博士論文

深層防護レベルに応じた核燃料施設の地震リスク評価手法の枠組み及び論理モデル・解析モデルの構築

Development of Framework and Logic and Analysis Models for Seismic Risk Assessment Methodology for Nuclear Fuel Facilities According to the Levels of the Defense in Depth Concept

東京都市大学大学院総合理工学研究科
共同原子力専攻
1891502 森　憲治

要旨

我が国では、2011 年 3 月に東京電力福島第一原子力発電所で発生した事故の教訓から、原子力発電所の安全性の向上と規制のため、これまで以上にリスク情報が活用されており、核燃料施設についても同様の動きがある。核燃料施設を対象としたリスク評価手法は未成熟であるが、内的事象を対象としたリスク評価手法の研究や実施例がある。一方、地震等の外部事象を対象とした核燃料施設のリスク評価手法では、複数事故の同時発生、機器故障や人的操作による影響のフィードバックを考慮する必要があるが、このような影響を踏まえたリスク評価手法は十分整備されていない。このような背景の下、本研究は、核燃料施設を対象とした地震等の外部事象に対するリスク評価を実施することを目的として、深層防護の観点からその課題点を明確にし、これを踏まえたリスク評価手法の整備を行った。地震による深層防護レベル 3 相当の事故、即ち設計基準事故のリスク評価には、従来の地震に対する確率論的リスク評価（以下「地震 PRA」という。）手法を適用することが見込まれる。しかし、これまで地震 PRA を実施した経験のない核燃料施設では、評価に不可欠な機器のフラジリティデータの整備が十分でない可能性がある。このような核燃料施設では Kennedy の考案した簡易ハイブリッド法を適用する案が考えられる。しかし、本手法は簡易的に地震リスクを評価できる一方、不確かさが大きく、対象とするシステムの構成により過大あるいは過小評価する場合がある。このため筆者は不確かさを低減するための改良簡易ハイブリッド法を開発した。一方、大規模地震を想定した深層防護レベル 4（シビアアクシデント対策）及びレベル 5（サイト外の緊急時対策）相当の事故のリスク評価では、その大きさから複数事故の同時発生を考慮する必要があり、また、機器故障や人的操作による影響のフィードバックを考慮できる動的な定量評価手法が必要となる。しかし、従来の確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）手法では、このような事故を分析するには不十分である。筆者はこのような分析を可能にするため、Leveson が開発した STAMP/STPA 手法を導入した。STAMP/STPA は、システムを構成する機器間の制御の相互作用の観点からリスクを分析するのに適した方法である。一方、STAMP/STPA は定性的な手法であるため、筆者は STAMP/STPA に、定量評価が可能な従来の PRA 方法を結びつけたインタラクション・マルチレイヤ・モデルを開発した。

ABSTRACT

Based on the lessons learned from the accident at TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant in March 2011, regarding the safety improvement and the regulation for Nuclear Power Plants, the utilization of risk information has been promoted more than ever before in Japan. Furthermore, there are similar movements for nuclear fuel facilities (NFFs). Although the risk assessment method for NFFs is immature, there are studies and practical examples of risk assessment methods for internal events. On the other hand, in the risk assessment for NFFs targeting external events such as earthquakes, it is necessary to consider the influences of simultaneous occurrence of multiple accidents and the feedback of the influences of component failures and human operations. But such risk assessment methods have not been well developed. Based on this background, for the purpose of conducting risk assessment for external events such as earthquakes targeting NFFs, the author clarified the issues about the risk assessment described above from the viewpoint of defense in depth (DiD) and developed methods for implementing the above risk assessment. It is expected that the conventional seismic probabilistic risk assessment (hereinafter referred to as "seismic PRA") method will be applied to the risk assessment for accidents equivalent to DiD level 3 due to earthquakes, that is, design basis accidents. However, NFFs that have never conducted the seismic PRA may not have sufficient the fragility data of component that is essential for the seismic PRA. At such NFFs, it is conceivable to apply the simplified hybrid method devised by Kennedy. However, while this method can easily evaluate the seismic risk, it has a large uncertainty and may be overestimated or underestimated depending on the configuration of the target system. Therefore, the author has developed the improved simplified hybrid method to reduce this uncertainty. On the other hand, in the risk assessment for accidents equivalent to DiD level 4 (measure of severe accidents) and level 5 (off-site emergency response) assuming a large-scale earthquake, it is necessary to consider the simultaneous occurrence of multiple accidents and the feedback of the influences of component failures and human operations. And it is necessary to

develop a dynamic quantitative evaluation method for such risk assessment. However, conventional probabilistic risk assessment (hereinafter referred to as "PRA") methods are not sufficient to analyze such accidents. The author introduced the STAMP/STPA method developed by Leveson to enable such analysis. STAMP/STPA is a suitable method for analyzing risk from the viewpoint of interactions of "control" between the components that configure the system. On the other hand, since STAMP/STPA is a qualitative method, the author developed the Interaction Multi-Layer Model in which STAMP/STPA is combined with a conventional PRA method capable of quantitative evaluation.

