

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

📅 Wed. Sep 11, 2024 2:45 PM - 4:50 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 5:45 AM - 7:50 AM UTC 🏠 Room
I(Reecture RoomsB 1F B103)

[1101-08] PRA Method 1

Chair: Yasuki Ohtori(TCU)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1101]

Proposal of evaluation method and its calculation example for site specific missile impact probability

*Takahiro Murakami¹, Kota Fujiwara¹, Yasuo Hattori¹, Yuzuru Eguchi¹ (1. CRIEPI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1102]

Preliminary result of tornado wind-speed hazard curve with logic tree considering the uncertainty of tornado counts

*Kota Fujiwara¹, Daisuke Nohara¹, Yasuo Hattori¹, Sho Kawazoe¹, Yuzuru Eguchi¹, Hiromaru Hirakuchi¹ (1. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1103]

Omitting effect of switching operation between core cooling and heat removal

*Ryotaro Sato¹ (1. TEPSYS)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1104]

Development of probabilistic risk assessment method considering multi-hazards

Part 5: Proposal on the classification and modeling methods of multi-hazards

*Byunghyun Choi¹, Hideaki Tsutsumi², Akemi Nishida¹, Tsuyoshi Takada¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Total Support System Corporation)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1105]

Development of probabilistic risk assessment method considering multi-hazards

Part 6: Impact assessment of response correlation for multiple equipment on seismic PRA

*Akemi Nishida¹, Byunghyun Choi¹, Kotaro Kubo¹, Kiyotaka Takito¹, Ken Muramatsu¹, Tsuyoshi Takada¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1106]

Development of probabilistic risk assessment method considering multi-hazards

Part 7: Preliminary analysis of seismic and tsunami combined hazard PRA

*Kotaro Kubo¹, Ken Muramatsu¹, Kiyotaka Takito¹, Byunghyun Choi¹, Akemi Nishida¹, Tsuyoshi Takada¹ (1. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[1107]

Development of Probabilistic Risk Assessment Methods for multiple tanks and multiple events at the Rokkasho Reprocessing Plant

(3) study of the method to assess reprocessing plant risk (case study to over three tanks)

*Kazumi Takebe¹, Masahiro Yamamoto^{1,4}, Takashi Kodama¹, Futoshi Tanaka², Asei Kawasaki³, Hidetaka Nagata², Isao Hongo², Makoto Takahashi⁴ (1. JNFL, 2. MHI, 3. MHI NSE, 4. Tohoku Univ.)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[1108]

Development of Probabilistic Risk Assessment Methods for multiple tanks and multiple events at the Rokkasho Reprocessing Plant

(4) Study of methods for assessment the risk importance with the effects of radiation exposure

*Masahiro Yamamoto^{1,4}, Kazumi Takebe¹, Takashi Kodama¹, Futoshi Tanaka², Asei Kawasaki³, Hidetaka Nagata², Isao Hongo², Makoto Takahashi⁴ (1. JNFL, 2. MHI, 3. MHI NSE, 4. Tohoku Univ.)

4:45 PM - 4:50 PM JST | 7:45 AM - 7:50 AM UTC

Time reserved for Chair

サイト固有条件を考慮した竜巻飛来物の構造物衝突確率の評価法提案 およびその算定例

Proposal of evaluation method and its calculation example for site specific missile impact probability

*村上 貴裕¹, 藤原 広太¹, 服部 康男¹, 江口 謙¹

¹電力中央研究所

竜巻 PRA で必須となる飛来物衝突確率の算定に対して、設備や飛来物等のサイト固有条件を反映可能な手法を構築した。さらに、比較的シンプルな体系による試解析を実施した。

キーワード：竜巻, 衝突確率, 竜巻 PRA

1. 緒言 原子力発電所における竜巻 PRA において、飛来物衝突による設備損傷確率の導出は必須である。米国の先行事例では、竜巻の数・飛来物の数・設備の面積で規格化したパラメータを用いた簡易的な計算式が提案されているが、本計算式及びパラメータの国内プラントへの適用性は明らかでない。

2. 評価手法 本手法では飛来物・建屋等を任意の場所に配置する。通常、サイト内の飛来物源は数万から数十万であり、飛来物の衝突確率が小さいことから、統計的に十分な衝突確率を得るには膨大な回数の計算が必要となる。TONBOS(Ver.3.6)^[1]により汎用的な PC でも 10⁷ 個/日程度の軌跡データが作成可能であるが、軌跡データの並行移動と建物等の配置の回転移動によって、任意の竜巻進路における飛散軌跡データを再現することで更なる高速化を図った。また、飛来物の衝突判定は既報^[2]のモデル (10⁹ 個/日程度の処理が可能) を用いた。

