

一般セッション | IV. 原子力プラント技術：403-1 リスク評価技術とリスク活用

2025年3月14日(金) 11:00 ~ 11:55 F会場(Zoomルーム6)

[3F04-06] HE・トラブル分析

座長:張 承賢(北大)

11:00 ~ 11:15

[3F04]

行動影響因子に着目した詳細なプラントシミュレータ実験結果によるデータ同化

*竹田 敏¹、坂巻 知典¹、北田 孝典¹ (1. 大阪大学)

11:15 ~ 11:30

[3F05]

人間信頼性解析Phoenix手法に対する健全な安全文化の特性属性の活用検討

*梁田 勇太¹、高田 博子¹ (1. 規制庁)

11:30 ~ 11:45

[3F06]

令和6年能登半島地震に対する志賀原子力発電所の取り組み

(1) 志賀原子力発電所2号機における変圧器故障によるリスク評価

*東山 陽¹、坂口 英之¹、木本 修司¹、高嶋 啓介¹、春本 大樹¹、山岸 昇平²、池野 昇平²、中田 裕²、土原 滉貴²、竹田 周平² (1. 北陸電力、2. TEPSYS)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

行動影響因子に着目した詳細なプラントシミュレータ実験結果によるデータ同化

Data assimilation using detailed results from plant simulator experiments

focused on performance influence factors

*竹田 敏¹, 坂巻 知典¹, 北田 孝典¹

¹大阪大学

PWR フルスコープシミュレータを用いて3つの事故シナリオに基づいてシミュレータ操作を行い、事故時の対応として検知や操作といった各プロセスのデータを収集し、効果的なデータ同化を検討した。

キーワード：行動影響因子、プラントシミュレータ実験、データ同化

1. 緒言

従来の研究ではプラントシミュレータ実験から得られる成功/失敗データを用いたデータ同化が行われてきたが、このアプローチでは十分なデータ量を確保するために試行回数を増やす必要があり、多大な労力を伴う。本研究では、プラントシミュレータ実験における検知や操作といった各プロセスの詳細情報を取得することで、データ量を効率的に増加させたデータ同化手法を検討した。

2. 実験方法

本研究では、PWR フルスコープシミュレータである Macro-Physics Simulator を用いて、訓練を受けた学生 11 名が実験を行った。シナリオとして、全給水流量喪失(LOFW)、蒸気発生器細管の破損(SGTR)、およびこれらが同時に発生する事象(LOFW+SGTR)の3つのシナリオを設定した。これらのシナリオに対し、圧力等のプラントパラメータや警報等の確認、本実験用にカスタマイズした操作画面(図 1)によるスイッチの操作などを実施し、時刻や失敗を記録した。IDHEAS-G を参考に、行動影響因子として照度低下、要員削減、中断を設定した。これらの状態とその組み合わせを含め、計 7 通りの条件を設定した。失敗については、detecting・understanding・making decision・executing actions に分類して整理した。

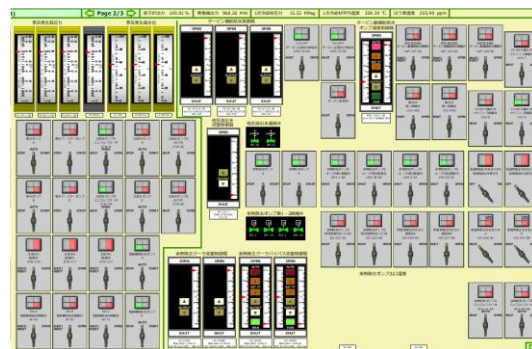


図 1 Macro-Physics Simulator の操作画面の一部

3. 結果を活用したデータ同化

本研究では、detecting 3534 回、understanding 793 回、making decision 344 回、executing actions 466 回のデータを取得し、これらをベイズ推論に基づくデータ同化手法で分析した。

一例として making decision に着目すると、要員削減の条件下で判断ミスの発生率が上昇する可能性が示唆された(図 2)。また、各シナリオにおける detecting・understanding・making decision・executing actions のプロセスを統合し、シナリオ全体の HEP を推定した結果、観測データに近い傾向を示すことが確認できた。