目次

表一覧

図一覧

Ⅰ. 緒言

2011 年 3 月に東京電力福島第一原子力発電所で発生した事故の教訓から、日本では、安全規制要求の範囲が、深層防護 [1, 2]のレベル 3（設計基準内への事故の制御）からレベル 4（シビアアクシデント対策）に広げられ、レベル 5（サイト外の緊急時対策）に対する対応が強化された[3-7]。

また、原子力発電所の安全性の向上や規制については、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知識を活用したリスク情報の活用がこれまで以上に推進されており [8-10]、さらに、核燃料施設においても将来的なリスク情報の活用に向けた動きがある[9,11,12]。

核燃料施設を対象としたリスク評価手法は未成熟[11]であるが、内的事象を対象としたリスク評価手法の研究[13-24]や実施例[25-27]がある。一方、地震等の外部事象を対象とした核燃料施設のリスク評価手法では、事故時の対応に可搬型設備等を用いた人的操作の寄与が大きいこと、また、複数の機器故障や人的過誤の発生を考慮する必要があるが、このような影響を踏まえたリスク評価手法は十分整備されていない[28, 29]。

このような背景の下、本研究は、核燃料施設を対象として地震などの外部事象による事故のリスク評価を実施することを目的として、深層防護の観点からリスク評価を実施する上での課題点を明確にし、これを踏まえたリスク評価手法の整備を行った。

地震を誘因事象とした設計基準事故、即ち深層防護レベル 3 相当の事故を想定した場合のリスク評価には、対象とするシステムが複雑でなければ、従来の地震に対する確率論的リスク評価（以下「地震 PRA」という。）手法[30]を適用することが見込まれる。その一方、核燃料施設は施設の数が少なく形態も多種多様であり、定量的なリスク情報（信頼性データ）を得難く[12, 31]、そのリスク評価手法は原子力発電所と比べ必ずしも成熟していない[11, 12]。また、核燃料施設は原子力発電所よりも事故の潜在的影響が小さく[14, 32]、施設の種類によってリスクの大きさが異なる[32, 33]。そのため、核燃料施設におけるリスク評価では、施設の特性やリスクの大きさに応じた適切な評価手法[11]を選ぶ必要がある。このような背景のため、核燃料施設では地震 PRA が行われることは少なく、実際上の問題として評価に必要な構成要素のフラジリティデータ[1]が十分に整備されていないことが想定される。フラジリティデータの整備には多くの費用と時間がかかるため、実際

[1] フラジリティは地震動の大きさ（地震動強さ）に応じた機器損傷の確率であり、フラジリティ曲線は地震動強さに応じて算出される条件付き損傷確率をつなぎ合わせたものである。

に核燃料施設の地震リスク評価を実施するには、これらのデータを使用せずに地震リスクを評価する方法が必要である。

このような課題についてはKennedyの考案した簡易ハイブリッド法を適用する案が考えられる[34, 35]。簡易ハイブリッド法はフラジリティデータの代わりにHigh Confidence of Low Probability of Failure capacity（以下「HCLPF耐力」という。）を用い、簡易的に地震リスクを評価する方法である。しかし、簡易ハイブリッド法は簡易的に地震リスクを評価できる一方、不確かさの幅が大きく、対象とするシステムの構成により過大あるいは過小評価する場合がある。このため筆者は、この不確かさの幅を低減するため、新たに改良簡易ハイブリッド法を開発した[36]。

深層防護レベル4及びレベル5に相当する大規模な地震の場合、その地震規模の大きさから複数の事故が核燃料施設やその周辺で同時発生することが想定され、それらの事故が互いに相互作用（例えば、一方の事故対応に人員や資機材をとられ、もう一方の事故対応が十分にとれない等）を及ぼすことが考えられる。また、安全機能を有する多数の設備が故障するなどにより、可搬型の設備を用いた人的操作による事故対応が多くなることが想定され、その場合、機器故障や人的操作による事故への影響のフィードバックが生ずることが考えられる。このため、深層防護レベル4及び5に相当する事故のリスク評価では、これらの相互作用を考慮できる動的な定量評価手法が必要となる。しかし、従来のPRA手法は、個々の機器の故障や人的操作の失敗に主眼をおいた評価手法であり[37]、静的な評価手法であるため、このようなリスク評価へ適用するには不十分である。また、このような相互作用を考慮した動的なリスク評価手法は、核燃料施設だけでなく、原子力発電所においても未成熟であると考えられる。

筆者はこのような評価、特に深層防護レベル4に対応する事故や対策に対するリスク評価を可能にするため、Leveson が開発した STAMP/STPA 手法を導入した[38, 39]。STAMP/STPAは、システム理論に基づくアクシデントモデルであり、システムを構成する機器間の制御の相互作用の観点からリスクを分析するのに適した方法である。ただし、STAMP/STPAは、「制御」に関する相互作用のみを取り扱い、「物理的な影響」や「物質の移動」といった作用については考慮されていないことから、筆者はSTAMP/STPAで考慮する相互作用に、「物理的な影響」や「物質の移動」といった作用を加えることにより、その分析対象を拡張した。また、STAMP/STPAは定性的なハザード分析手法であるため、リスク評価に必要な定量評価手法の構築が必要となる。この課題に対し、筆者はSTAMP/STPAに従