3. 解析例 直径 1km の円形のサイト内に建屋から離隔距離 10m 以内の範囲を除き、飛来物を一様に配置した条件で 168 個の竜巻 (竜巻の特性は固定, F3 相当の竜巻) を発生させ (図 1)、サイト内の建屋に飛来物が衝突する確率を試算した (図 2)。飛来物衝突確率は竜巻の進路に強く依存する様子が示された。また、竜巻の数・飛来物の数・設備の表面積平米で規格化された衝突確率は全 168 個の竜巻の平均値で 7.2×10^{-8} 、衝突確率が最も高い進路で 8.3×10^{-7} であった。この値は既往文献^[3]で見られる値と同水準である。

参考文献

[1] 江口,他, 竜巻による物体の浮上・飛来解析コード TONBOS の開発, 電力中央研究所研究報告 N14002

[2] 村上,他, 対象物の配置を考慮した竜巻飛来物の衝突確率評価 日本原子力学会 2023 年春の年会, 1D11

[3] EPRI Technical report, High Wind Risk Assessment Guidelines, 2015.

*Takahiro Murakami¹, Kota Fujiwara¹, Yasuo Hattori¹ and Yuzuru Eguchi¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry

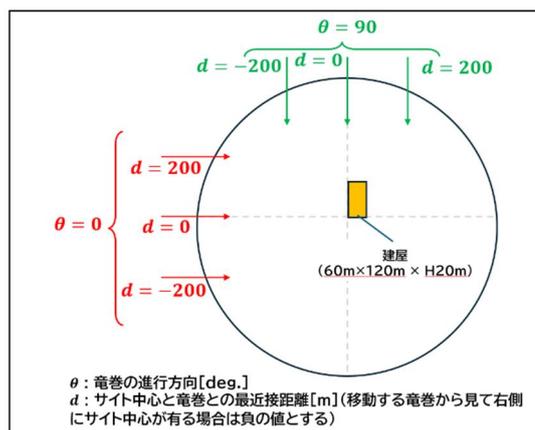


図1 建屋の配置・竜巻進路

上図で定義されるdとθをパラメータとして $0 \leq \theta \leq 315$ (45刻み), $-500 \leq d \leq 500$ (50刻み)の竜巻進路で評価飛来物はサイト内に建屋近傍を除き10m間隔で一様配置 (約8000個)

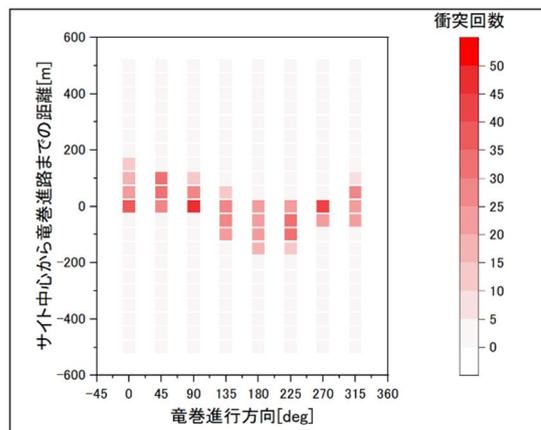


図2 竜巻進路別の飛来物衝突回数

「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド(規制庁)」に記載されているコンテナを飛来物とした場合

竜巻風速ハザード評価のロジックツリー構築に向けた、 竜巻発生数の不確かさに着目した予備的検討

Preliminary Result of Tornado Wind-speed Hazard Curve

with Logic Tree Considering the Uncertainty of Tornado Counts

*藤原 広太¹, 野原 大輔¹, 服部 康男¹, 川添 祥¹, 江口 譲¹, 平口 博丸¹

¹電力中央研究所

風速ハザード曲線の算出におけるロジックツリー構築に向けた検討として、竜巻観測データから実際の竜巻発生数を予想する際の統計処理の不確かさ因子を列挙し、各因子が風速ハザードに及ぼす影響を評価した。

キーワード：竜巻風速ハザード，不確かさ，竜巻 PRA

1. 緒言 竜巻 PRA での起因事象の設定には、最適評価の風速ハザード算出が必須であり、ロジックツリーを用いて統計処理における認識論的不確かさに対処する必要がある。竜巻風速ハザードは過去の竜巻データをもとに計算するが、竜巻の観測数と実際の竜巻発生数には乖離があるため、統計処理を用いて予想する。ロジックツリーの分岐を絞り込むべく、当所で開発した領域竜巻風速ハザードモデル (TOWLA)^[1]の竜巻発生数の統計処理における不確かさ因子を列挙し、各因子の風速ハザードへの影響を評価した。