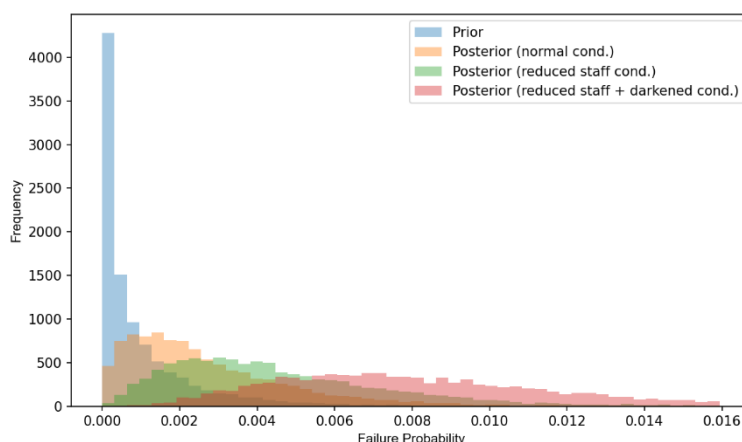


図 2 making decision に対するデータ同化

4. まとめ

本研究では事故対応時の各プロセスの情報を取り込み、データ量を効率的に増加させることで、より合理的なデータ同化を行うことを試みた。発表当日ではデータ同化により得られたシナリオ全体の人的過誤確率についても紹介する。

*Satoshi Takeda¹, Tomonori Sakamaki¹, Takanori Kitada¹.

¹Osaka University.

人間信頼性解析 Phoenix 手法に対する健全な安全文化の特性属性の活用検討

Investigation on an Application of Safety Culture attributes and attributes for a Human Reliability Analysis

Methodology “Phoenix”

*梁田 勇太¹, 高田 博子¹

¹原子力規制庁

Phoenix を用いて人的過誤確率を算出するためには、人的過誤の背景要因である過誤影響因子 (Performance Influencing Factors: PIFs) [1]の情報が必要である。本報では、原子力規制検査で事業者のパフォーマンス劣化を評価する際に使用している健全な安全文化の特性属性を PIF の入力情報に活用するための検討を行った。

キーワード: 人間信頼性解析(HRA), Phoenix, 人的過誤(HE), PIFs, 原子力規制検査, 安全文化(SC)特性属性

1. 緒言 Phoenix は人間の認知メカニズムを考慮した新たな HRA 手法である。Phoenix を用いた解析においては、HE 確率の評価に影響を与える要因である 31 種の PIFs を適切に選択し、入力する必要がある。本研究では、原子力規制検査において事業者のパフォーマンス劣化を評価する際に使用している健全な SC10 特性 43 属性[2]を用いて Phoenix における PIFs の入力情報に活用するための検討を行った。

2. 検討手順 本検討では、まず①Phoenix の PIFs と SC 属性の内容を比較し、両者の相関の有無を判断することで両者の対応関係を整理した (属性全般に対応する場合は特性で代表させた)。続いて、②両者の対応関係の傾向を分析し、PIFs に対して SC 属性が活用できる可能性を評価した。最後に、③実際の検査で確認されたパフォーマンス劣化事例とそれに対応する PIFs を確認し、PIFs と SC 属性の対応関係と比較検討した。

3. 検討結果及び考察 図 1 に SC 属性と PIFs の対応関係の整理結果の例を示す。PIFs は現場の要員や作業環境の劣化のような、人間の認知の失敗につながる

要素が設定されている。SC 属性をこの視点で分類すると、PIFs と直接的に対応する SC 属性は PA、WE5 等であった。一方で、PIFs と直接的に対応する属性を介し、間接的に PIFs に影響を及ぼす CO4 等の SC 属性が確認できた。これら間接的に PIFs と対応する SC 属性の特徴として、組織マネジメントに関する要素が含まれることを確認した。これら間接的に対応する SC 属性に

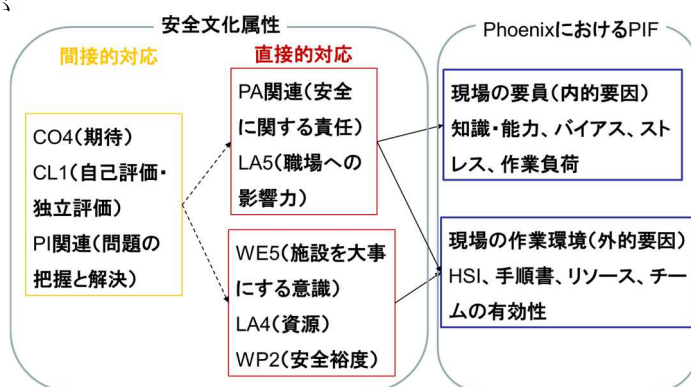


図 1. 安全文化属性と PIF の対応

ついては、Phoenix を用いて HE 確率を評価する際、パ

フォーマンス劣化の背景やそれに伴う現場への影響を適切に評価して、どの PIFs を入力情報とするかを判断する必要がある。

4. 結論 検討の結果、PIFs と間接的に対応する SC 特性属性の特徴として組織要因に関連する傾向があることを明らかにした。今後は、間接的に対応する SC 特性属性等に対しては、Phoenix 解析の入力条件として適切に PIFs を同定するための方法論の検討が必要である。

参考文献

[1] Nsimah J. Ekanem, Ali Mosleh, Song-Hua Shen, Phoenix – A model-based Human Reliability Analysis methodology: Qualitative Analysis Procedure. Reliability Engineering & System Safety, Elsevier, January 2016, <https://doi.org/10.1016/j.res.2015.07.009>