来のPRA方法を結びつけたインタラクション･マルチレイヤ･モデルを新たに開発した[40-44]。

本モデルは、対象とするシステムを構成する機器や人的システムについて、STAMP/STPAにより相互作用の関係を整理して作成したレイヤと、従来のPRA手法によるフォールトツリーを用いて作成したレイヤを結びつけて多層レイヤ（マルチレイヤ）を構築し、このマルチレイヤを分析することによりリスク評価を行うモデルである。また、その基本的な評価手順は、STAMP/STPAにより作成したレイヤ上で上述の相互作用を分析し、その情報を従来のPRA手法で作成したレイヤに引き渡すことにより、対象施設の損傷等（フォールトツリーの頂上事象）の発生確率や影響評価を行うものである。

本インタラクション・マルチレイヤ・モデルについては、定性的な試解析により、複数事故の同時発生の影響、機器故障及び人的操作の影響のフィードバックを考慮したハザード分析が可能であることを確認した。なお、本稿で複数事故の同時発生とは、ある事故が発生し、その事故が終息しないうちに、他の事故が発生することと定義する。またその影響としては、複数の事故が発生することにより、単独では想定されない事象、例えば事故の進展が促進されるほか、事故対策が阻害されるなどが考えられる。

一方、本モデルによる定量評価については、相互作用による影響の動的な定量評価を行うためのフレームワークと、システム構成が時間的に推移する場合の動的評価のためのフレームワークを構築する必要がある。これらのフレームワークについては基本的な概念を検討中であり、その構築は今後の課題とする。

なお、深層防護レベル3相当の事故であっても、機器間に相互作用がある場合は、本モデルを適用ですべきである。また、本モデルは上述した相互作用の考慮できることから、深層防護レベル5相当の事故や対策への拡張が期待できる。

参考文献

[1] International Atomic Energy Agency, “Defence in Depth in Nuclear Safety,” INSAG-10, (1996).

[2] 日本原子力学会標準委員会, “原子力安全の基本的考え方について 第Ⅰ編 別冊深層防護の考え方,”AESJ-SC-TR005 (ANX):2013, 2014 年 5 月.

[3] 原子力規制委員会, “実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について,” NREP-0002, (Dec. 19, 2018), https://www.nsr.go.jp/data/000155788.pdf.

[4] 原子力規制委員会, “原子力災害対策指針,” 令和元年７月３日, https://www.nsr.go.jp/data/000024441.pdf.

[5] 日本国政府, ”原子力災害対策特別措置法,” 平成十一年法律第百五十六号, 平成三十年六月二十七日公布（平成三十年法律第六十六号）改正, https://elaws.e-gov.go.jp/search/elawsSearch/elaws_search/lsg0500/detail?lawId=411AC0000000156.

[6] 日本国政府, ”災害対策基本法,” 昭和三十六年法律第二百二十三号, 平成三十年六月二十七日公布（平成三十年法律第六十六号）改正, https://elaws.e-gov.go.jp/search/elawsSearch/elaws_search/lsg0500/detail?lawId=336AC0000000223.

[7] (国研)日本原子力研究開発機構, “原子力災害対策特別措置法（原災法：2012 年 9 月改定）,” 10-07-01-11, ATOMICA, 2013 年 12 月, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_10-07-01-11.html.

[8] 更田 豊志, “規制におけるリスク情報の活用,”原子力リスク研究センターシンポジウム 2015 講演資料, 大手町サンケイプラザ 東京, 平成 27 年 9 月 2 日, https://criepi.denken.or.jp/jp/nrrc/event/pdf/pd2_fuketa.pdf.

[9] 金子 修一, “リスク情報を活用した規制実施に向けて,” 原子力リスク研究センターシンポジウム 2018 講演資料, 有楽町朝日ホール 東京, 平成 30 年 2 月 8 日, https://criepi.denken.or.jp/jp/nrrc/event/pdf/2018_kouen2kaneko.pdf.

[10] 電力 9 社, 日本原子力発電株式会社, 電源開発株式会社, “リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン,” 平成 30 年 2 月 8 日.

[11] 原子力規制委員会, “加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガ

イド,”平成 25 年 11 月 27 日.
[12] 日本原子力学会標準委員会,“核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準:2018,”AESJ-SC-P011:2018, 2019 年 6 月, ISBN978-4-89047-409-7 C3058 (2019)
[13] （独）原子力安全基盤機構,“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝水素爆発事象の解析手順＝に関する報告書,”JNES/SAE05-025, 平成 17 年 10 月.
[14] （独）原子力安全基盤機構,“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝溶液沸騰事象の解析手順＝に関する報告書,”JNES/SAE05-026, 平成 17 年 10 月.
[15] （独）原子力安全基盤機構,“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝TBP 等の錯体の急激な分解事象の解析手順＝に関する報告書,”JNES/SAE06-011, 平成 18 年 6 月.
[16] （独）原子力安全基盤機構,“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝臨界事象の解析手順＝に関する報告書,”JNES/SAE07-003, 平成 19 年 2 月.
[17] （独）原子力安全基盤機構,“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝有機溶媒火災事象の解析手順＝に関する報告書,”JNES/SAE07-005, 平成 19 年 2 月.
[18] （独）原子力安全基盤機構,“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝有機溶媒火災事象の解析手順（その２）＝に関する報告書,”10 廃輸報-0018, 平成 22 年 7 月.
[19] （独）原子力安全基盤機構,“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝溶融ガラス漏えい事象の解析手順＝に関する報告書,”10 廃輸報-0019, 平成 22 年 9 月.
[20] （独）原子力安全基盤機構,“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝高レベル濃縮廃液の漏えい事象の解析手順＝に関する報告書,”10 廃輸報-0020, 平成 23 年 1 月.
[21] （独）原子力安全基盤機構,“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝全交流動力電源の喪失事象の解析手順＝に関する報告書,”11 廃輸報-0002, 平成 23 年 9 月.
[22] （独）原子力安全基盤機構,“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝使用済燃料集合体の落下事象の解析手順＝に関する報告書,”11 廃輸報-0004, 平成 23 年 11 月.
[23] （独）原子力安全基盤機構,“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝臨界