2. 評価手法 気象庁の突風データベースに収録された竜巻の観測データを収集し、フジタスケール (F スケール)での観測が実施された 1961/01~2016/03 の観測データのうち、日本海沿岸の海岸線から陸側 5 km 域内で発生した竜巻を抽出した。米国のガイド^[2]は、竜巻発生数を設定する際の不確かさ因子として観測技術の向上を考慮したデータ収集期間の絞込み、被害指標を風速に変換する際の風速階級の種類、被害指標の判定誤差を挙げている。加えて、海上発生竜巻の多い我が国固有の問題として、海上から陸上に上陸する竜巻発生数の取り扱いが不確かさ因子として挙げられる。図 1 に示すパラメータを用いてハザード曲線を算出した。図中各項目の括弧内左側が基準ケースのパラメータで、右側がパラスタ評価の対象となるパラメータである。

3. 結果 ハザード曲線の算出結果を図 2 に示す。データ収集期間の絞込みを実施しない場合、観測技術が未発達な期間が評価に含まれるため、竜巻発生数は基準ケースから 1/3 程度に減少した。一方で、全体に占める高風速の竜巻の比率が増大し、低確率での風速が基準ケースより増大した。日本版改良藤田スケール (JEF スケール)の採用は竜巻発生数には大きく影響しなかったが、被害指標を風速に変換する際の風速レンジが狭くなったことで標準偏差が減少し、低確率での風速が基準ケースから著しく低下した。

参考文献

[1] 平口,他, 沿岸立地原子力発電所の竜巻風速ハザードモデル TOWLA の開発,電力中央研究所研究報告 O15005, 2016.

[2] EPRI Technical report, High Wind Risk Assessment Guidelines, 2015.

*Kota Fujiwara¹, Daisuke Nohara¹, Yasuo Hattori¹, Sho Kawazoe¹, Yuzuru Eguchi¹, Hiromaru Hirakuchi¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry.

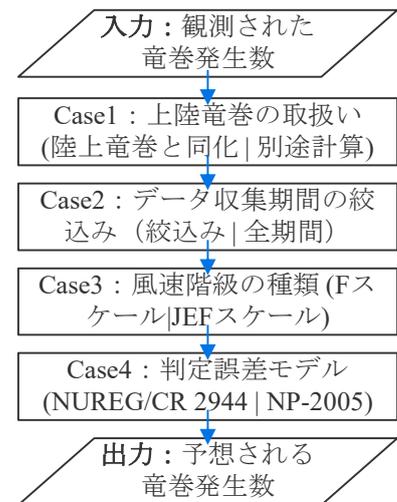
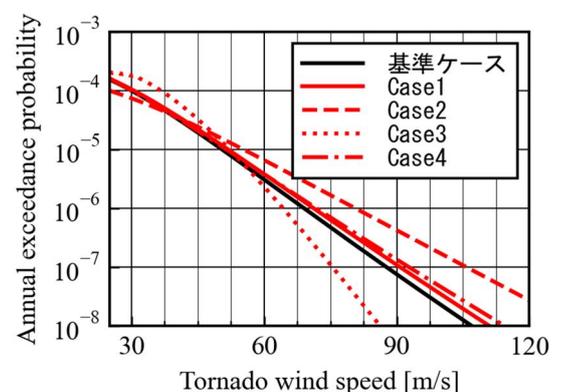


図1. 竜巻発生数計算フローならびにパラメータの設定



注水機能と除熱機能の交互運転操作モデル化省略時の影響

Omitting effect of switching operation between core cooling and heat removal

*佐藤 遼太郎¹

¹ (株) テプコシステムズ

原子炉注水と格納容器除熱を両方実施可能な緩和系について、交互運転のモデル化有無による影響を静的 PRA と動的 PRA で確認し、モデル化を省略できるか検討を行った。

キーワード : PRA, 交互運転, Switching operation, DPRA

1. 緒言

BWR における残留熱除去系統(RHR)は原子炉注水と格納容器除熱の両機能を有しているが、同時には実施できないことから、複数系列のうち 1 系統のみが健全となった場合は注水と除熱の交互運転が必要である。交互運転の厳密なモデル化は高度なモデリング技術が求められることや計算コストの観点から困難であるため、交互運転のモデル化有無による影響について、簡易モデルを用いて静的 PRA と動的 PRA で評価を行い、モデル化を省略できるか検討した。

