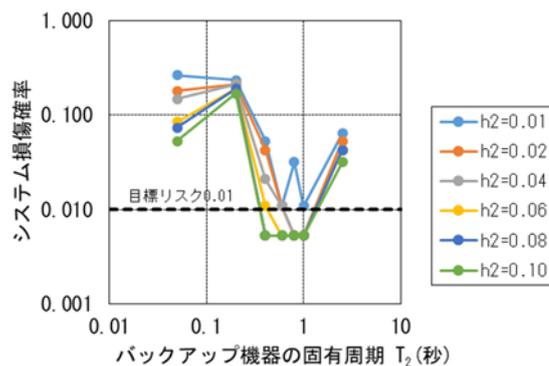


図 1 バックアップ機器の固有周期 T_2 及び減衰定数 h_2 とシステム損傷確率 (地上 26.7m, 加速度制限 2G, 変位制限 20cm)

*Yoshifumi Katayama¹, Yasuki Ohtori², Hitoshi Muta² and Toshiaki Sakai³

¹Chuden Engineering Consultant., ²TCU, ³CRIEPI

地震リスク事故シーケンス評価における相関性考慮の重要性について

その2 地震リスクに対する応答相関の感度

The importance of correlation considerations in seismic risk accident sequence assessment

Part 2 Sensitivity of response correlations to seismic risk

* 牟田 仁¹, 大鳥靖樹¹

¹ 東京都市大学

地震リスクの事故シーケンス評価において影響の大きいと考えられる相関性の考慮の考え方と対象範囲について、様々な想定に基づくケーススタディを通して明示することで相関性考慮の重要性を示す。

キーワード：地震リスク，事故シーケンス評価，相関性，炉心損傷頻度

1. はじめに

実際の原子力プラントの地震リスクの事故シーケンス評価において、機器損傷の相関性の考慮の考え方と対象範囲の想定は、炉心損傷頻度の結果に対して大きな影響を及ぼすと考えられるが、その感度を定量的に示した例はなく、リスク評価の目的と求められる評価との精度の整合性に関する判断は非常に難しい。本稿では実プラントのPRAモデルを対象としたケーススタディを通して、相関性に関する様々な条件による地震リスクへの感度を明らかにすることで、地震安全へ資することを目的とする。

2. ケーススタディ

実際の原子力プラントは複雑な安全システムを備えており、地震によって発生する機器損傷で様々な状態を取りうる。相関性を考慮する上では、①同種の機器を対象とする、②多重性を有するシステムの構成機器間を対象とする、③配置上、対称性を有するシステムの構成機器間を対象とする、④PRAモデル上の全機器間を対象とする、といった選択肢があり、物理的な意味を勘案しながらモデルを設定する必要があるが、一方で対象範囲の考慮によってどの程度、地震リスクへの影響があるかを把握する必要もある。図はPWRプラントPRAモデル（Vaishnav^[1]のPRAモデルを基に冗長化したもの）を対象として、②の考え方をを用いて応答の相関係数を変化させた場合の炉心損傷確率の感度を示したものである。一般に相関係数が大きいほど地震リスク(CDP)は増大するものと考えられるが、実際はプラントのシステム構成により必ずしもそのような傾向にあるとは限らないことが示唆される。

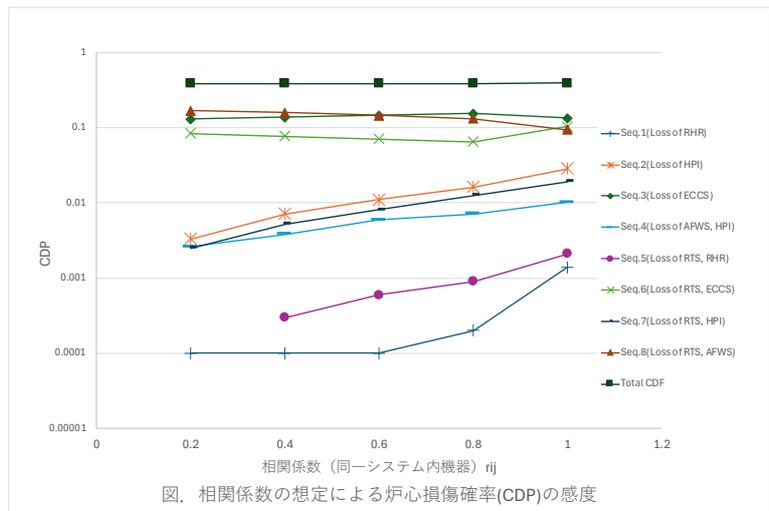


図. 相関係数の想定による炉心損傷確率(CDP)の感度

の程度、地震リスクへの影響があるかを把握する必要もある。図はPWRプラントPRAモデル（Vaishnav^[1]のPRAモデルを基に冗長化したもの）を対象として、②の考え方をを用いて応答の相関係数を変化させた場合の炉心損傷確率の感度を示したものである。一般に相関係数が大きいほど地震リスク(CDP)は増大するものと考えられるが、実際はプラントのシステム構成により必ずしもそのような傾向にあるとは限らないことが示唆される。