事象の解析手順（その２）＝に関する報告書，”JNES-RE-2012-0015，平成 24 年 8 月.

[24] （独）原子力安全基盤機構，“ウラン加工施設総合安全解析（ISA）実施手順等の整備に関する報告書，”11 廃輸報-0003，平成 23 年 8 月.

[25] Y. Tamauchi, T. Shoji, et al., “Application of Probabilistic Safety Assessment to Rokkasho Reprocessing Plant, (I), The Occurrence Frequency of Loss of Hydrogen Scavenging Function in Plutonium Solution Vessel,” *Trans. At. Energy Soc. Japan*, Vol. 5, No.4, p.334-346, (2006) [in Japanese].

[26] T. MIYATA, K. TAKEBE, et al., “Application of Probabilistic Safety Assessment to Rokkasho Reprocessing Plant, (II), The Occurrence Frequency of Boiling Accident of Highly Active Liquid Waste,” *Trans. At. Energy Soc. Japan*, Vol. 7, No.2, p.85-98, (2008) [in Japanese].

[27] Y. Tamauchi, S. SEGAWA, et al., “Application of Probabilistic Safety Assessment to Rokkasho Reprocessing Plant, (III), In-Cell Solvent Fire,” *Trans. At. Energy Soc. Japan*, Vol. 10, No.3, p.170-184, (2011) [in Japanese].

[28] 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，“安全研究報告書 加工施設のリスク評価に係る研究，”RREP-2018-3002，平成 30 年 11 月.

[29] 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，“安全研究報告書 再処理施設のリスク評価に係る研究，”RREP-2018-3003，平成 30 年 11 月.

[30] 日本原子力学会標準委員会，“原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015 ，” AESJ-SC-P006:2015， 2015 年 12 月.

[31] 澤田 健一，小田野 直光，“原子力分野におけるリスク評価の適用状況，”海上技術安全研究所報告 第 8 巻 第 4 号 特集号（平成 20 年度），平成 21 年 3 月 30 日.

[32] Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, “Review of Technical Basis for Formulating Goals for Nuclear Fuel Facilities,” JAEA-Review 2010-028, (Oct. 2010) [in Japanese], https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Review-2010-028.pdf

[33] U. S. Nuclear Regulatory Commission, “Draft Regulatory Basis for Licensing and Regulating Reprocessing Facilities,” SECY-11-0163 (Nov. 2011).

[34] R. P. Kennedy, “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations,” *Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk*, Tokyo Japan, Aug. 10-12, 1999, p33-p63.

[35] R. P. Kennedy, “Performance-goal based (risk informed) approach for establishing the SSE site specific response spectrum for future nuclear power plants,” *Nuclear Engineering and Design* 241 (2011) 648-656.

[36] K. Mori, “Improvement of the simplified hybrid method for seismic risk assessment of nuclear fuel facilities,” *Trans. At. Energy Soc. Japan*, vol.18, No.4, 199-209 (2019).

[37] J. C. Lee, N. J. McCormick, “*Risk and Safety Analysis of Nuclear Systems*,” John Wiley & Sons, Inc, ISBN: 978-0-470-90756-6 (July, 2011).

[38] N. G. Leveson, “*Engineering a safer world, Systems thinking applied to safety*,” The MIT Press (2012).

[39] N. G. Leveson and J. P. Thomas, “STPA handbook” (2018). https://psas.scripts.mit.edu/home/get_file.php?name=STPA_handbook.pdf.

[40] 森 憲治, 牟田 仁, 大鳥 靖樹, “外的事象を対象とした統合的リスク評価手法の開発　その２：原子力施設の事故に影響するインタラクションモデルの提案,” 日本原子力学会秋の大会予稿集, 2019 年 9 月 11 日～13 日, 富山大学五福キャンパス, p.1004 (2019).

[41] 森 憲治, 牟田 仁, 大鳥 靖樹, “外的事象を対象とした統合的リスク評価手法の開発　その 4:インタラクションマルチレイヤーモデルを用いたた動的リスク評価手法の検討,” 日本原子力学会秋の大会予稿集, 2020 年 9 月 16 日～18 日, オンライン開催, p. 2L04 (2020).