2. 評価内容

2-1. 条件設定

簡略化のため 1 系列あたり 1 つのポンプと 2 つのモード（注水モードと除熱モード）を切り替える弁 1 弁からなる緩和系について、注水、除熱いずれかに失敗した場合炉心損傷とした。

使命時間（7 日）、ランダム故障の故障率^[1]、切り替え操作人的過誤の失敗確率（1E-3）、CCF パラメータ^[2]については固定とし、緩和系の系列数、起因事象発生頻度およびその従属性、人的過誤の失敗判定（複数回）に注目して炉心損傷頻度の変化を確認した。人的過誤判定を複数回とした解析については静的モデルの保守性を確認するため、動的 PRA (EMRALD: <https://emerald.inl.gov/>) による評価を追加で実施した。

2-2. 解析結果

起因事象発生頻度を PRA 公開情報ベース（健全 or1 系列故障）としたときの解析結果の例を下表に示す。

系列数	人的過誤判定	解析手法	CDF[/ry]	系列数	人的過誤判定	解析手法	CDF[/ry]
2	省略	静的 PRA	3.17E-4	3	省略	静的 PRA	1.03E-4
2	複数回	静的 PRA	7.79E-4	3	複数回	静的 PRA	1.30E-4
2	複数回	動的 PRA	5.96E-4	3	複数回	動的 PRA	1.13E-4
2+注水 1	省略	静的 PRA	3.20E-4	2+注水 1	複数回	静的 PRA	3.23E-4

3. 結論

3 系列のモデルにおける CDF の変動幅は、複数回の人的過誤判定を用いた動的 PRA 解析との結果比較で 10%程度と少ない結果となった。一方、2 系列のモデルでは影響が大きい結果となった。また、注水機能のみを持つ系統を加えた（表 5 行目）場合、2 系列でも影響は+1%程度と大幅に減少した。

参考文献

- [1] 国内原子力発電所の PRA 用一般機器信頼性パラメータの推定, 電中研, 2021 年 9 月
 [2] CCF Parameter Estimate 2020 update, INL, August 2022

*Ryotaro Sato¹

¹ Tepco Systems Co.

複合ハザードを考慮した確率論的リスク評価手法の開発 (その5: 複合ハザードの分類方法およびモデル化手法の提案)

Development of probabilistic risk assessment method considering multi-hazards

Part 5: Proposal on the classification and modeling methods of multi-hazards

* 崔 炳賢¹, 堤 英明², 西田 明美¹, 高田 毅士¹

¹ 日本原子力研究開発機構, ² トータル・サポート・システム

本研究では、複合ハザードを考慮した確率論的リスク評価 (PRA) 手法の開発を進めている。本稿では、複合ハザードの分類方法及びモデル化、スクリーニング方法について、整理・提案した内容を報告する。

キーワード: 複合ハザード、確率論的リスク評価、分類方法、モデル化、スクリーニング

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故の教訓の一つとして、地震と津波など複数の異なる影響をもたらす外部ハザード (複合ハザード) を考慮に入れた PRA 手法の開発が必要であることが指摘されている。複合ハザードは、因果関係や時間的な影響によって非常に複雑な現象である。ASAMPSA_E [1]や OECD/NEA[2]など国際的プロジェクトで検討されているが、用語や分類方法についてはまだ統一されていないのが現状である。また、複合ハザードのモデル化やスクリーニング方法についても整理されておらず、合理的な複合ハザードの PRA 手法はまだ実用段階とは言えない。本稿では、複合ハザードの分類方法及びモデル化、スクリーニング方法について検討した内容を報告する。

2. 複合ハザードの分類方法及びモデル化

2-1. 複合ハザードの分類方法

文献調査結果[1, 3]に基づき、重大な災害を引き起こす可能性のある複合ハザードに関連する用語について定義するとともに、その取り扱いを因果関係や時間関係に着目して整理し、一般的な複合ハザードの分類方法を提案した (表 1、図 1)。

2-2. 複合ハザードのモデル化

上記分類方法に基づき複合ハザードの表現方法を検討し、確率論的な数式によるモデル化方法を提案した。

3. 複合ハザードのスクリーニングの考え方

複合ハザードの抽出方法とスクリーニング基準について調査し[1, 4]、提案した。具体例は以下の通り。

- ✓ 相互排他：一方のハザードが起きた時、他方のハザードが起きないというような組合せは排除できる
- ✓ 包含：一方のハザードが他方のハザードの定義に含まれている場合、その組合せは排除できる
- ✓ 進展速度：ハザードの進展速度に対して、十分な対策が可能な時間がある場合、排除できる