[2] 原子力規制委員会 「健全な安全文化の育成と維持に係るガイド」(令和元年 12 月 25 日制定)

*Yuta Yanada¹, Hiroko Takada¹

¹Nuclear Regulation Authority

令和6年能登半島地震に対する志賀原子力発電所の取り組み

(1) 志賀原子力発電所2号機における変圧器故障によるリスク評価

Shika Nuclear Power Plant's response to the 2024 Noto Peninsula Earthquake

(1) Risk assessment of transformer failure at Shika Nuclear Power Plant Unit 2

* 東山 陽¹, 坂口 英之¹, 木本 修司¹, 高嶋 啓介¹, 春本 大樹¹,
山岸 昇平², 池野 晃平², 中田 裕², 土原 滉貴², 竹田 周平²

¹北陸電力, ²TEPSYS

令和6年能登半島地震により志賀原子力発電所で発生した変圧器故障が、原子力安全リスクにどの程度影響を及ぼしていたかを PRA 手法を用いて定量的に評価した。また、地震 PRA 手法を用いて各変圧器の重要度評価を実施した。

キーワード：確率論的リスク評価 (PRA), RIDM, リスク情報活用

1. 緒言

国内の PRA では、変圧器や送電線といった外部電源廻りの機器は詳細にモデル化されていないことが一般的であり、当社が保有する PRA モデルも同様であった。よって、令和6年能登半島地震により志賀原子力発電所で発生した変圧器故障が、原子力安全にどの程度影響を与えたかを定量的にリスク評価することが出来なかった。本稿では、志賀原子力発電所2号機を評価対象とし、外部電源廻りの機器をモデル化することにより、変圧器故障が全交流電源を長期間喪失するリスクにどの程度影響を与えていたかを定量的に評価した。

また、今後変圧器の耐震補強に係る RIDM に資することを目的に、地震 PRA 手法を用いて各変圧器の重要度評価を実施した。

2. リスク評価結果

地震により志賀2号機の主変圧器及び志賀1号機の起動変圧器の故障が発生したが、この状態での長期 SBO 発生頻度は地震前の状態に比べ約 1.2 倍となっていた。その後、1号機の起動変圧器が復旧したことでリスクは地震前と同程度に低減した。地震前の状態は、1F 事故後に実施した緊急安全対策等により、リスクが約 30 分の 1 に低下していた。これに比べると、今回の地震によるリスク増加分はごく僅かであった。

また、外部電源受電に係る変圧器の脆弱性を評価し、PRA モデルに組み込むことで地震に対する FV 重要度を評価した。志賀2号の主変圧器及び志賀1号の起動変圧器は相対的に FV 重要度が高くかつ HCLPF が低いため、耐震補強の優先度が高いことを確認した。

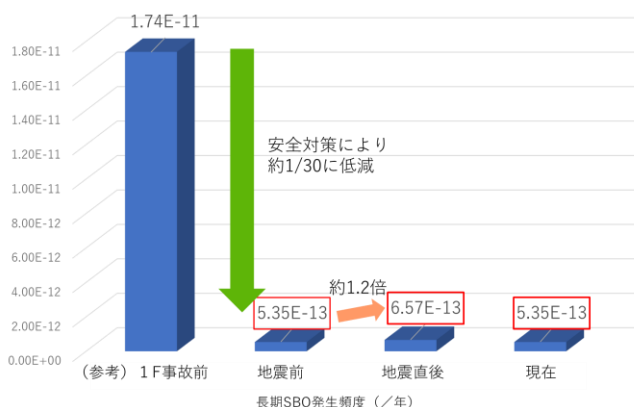


図1 志賀2号における長期 SBO 発生リスク

表1 各変圧器の重要度評価結果

機器	FV重要度	HCLPF [G] ※	能登半島地震での損傷有無 (○: 健全, ×: 損傷)
碍子	9.5E-01	0.11	×
2号主変圧器	7.3E-01	0.31	×
1号起動変圧器	7.0E-02	0.48	×
2号予備電源変圧器	7.0E-02	1.33	○
2号緊急電源変圧器	4.7E-02	1.71	○
1号予備電源変圧器	4.7E-02	0.72	○
2号所内変圧器	2.0E-06	1.14	○

※：能登半島地震での解放基盤地震動は0.49 [G]

*You Higashiyama¹, Hideyuki Sakaguchi¹, Shuji Kimoto¹, Keisuke Takashima¹, Daiki Harumoto¹, Shohei Yamagishi², Kouhei Ikeno², Yutaka Nakata², Kouki Tsuchihara², Shuuhei Takeda²

¹ Hokuriku Electric Power Company, ² TEPCO SYSTEMS CORPORATION