[42] K. Mori, H. Muta and Y. Ohtori, “Application of Interaction Model Impacting on Accidents Caused by Earthquake in Nuclear Facilities,” *17th World Conference on Earthquake Engineering,* 17WCEE, Sendai, Japan - September 13th to 18th 2020, 8c-0044, (2020).

[43] K. Mori, H. Muta and Y. Ohtori, “Study on Quantitative Evaluation Method of Interaction Multi-Layer Model for Nuclear Fuel Facilities Considering External Natural Hazard,” *Proceedings of the 30th European Safety and Reliability Conference and the 15th Probabilistic Safety Assessment and Management Conference*, Venice Italy, 01-05 November 2020, 5713, ESREL2020-PSAM15 Organizers, Research Publishing, Singapore, ISBN/DOI: 978-981-14-8593-0, (2020).

[44] K. Mori, H. Muta and Y. Ohtori, “Development of interaction model on the risk assessment method for nuclear facilities using system model with multi-layer structure,” Journal of Nuclear Science and Technology (Accepted but publication date undecided.).

Ⅱ．外部事象に対する核燃料施設のリスク評価手法

1.　深層防護の観点からの外部事象に対する核燃料施設のリスク評価手法の構造

本研究は外部事象に対する核燃料施設のリスク評価手法の整備を目的としている。このような整備を行うため、筆者は深層防護[1]の観点から、リスク評価手法の適用範囲と課題を明確にすることとした。これは、深層防護が原子力施設の基本的な安全設計の考え方や安全機能を有する施設の重要度の判断に活用されているためである。

深層防護は 5 つのレベルに分かれており、レベルの低い方から、「異常状態の防止」、「異常運転の制御および故障の検知」、「設計基準内への事故の制御」、「事故の進展防止および重大事故の影響緩和を含む過酷なプラント状態の制御」、「放射性物質の大規模な放出による放射線影響の緩和」を目的とした施設の安全設計に対応している[2, 3]。また、レベル 3 までは「事故の発生の防止」、「事故の拡大防止」、「事故の影響の緩和」とも表現され [2]、レベル 4 及び 5 は「重大事故対策」、「サイト外の緊急時対策」とも表現される[1]。

レベル 3 までの対策は設計基準以下の対策に対応しており、従来は保守性を重視し決定論的手法で個別の機器の安全設計が行われているが、対象施設に対する深層防護の有効性評価の観点から見た場合、施設全体のリスクレベルの確認と脆弱な部分の分析には適切でなく、多くの事故シーケンスや不確かさが扱える確率論的手法が適するものと考えられる[3]。また、レベル 4 以上ではレベル 3 の保守性を超えて事象が進展するため、安全設計の不確かさが大きくなることが想定される。このような安全設計では、さらなる保守性を見込むことは現実的でなく、PRA 手法を用いて全ての事故シナリオの相対的なリスクの大きさ分析し、この結果を踏まえてリスクを低減する対策を講ずることが効率的であると考えられる。また、レベル 3 同様、深層防護の有効性評価の観点からも確率論的手法が適するものと考えられる。

外部事象として地震を想定した深層防護レベル 3 までの定量的リスク評価では、設計基準の範囲であり、機器や人的システム間の複雑な相互作用の影響は生ずる可能性が小さいものと考えられることから（逆に、このような相互作用が考えられる場合は、後述する深層防護レベル 4 及び 5 のリスク評価に含める）、従来の地震 PRA 手法[4]の適用が想定される。地震 PRA 手法は、商用原子力発電所に適用されており、十分な成果を上げている。しかし、これまで地震 PRA を用いたリスク評価を実施した経験のない核燃料施設について

は、評価に必要な個々の機器のフラジリティデータが整備されていない可能性が高く、地震 PRA 手法を用いたリスク評価の実施は困難であると考えられる。この課題に対しては、機器のフラジリティデータを用いる地震 PRA 以外の方法として、機器の HCLPF 耐力を用いて地震リスクを算出することができる簡易ハイブリッド法[5, 6]の適用が想定される[7]。ただし、簡易ハイブリッド法は簡易的に地震リスクを評価できる一方、不確かさの幅が大きく、信頼性を必要とする評価に支障をきたす恐れがあることから、筆者は、この不確かさの幅を低減した改良簡易ハイブリッド法を新たに開発した[8]。改良簡易ハイブリッド方については 2. で述べる。

一方、深層防護レベル 4 及び 5 に対応する大規模な地震の場合、その地震規模の大きさから複数の事故が核燃料施設やその周辺で同時発生することが想定され、それらの事故が互いに相互作用（例えば、一方の事故対応に人員や資機材をとられ、もう一方の事故対応が十分にとれなくなる等）を及ぼすことが考えられる。また、安全機能を有する多数の設備が故障するなどにより、可搬型の設備を用いた人的操作による事故対応が多くなることが想定され、その場合、機器故障や人的操作による事故への影響のフィードバックが生ずることが考えられる。このため、深層防護レベル 4 及び 5 に相当する事故のリスク評価では、これらの相互作用を考慮できる動的な定量評価手法が必要となる。しかし、従来の PRA 手法は、個々の機器の故障や人的操作の失敗に主眼をおいた評価手法であり[9]、また、静的な評価手法であるため、相互作用による影響の考慮が必要なリスク評価として適用するには不十分である。なお、このような相互作用を考慮した動的なリスク評価手法は、核燃料施設だけでなく、原子力発電所にとっても未成熟であると考えられる。