4. 結論

本稿では、複合ハザードを考慮した PRA 手法の開発に向けて、複合ハザードの分類方法、モデル化、スクリーニング方法に関する検討で得られた知見を報告した。本研究は、原子力規制庁「令和 5 年度原子力施設等防災対策等委託費 (検査のためのリスク評価手法開発) 事業」の成果である。

参考文献

[1] ASAMPSA_E (2017): List of external hazards to be considered in ASAMPSA_E. [2] Marina Rowekamp, et al., (2022): Consideration of Combined Hazards Within PSA- A WGEV and WGRISK Perspective, PSAM16, Honolulu, Hawaii, USA. [3] IAEA (2010): Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Safety Guide No. SSG-3, Vienna, Austria. [4] EPRI (2015): Identification of External Hazards for Analysis in Probabilistic Risk Assessment.

* CHOI Byunghyun¹, TSUTSUMI Hideaki², NISHIDA Akemi¹, TAKADA Tsuyoshi¹

¹ Japan Atomic Energy Agency (JAEA), ² Total Support System

表 1. 複合ハザードの分類方法

因果関係	時間関係		同時来襲	時差来襲
	従属事象	因果的事象	地震動と液化化	地震動と津波
	原因共有事象	豪雨と強風	液化化と津波	
独立事象		火山噴火と竜巻、地震と竜巻など (分類は継続時間及び発生時点に依存)		

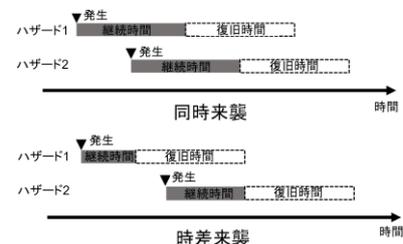


図 1. 同時来襲及び時差来襲のモデル化

複合ハザードを考慮した確率論的リスク評価手法の開発 (その 6: 複数機器の応答相関の地震 PRA への影響評価)

Development of probabilistic risk assessment method considering multi-hazards

Part 6: Impact assessment of response correlation for multiple equipment on seismic PRA

*西田 明美¹, 崔 炳賢¹, 久保 光太郎¹, 滝藤 聖崇¹, 村松 健¹, 高田 毅士¹

¹ 日本原子力研究開発機構

本研究では、複合ハザードを考慮した確率論的リスク評価 (PRA) 手法の開発を進めている。ここでは、原子力施設の地震時 3 次元応答挙動に基づく複数機器の応答相関の地震 PRA への影響評価結果を報告する。

キーワード: 確率論的リスク評価、地震 PRA、複合ハザード、3D FE、応答相関

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故以降、地震に起因する原子力施設の確率論的リスク評価 (地震 PRA) の重要性が注目されている。地震力は多数機器に同時に作用するため、強地震動下のシナリオの詳細分析には、応答や耐力の相関性を考慮した多数機器の同時損傷確率の評価が重要となる。しかしながら、従来の簡易な建屋質点系モデルでは、建屋の局部応答・局部損傷を含めた 3 次元的な詳細な地震時応答を十分に再現できないことから、損傷事象間の相関性の影響を単純化せざるを得なかった。本稿では、原子力施設の機器損傷に関わる建屋床応答に着目し、従来の建屋質点系モデルと局部応答・局部損傷を表現できる建屋 3 次元詳細解析モデルによる機器設置位置の床応答間の相関係数等を算定・比較して両モデルによる地震 PRA 結果への影響の違いを確認するとともに、機器応答の相関の違いによる感度解析を実施し、得られた知見について報告する。

2. 機器応答の相関

仮想原子炉建屋[1]を対象にした 3 次元詳細解析モデル及び質点系モデルを用いて、設計レベルの 3 方向地震動 (5 波) を入力とし[2]、地震応答解析を実施した。地震時の複数機器の最大加速度応答から、フロア間および方向別の相関係数を整理した。

3. 機器応答の相関の地震 PRA への影響

図 1 に解析コード SECOM2-DQFM[3]を用いた機器応答の相関の違いによる地震 PRA への影響に関する感度解析結果を示す。

低い地震動レベルでの条件付炉心損傷確率 (CCDP) は、応答・耐力の完全相関のケースが最大、応答・耐力の完全独立のケースが最小、3 次元詳細解析モデルによる応答相関 (耐力は完全独立) を考慮したケースはその中間程度であり、異フロア間の相関考慮効果は限定的であった。

4. 結論

本稿では、複数機器の応答相関の取り扱いの違いによる地震 PRA の感度解析結果を報告した。本研究は、原子力規制庁「令和 5 年度原子力施設等防災対策等委託費 (検査のためのリスク評価手法開発) 事業」の成果である。

参考文献

[1] International Atomic Energy Agency: Review of Seismic Evaluation Methodologies for Nuclear Power Plants Based on a Benchmark Exercise, IAEA TECDOC, No. 1722, (2013). [2] 高田他, ハザード適合地震波の作成方法の違いによる地震波特性の比較, 日本建築学会学術講演梗概集, (2014). [3] 劉他, 「地震時システム信頼性解析コード SECOM2-DQFM のユーザーズマニュアル」 JAEA-Data/Code 2008-004 (2008).