3. ケーススタディ

本会では実プラントの詳細なPRAモデルを対象として、地震リスクに対する相関係数、地震動データ等の感度を評価するケーススタディを実施し、相関の扱いに関して得られる知見について報告する予定である。

参考文献

[1] Pragma Vaishnav et al., Limitations of traditional tools for beyond design basis external hazard PRA, Dec. 2020.

*Hitoshi Muta¹ and Yasuki Ohtori¹

¹Tokyo City Univ.

地震 PRA における損傷相関に関する研究

(6) 演繹的相関係数推定法の検証

Research on Seismic Correlation for PRA

Part 6: Validation of Deductive Correlation Coefficient Estimation Method

*大鳥 靖樹¹, 牟田 仁¹, 中島 正人²

¹東京都市大学, ²電中研

抄録 本稿では、著者ら(2017)が提案した演繹的に応答相関を推定する手法の妥当性を検証するために、既往研究結果を提案手法に当てはめて不確実性を同定・相関係数を推定した結果について述べている。

キーワード：損傷相関，地震 PRA，演繹的手法，伝搬経路，Reed-McCann

1. 緒言 原子力発電所の安全性向上を図る上で、地震 PRA を用いて脆弱部を特定し補強を行っていくことは有効である。地震 PRA では損傷の相関（応答の相関と耐力の相関）が CDF（炉心損傷頻度）には大きな影響は与えないと言われているが、事故シーケンスの評価には重要であることが指摘されている^[1]。損傷相関の影響に関しては、完全相関、完全無相関を仮定した検討や、相関係数テーブル表^[2,3]を基に、評価が行われてきた。しかしながら、相関係数テーブル表を求めた解析条件との違いや、相関係数を求める際の労力の問題があった。著者ら^[4]は、Reed-McCann が示した式を基に演繹的な手法により応答の相関係数を推定する手法を提案している。本研究では、既往の相関係数テーブルを演繹的な手法に当てはめて不確実性を同定し、応答の相関を求め、演繹的手法の妥当性を検討したので、その結果について報告する。

2. 演繹的推定法 **2-1. 相関係数の推定法の概要** 演繹的に相関係数を推定する方法^[4]は、地震の震源から評価対象機器に至る伝播経路に関して、共通する不確実さと無相関の不確実さに分類して集計し、Reed and McCann(1985)^[5]に記載の式を用いて算定する方法である。

2-2. 検証方法 相関係数推定法の検証は、文献[2,3]で提案されている相関係数テーブルの値を正として、伝搬経路に沿った不確実さを同定し、その結果を用いて相関係数を推定した。不確実さの同定に用いた式を以下に示す。

$$\varepsilon = \sum \sum \left(\bar{r}_{i,j} - \frac{\beta_c^{(i,j)^2}}{\beta^{(i)} \cdot \beta^{(j)}} \right)^2 \quad (1)$$

ここで、 $\bar{r}_{i,j}$ は文献に記載されている機器*i*と機器*j*の相関係数、 $\beta^{(i)}$ 、 $\beta^{(j)}$ はそれぞれ機器*i*、*j*の不確実さ、 $\beta_c^{(i,j)}$ は機器*i*、*j*の共通する不確実さで、伝播経路、動特性等を勘案して決定する。

式(1)の ε を最小化するように伝播経路の各段階における不確実さを同定し、その結果より相関係数を推定した。推定結果と文献の値の比較を表に示す。Bohn et al.の床面と機器の振動特性ともに異なるケースで差があるものの、演繹的推定法により、相関係数が推定できる可能性があることが示唆された。

3. 結論 本稿では、文献の相関係数テーブルを用いて不確実さの同定を行い、得られた結果から相関係数の推定を行った。検討の結果、提案している演繹的手法により相関係数が推定できる可能性が示唆された。

参考文献

[1] Budniz, R. J., NUREG/CR-7237, 2017.

[2] Bohn, M.P., Lambright, J.A., NUREG/CR-4840, 1990.

[3] Ebisawa, K., et al., NED, 266, 82-97. 2015.