本稿では、相互作用による影響を考慮した分析、特に深層防護レベル 4 に対応する事故に対する分析を可能にするために、筆者は新たにインタラクション・マルチレイヤ・モデルを開発した[10-14]。このモデルについては 3. で述べる。なお、深層防護レベル 3 相当の事故であっても、機器間に相互作用がある場合は、本モデルを適用ですべきである。また、本モデルは上述した相互作用の考慮できることから、深層防護レベル 5 相当の事故や対策に拡張できるものと考える。

以上を踏まえ、地震を想定した各レベルの深層防護に対するリスク評価手法適用の構造を図 1-1 に示す。

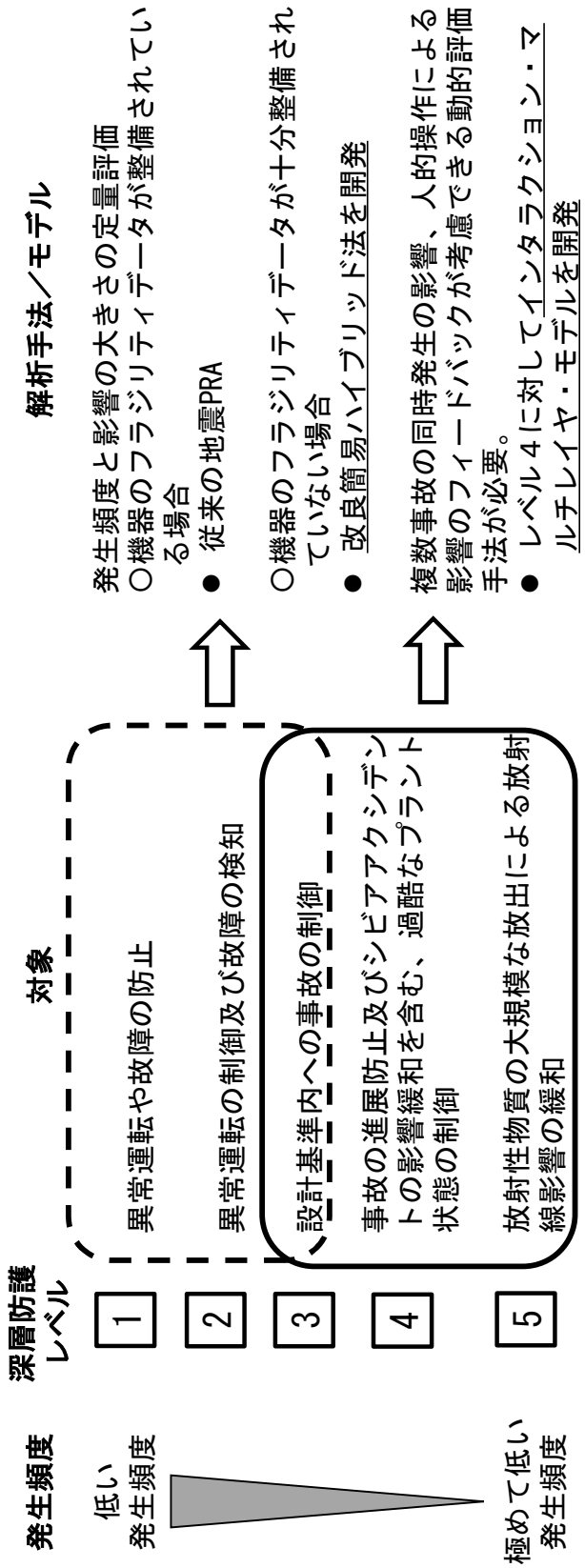


図 1-1　深層防護の観点からの外部事象に対する核燃料施設のリスク評価方法の構造

1.の参考資料

[1] International Atomic Energy Agency, “Defence in Depth in Nuclear Safety,” INSAG-10, (1996).

[2] 原子力安全委員, “発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて,” 1992 年 5 月 28 日付け原子力安全委員会決定文（1997 年 10 月 20 日一部改正）, 1992 年 5 月

[3] 日本原子力学会標準委員会, “原子力安全の基本的考え方について 第Ⅰ編 別冊深層防護の考え方,” AESJ-SC-TR005 (ANX):2013, 2014 年 5 月.

[4] 日本原子力学会標準委員会, “原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015 ,” AESJ-SC-P006:2015, 2015 年 12 月.

[5] R. P. Kennedy, “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations,” *Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk*, Tokyo Japan, Aug. 10-12, 1999, p33-p63.

[6] R. P. Kennedy, “Performance-goal based (risk informed) approach for establishing the SSE site specific response spectrum for future nuclear power plants,” *Nuclear Engineering and Design* 241 (2011) 648-656.