* NISHIDA Akemi¹, CHOI Byunghyun¹, KUBO Kotaro¹, TAKITO Kiyotaka¹, MURAMATSU Ken¹, TAKADA Tsuyoshi¹

¹ Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

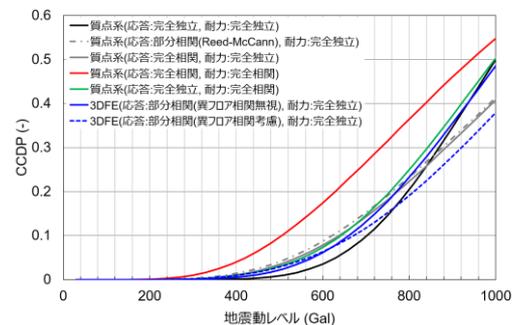


図 1. 機器応答相関に関する感度解析例

複合ハザードを考慮した確率論的リスク評価手法の開発 (その7: 地震と津波の複合ハザードを考慮した PRA の試解析)

Development of probabilistic risk assessment method considering multi-hazards

Part 7: Preliminary analysis of seismic and tsunami combined hazard PRA

*久保 光太郎¹, 村松 健¹, 滝藤 聖崇¹, 崔 炳賢¹, 西田 明美¹, 高田 毅士¹

¹ 日本原子力研究開発機構

本研究では、複数の外部ハザードの組合せによる炉心損傷リスクを評価可能とするための手法開発の一環として、SECOM2-DQFM をベースとする手法により地震と津波の複合ハザードを考慮した PRA の解析を試みた。提案する方法により、地震と津波の組合せによる条件付炉心損傷確率への影響が分析可能となった。

キーワード: 確率論的リスク評価、地震 PRA、津波 PRA、システム信頼性解析

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故では、地震による外部電源の喪失と津波による非常用ディーゼル発電機の機能喪失が重畳し、事故対応を困難にさせた。地震・津波複合ハザードについては、機器への地震と津波の組合せの影響を3種に分類する評価手順が提案されている[1]。本研究では、地震動依存と津波高さ依存の2種の脆弱性が与えられる場合の条件付炉心損傷確率 (CCDP) を地震時システム信頼性解析コード SECOM2-DQFM[2]で計算する方法を検討した。

2. 方法

本研究では、一般的な BWR-5 の地震 PRA モデルをベースに、津波による機器の機能喪失モードを追加し、図1に示す建屋等の標高を仮定することにより、津波脆弱性を設定した。起因事象は、地震のみによって発生すると仮定し、原子炉圧力容器破損、大/中/小破断 LOCA 及び外部電源喪失の5つについて脆弱性を含めて考慮した。

4. 結果

図2に、解放基盤上での地震加速度とある津波高さを仮定した場合の CCDP の計算結果を示す。津波高さが4mを超える条件において、海水熱交換器建屋1階に設置された非常用補機冷却系が機能喪失することにより、結果的に全電源喪失に至り、大幅に CCDP が上昇する傾向が確認された。

4. 結論

地震 PRA に津波による機器の没水の影響を追加することにより、地震と津波の複合による炉心損傷リスクの計算を試みた。これにより、津波の考慮による CCDP の上昇の原因とその傾向を把握可能とした。