[4] 大鳥・他、2017年 AESJ 秋の年会

[5] Reed et al., ICOSSAR'85

*Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹, Masato Nakajima²

¹TCU, ²CRIEPI

表：同定結果に基づき推定した相関係数

Floor	Period range	Bohn and Lambright (1990)		Ebisawa et al.(2015)	
		Literature	Present method	Literature	Present method
Same	Same	1.00*	1.00	1.0*	1.00
	Different	0.50*	0.50	0.6-0.7 (0.65*)	0.69
Different	Same	0.75*	0.75	0.7-0.8 (0.75*)	0.79
	Different	0.00	0.25	0.5-0.6 (0.55*)	0.51

* The value is used for identifying the uncertainties as empirically determined data.

RI-PB の枠組みにおける地震動の不確実性が地震リスクに及ぼす影響の検討

Effect of ground motion uncertainty on seismic risk in the frame of RI-PB.

*小川 大地¹, 大鳥 靖樹¹, 傘田 仁¹, 酒井 俊郎²

¹東京都市大, ²電中研

抄録 リスク情報を活用した性能設計において用いられる地震動に関して、位相特性の不確実さが fragility 曲線の評価や年損傷確率の算定に影響を及ぼす可能性があるため、その影響について検討を行った結果について報告している。

キーワード : RI-PB, 地震 fragility 曲線, PRA, 地震ハザード評価

1. 緒言 福島事故以降、原子力発電所の耐震性能はさらなる安全性の追求が求められており、安全性の向上のために合理的かつロバストな設計法を構築することが重要となっている。Sakai et al. (2022) [1]は、目標とするリスクを達成したうえで、不確実性に対してロバストなリスク情報を活用した耐震性能設計法(以下 RI-PB 設計法)を提案している。RI-PB 設計法では、各機器の設計は一律なリスクスペクトルに基づいた地震動を設定し、fragility 曲線の作成及び年損傷確率の算出を行うが、設計用地震動の位相特性の不確実さがそれらの結果に与える影響が危惧されている。本研究では、RI-PB 設計法で用いる設計用地震動の位相特性の不確実さが fragility 曲線および年損傷確率に与える影響について検討した結果を述べる。

2. 設計用地震動の策定 位相特性の不確実さの影響を検討するために時刻歴波形を10波作成した。この際、時刻歴波形は合成波の重ね合わせにより作成し、位相角は異なる一様乱数を用いた。

3. fragility 曲線における不確実さの定量的評価

作成した10波の設計用地震動に対し、非線形地震応答解析を実施して fragility 曲線を作成した。結果の一例を図1に示す。図より、終局の塑性率が大きいほど fragility 曲線のばらつきが大きくなっていることがわかる。fragility 曲線の不確実さ β は0.1~0.3程度、変動係数は10%前後という結果となった。

4. 年損傷確率に与える不確実さの影響

3章で求めた fragility 曲線に両対数グラフで線形なハザード曲線を仮定して年損傷確率を求めた。ハザード曲線の勾配は、Kennedy (2011) [2]にしたがう。図2に年損傷確率の対数標準偏差と地震ハザード曲線の勾配との関係を示したものを示す。図2より、ハザード曲線の勾配が大きいかほど対数標準偏差が増加する結果となった。そのため設計用地震動を適用する際にはこの不確実さに注意を払う必要があると考えられる。

参考文献

[1] Sakai, et al A Framework of RI-PB Seismic Design/Part1, 2022 年 SMiRT-26 DivisionVII

[2] Kennedy. Performance-goal approach for establishing the SSE site specific response spectrum for future nuclear power plant, 2011.

*Daichi Ogawa¹, Yasuki Ohtori¹, Hitoshi Muta¹ and Toshiaki Sakai²

¹TCU., ²CRIEPI.

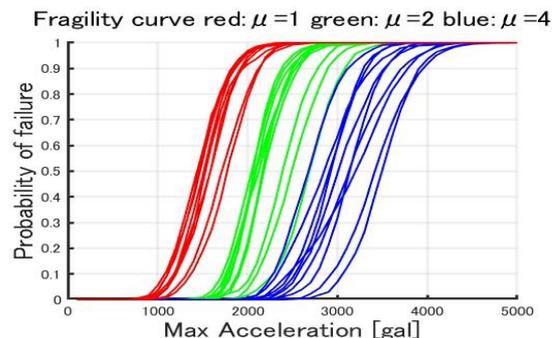


図1 線形・非線形を考慮した fragility 曲線

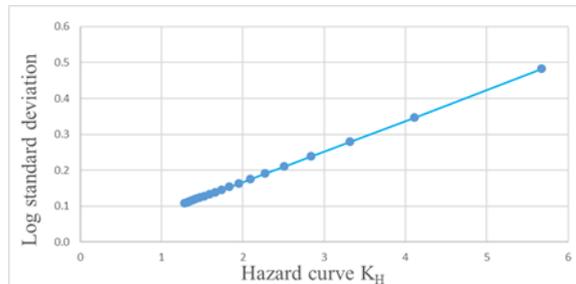


図2 年損傷確率に与える影響結果