[7] 日本原子力学会標準委員会, “核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：2018,” AESJ-SC-P011:2018, 2019 年 6 月, ISBN978-4-89047-409-7 C3058 (2019)

[8] K. Mori, “Improvement of the simplified hybrid method for seismic risk assessment of nuclear fuel facilities,” *Trans. At. Energy Soc. Japan*, vol.18, No.4, 199-209 (2019).

[9] J. C. Lee, N. J. McCormick, “*Risk and Safety Analysis of Nuclear Systems*,” John Wiley & Sons, Inc, ISBN: 978-0-470-90756-6 (July, 2011).

[10] 森 憲治, 牟田 仁, 大鳥 靖樹, “外的事象を対象とした統合的リスク評価手法の開発 その２:原子力施設の事故に影響するインタラクションモデルの提案,” 日本原子力学会秋の大会予稿集, 2019 年 9 月 11 日～13 日, 富山大学五福キャンパス, p.1004 (2019).

[11] 森 憲治, 牟田 仁, 大鳥 靖樹, “外的事象を対象とした統合的リスク評価手法の開発 その 4:インタラクションマルチレイヤーモデルを用いた動的リスク評価手法の検討,” 日本原子力学会秋の大会予稿集, 2020 年 9 月 16 日～18 日, オンラ

イン開催, p. 2L04 (2020).

[12] K. Mori, H. Muta and Y. Ohtori, “Application of Interaction Model Impacting on Accidents Caused by Earthquake in Nuclear Facilities,” *17th World Conference on Earthquake Engineering,* 17WCEE, Sendai, Japan - September 13th to 18th 2020, 8c-0044, (2020).

[13] K. Mori, H. Muta and Y. Ohtori, “Study on Quantitative Evaluation Method of Interaction Multi-Layer Model for Nuclear Fuel Facilities Considering External Natural Hazard,” *Proceedings of the 30th European Safety and Reliability Conference and the 15th Probabilistic Safety Assessment and Management Conference*, Venice Italy, 01-05 November 2020, 5713, ESREL2020-PSAM15 Organizers, Research Publishing, Singapore, ISBN/DOI: 978-981-14-8593-0, (2020).

[14] K. Mori, H. Muta and Y. Ohtori, “Development of interaction model on the risk assessment method for nuclear facilities using system model with multi-layer structure,” Journal of Nuclear Science and Technology (Accepted but publication date undecided.).

2. 深層防護レベル1から3の核燃料施設の地震リスク評価の定量化方法

2011年3月に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故後、原子力発電所の安全性の向上及び規制に対してリスク情報の活用の検討が以前にも増して進められている [1-3]。核燃料施設においても将来的なリスク情報の活用に向けた動きがあるが [2, 4, 5]、施設の数が少なく形態も多種多様であり、定量的なリスク情報(信頼性データ)を得難く[5, 6]、そのリスク評価手法は原子力発電所と比べ必ずしも成熟していない[4, 5]。また、核燃料施設は原子力発電所よりも事故の潜在的影響が小さく[7, 8]、施設の種類によってリスクの大きさが異なる[8, 9]。そのため、核燃料施設におけるリスク評価では、施設の特性やリスクの大きさに応じた適切な評価手法[4]を選ぶ必要がある。

地震をハザードとするリスク評価手法の場合、我が国の原子力発電所に対しては、地震PRA (Probabilistic Risk Assessment：確率論的リスク評価) 手法[10]が代表的である。本手法は詳細ではあるが評価に手間がかかるため、核燃料施設への適用に際してはそのリスクの大きさに比べ過大な労力を要する場合がある。また、評価には各機器のフラジリティ等のデータが必要であるが、これらのデータの整備には多くの労力を要するものもあり、核燃料施設では必要なデータが十分整備されていない場合も考えられる。

このような現状を鑑みた場合、核燃料施設における地震リスク評価手法としては、一般的に、評価に要する労力がそのリスクに応じて適切であり、また、用いるデータが比較的容易に整備可能である評価手法が望まれることが予想される。ただし、評価の詳細さや使用するデータの精度は評価結果の不確かさに大きく影響することから、施設のリスクの大きさと許容できる不確かさを踏まえて評価手法を選択する必要がある。

地震PRA手法よりも評価に労力がかからず、比較的容易に整備が可能なデータを用いる評価手法の一つとして、米国のKennedyが提案した簡易ハイブリッド法がある[11, 12]。

この簡易ハイブリッド法は地震をハザードとするリスク評価を行うための手法の一つであるが、各機器のフラジリティデータではなく一部に決定論的手法であるCDFM (Conservative Deterministic Failure Margin) 法[2][13]で求めたHCLPF (High Confidence

---

[2] CDFM法は米国で用いられている地震耐力を推定する決定論的な手法であり、損傷確率1%での耐力の推定を目的としている。CDFM耐力Cは次式で求められる。各パラメータの定義は括弧の中に示したとおりで、我が国で設定される値と定義が異なる場合があるため、用いる際は留意が必要である。

$$C = \frac{S}{D} \cdot F \cdot SME$$

SME：評価用地震。S：機器等の耐力（超過確率98%で定義)。D：機器等の応答（ある地

of Low Probability of Failure）耐力と平均地震ハザード曲線を用いて、原子力施設の地震リスク（年損傷確率）を簡易的に推定する手法である。HCLPF 耐力はフラジリティ法[14]に比べ労力をかけずに求めることができる[11]。この簡易ハイブリッド法は、先に述べた核燃料施設の現状を踏まえると、同施設の地震リスク評価に適用可能な有効な評価手法と考えられる。日本原子力学会が取りまとめている核燃料施設に対する地震ハザードのリスク評価に関する実施基準の中においても、簡易ハイブリッド法について言及されている[5]。