本研究は、原子力規制庁「令和4年度原子力施設等防災対策等委託費(検査のためのリスク評価手法開発事業)」の成果である。

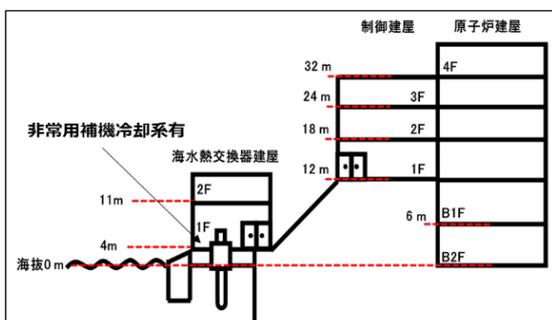


図1. 想定した建屋配置及び各床高さ

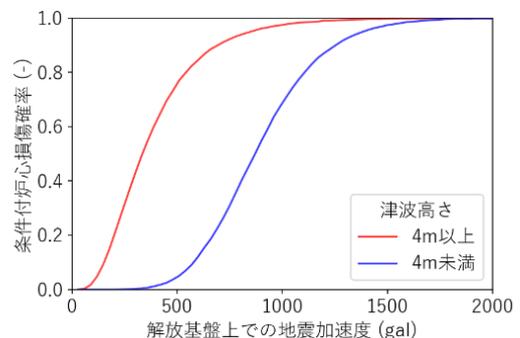


図2. 地震加速度と CCDP の関係

参考文献

- [1] H. Muta, et al., “Development of seismic-tsunami accident sequence analysis methodology”, Proceedings of Asian Symposium on Risk Assessment and Management (ASRAM2018), 2018.
[2] T. Oikawa, et al., “Development of systems reliability analysis code SECOM-2 for seismic PSA”, Reliability Engineering and System Safety, vol. 62, pp. 251-271 (1998).

* KUBO Kotaro¹, MURAMATSU Ken¹, TAKITO Kiyotaka¹, CHOI Byunghyun¹, NISHIDA Akemi¹, TAKADA Tsuyoshi¹

¹ Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

六ヶ所再処理施設における複数貯槽・複数事象のリスク評価手法の整備

(3) 3貯槽以上の事故発生頻度評価への拡張検討

Development of Probabilistic Risk Assessment Methods for multiple tanks and multiple events at the Rokkasho Reprocessing Plant

(3) Study of the method to assess reprocessing plant risk (case study to over three tanks)

*武部 和巳¹, 山本 将寛^{1,4}, 小玉 貴司¹, 田中 太², 川崎 亜星³,
永田 英隆², 本郷 功², 高橋 信⁴

¹日本原燃, ²MHI, ³MHI NS エンジ, ⁴東北大学

リスク評価を活用して再処理施設の重大事故に係る設備・操作の脆弱点を同定するため、複数貯槽・複数事象の同時発生頻度の評価手法を検討した。本稿では、前報(2)で確認した2貯槽に対する本評価手法の適用性確認結果を受け、3貯槽以上への拡張方法（合理的な方法検討を含む）の検討結果について報告する。

キーワード：確率論的リスク評価，マルチユニット，マルチイベント，再処理施設

1. 緒言

Multi-unit Event Combination Approach の解析ツール（以下、「MECA」という。）は、2貯槽の体系を対象としており、3貯槽以上の体系への適用手法を検討した。また、多数の貯槽の組合せ数が膨大であり全てを詳細に評価することは現実的ではないため、評価貯槽のグループ化及びスクリーニング方法を検討した。

2. 3貯槽以上の事故発生頻度評価への拡張方法

2貯槽を対象としたMECAによる複数ケースの解析を実施し、全ての解析ケースを統合して3貯槽以上の評価を行うに当たっての課題抽出と対応を検討し解決の見込みを得た。主な課題と対応は以下。

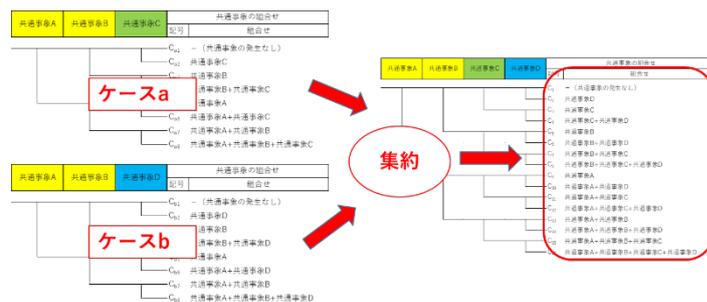
課題(1)：各解析ケースにおける貯槽の組合せ方により、定義できない共通事象が発生する可能性

対応：MECAによる解析を1貯槽毎に実施し、他の貯槽との共通事象全てを網羅するよう定義

課題(2)：複数のMECAの解析結果から、全ての共通事象を考慮した共通事象の組み合わせをどのように生成するか、生成した共通事象の組み合わせに対する条件付き確率の対応付け

対応：MECAの解析ケースを集約し同時発生頻度を評価。

- ①各MECAの解析ケースで生成された共通事象の組合せを集約（右図参照）
- ②集約した共通事象の組合せの発生頻度を算出
- ③生成した共通事象の組合せに対し、各MECAの解析ケースから得られた各貯槽の条件付き確率を割り当て



3. 評価貯槽のグループ化、スクリーニング及び統合の方法

合理的な評価を行う観点から、評価貯槽のグループ化、スクリーニング及び統合の方法を検討した。

- ①設備や緩和操作の共通性を考慮し貯槽をグループ化
- ②事象顕在化までの時間余裕、放射性物質放出時の被ばく影響により貯槽グループをスクリーニング
- ③起回事象の発生、事象進展の観点で従属性の高い貯槽グループを統合

*Kazumi Takebe¹, Masahiro Yamamoto^{1,4}, Takashi Kodama¹, Futoshi Tanaka², Asei Kawasaki³, Hidetaka Nagata², Isao Hongo² and Makoto Takahashi⁴

¹JNFL, ²MHI, ³MHI NSE, ⁴Tohoku Univ.

六ヶ所再処理施設における複数貯槽・複数事象のリスク評価手法の整備 (4) 被ばく影響を考慮した重要度の評価方法の検討

Development of Probabilistic Risk Assessment Methods for multiple tanks and multiple events at the Rokkasho Reprocessing Plant

(4) Study of methods for assessment the risk importance with the effects of radiation exposure

*山本 将寛^{1,4}, 武部 和巳¹, 小玉 貴司¹, 田中 太², 川崎 亜星³,
永田 英隆², 本郷 功², 高橋 信⁴

¹日本原燃, ²MHI, ³MHI NS エンジ, ⁴東北大

リスク評価を活用して再処理施設の重大事故に係る設備・操作の脆弱点を同定するため、複数貯槽・複数事象の同時発生頻度の評価手法を検討した。

本稿では、事故時の被ばく影響を考慮した重要度の評価方法を検討した結果について報告する。

キーワード：確率論的リスク評価、マルチユニット、マルチイベント、再処理施設、リスク重要度

1. 緒言

再処理施設では、重大事故の発生を想定するリスク源（貯槽）に応じて被ばく影響が異なるため、リスク評価の実施にあたっては、被ばく影響を考慮した重要度を評価できる手法を整備する必要がある。今般、非軽水炉を対象とする米国の PRA 標準 [1]を参考に評価手法を検討し、2 貯槽を対象として試解析を実施した。

2. 被ばく影響を考慮した重要度の評価方法の検討

2-1. 米国 PRA 標準における評価手法および再処理施設の PRA モデル上考慮すべき事項

先述の米国 PRA 標準では、被ばく影響を考慮した重要度の評価方法として、「手法① 放出シーケンス毎に被ばく影響で重みづけする方法（各放出シーケンスのリスクを合計することで施設全体の被ばく影響リスクを算出し、それに対する当該基事象の重要度を評価）」および「手法② 所定以上の被ばく影響がある事故シナリオの発生頻度に対する寄与割合を評価する方法（被ばく影響の大きさを複数の区分に分割して区分毎の発生頻度を算出し、発生頻度に対する当該基事象の重要度を区分毎に評価）」の 2 点が提案されている。

また、再処理施設の PRA モデルでは、共通事象（複数の貯槽・事象に影響を与える基事象）および個別事象（単独の貯槽・事象に影響を与える基事象）が存在する。今般、重要度を「被ばく影響リスク・発生頻度に対する当該基事象の FV 重要度」と定義して、共通事象および個別事象それぞれの評価方法を検討した。

2-2. 共通事象に係る重要度

単独の貯槽に係る RiskSpectrumPSA の解析結果および Multi-unit Event Combination Approach を用いることで、手法①および手法②ともに、重要度を算出できる見通しを得た。

2-3. 個別事象に係る重要度

手法①については、2-2.と同様に重要度を算出できる見通しが得られた。一方、手法②の課題として、重要度の算出過程を明らかにできたものの、算出には「当該個別事象の非信頼度をゼロとした場合の被ばく影響区分別の発生頻度」の取得が必要であり、そのために膨大な量の計算が必要と判明した。

3. 結言

非軽水炉を対象とする米国 PRA 標準を参考に、被ばく影響を考慮した重要度の評価方法を検討した。今後、手法②の課題解決とともに、3 貯槽以上が対象の重要度評価について、前報を踏まえ検討を進める。

参考文献

[1] ASME/ANSRA-S-1.4-2021 : Probabilistic Risk Assessment Standard for Advanced Non-Light Water Reactor Nuclear Power Plants

*Masahiro Yamamoto^{1,4}, Kazumi Takebe¹, Takashi Kodama¹, Futoshi Tanaka², Asei Kawasaki³, Hidetaka Nagata², Isao Hongo² and Makoto Takahashi⁴

¹JNFL, ²MHI, ³MHI NSE, ⁴Tohoku Univ.