簡易ハイブリッド法の長所は、上述したように、地震 PRA 手法のような手間をかけずに容易に地震リスクを評価できる点にあるが、その一方、評価ケースにより地震リスクを著しく過大評価する、あるいは、逆に著しく過小評価することにより不確かさ[3]を大きくすることがあるため、評価結果の解釈には留意する必要がある。核燃料施設を含む原子力施設における安全対策を策定するに当たっては、その有効性の根拠となる地震リスクの評価手法及び評価結果が適切である必要があるが、簡易ハイブリッド法に見られるこのような潜在的に大きな不確かさは、地震リスクの評価結果の適切性を判断する上で支障となるため、本手法の適用に当たってはこのような不確かさに関する課題を解決する必要がある。課題の解決手段として、不確かさを含む評価結果がある範囲に収まるように[4]簡易ハイブリッド法を修正することが考えられる。

このような背景の下、本稿では簡易ハイブリッド法の過大評価[5]及び過小評価の要因について分析し、その原因を明確にするとともに、簡易ハイブリッド法の長所である簡便さを極力失わずに、過大評価及び過小評価することに起因する不確かさの振れ幅を低減して、評価結果を本研究で目標とした許容できる範囲に収めるための改良について検討した結果を報告する。

なお、簡易ハイブリッド法は、ここで述べた課題の他に、人的過誤への対応、地震動による多重故障起因事象への対応等の課題が挙げられる。これらの課題については、今後、

震動(SME)に対して弾性応答を非超過確率 84%で定義)。F：決非線形係数（非超過確率 5%に対応）。

[3] 簡易ハイブリッド法に見られるこのような潜在的に大きな不確かさは、その傾向（過大評価や過小評価の傾向）や不確かさの大きさの程度が評価ケースにより異なるため、評価結果からこれらを見極めることは難しい。

[4] 不確かさを無くすことはできないが、評価結果をある範囲に収めることにより、不確かさの大きさを見極めることができる。本稿では、「ある範囲」として 2.3.1.に記した範囲を目標とした。

[5] 簡易ハイブリッド法の過小評価については、文献[15]及び[16]に示した検討を行っているが、本稿で述べる検討は、それらの内容を改良・発展させたものである。

検討していく必要がある。

2.1. 簡易ハイブリット法の概要

Kennedy が提案した簡易ハイブリッド法[11]は、耐震裕度評価の考え方を取り入れることにより、地震による原子力施設の年損傷確率を簡易的に評価する手法であり、個々の機器の HCLPF 耐力からフォールトツリーの頂上事象の HCLPF 耐力を導出する Max/Min 法と、平均地震ハザード曲線及び頂上事象の平均フラジリティ曲線を用いた簡易式による年損傷確率評価法とからなる。本手法では数値積分を用いることなく、手計算によって頂上事象の地震リスクを簡便に算出できる。ここで、HCLPF 耐力とは平均フラジリティ曲線において 1%損傷確率に対応する地表面最大加速度とする[5]。

図 2-1 に従来の地震 PRA 手法と簡易ハイブリッド法の評価手法の違いを示す。

(1) Max/Min 法

頂上事象のフラジリティについて、地震 PRA 手法で用いられている解析手法の一つ[17]では、事故事象を展開したフォールトツリーを Boolean 代数処理[6]して得られるミニマルカットセット[7]に、個々の機器のフラジリティから得られる地震動強さの各レベルにおける損傷確率を与え、上限近似法[8]等を用いて求めている。

一方、簡易ハイブリット法では、フォールトツリーから得られるカットセットに対し、次の①及び②による Max/Min 法を適用して頂上事象の HCLPF 耐力を求める。Max/Min 法の特徴は、各機器の損傷確率ではなく HCLPF 耐力を用いて、頂上事象の耐力を特定の機器の耐力で代表させることである。

① AND 結合された機器の HCLPF 耐力は、その中の機器の最大の（Maximum）HCLPF 耐力に等しい。

② OR 結合された機器の HCLPF 耐力は、その中の機器の最小の（Minimum）HCLPF 耐力に等しい。

---

[6] Boolean 代数処理は AND 結合及び OR 結合で構成されたフォールトツリーに対し、Boolean 代数の基本測を用いて事象の重複を排除するとともに、複数のミニマルカットセットが頂上事象の直下に OR 結合で結合している形にフォールトツリーを変換する処理である。

[7] 頂上事象を発生させる基本事象の組み合わせの集合をカットセットといい、ミニマルカットセットとは、他に部分集合としてのカットセットがない、即ち、その組み合わせの中で必要最小限の組み合わせをいう。

[8] 上限近似法は、OR 結合において、事象の発生確率を式 $1-\prod_i(1-p_i)$ で求める手法である。ここでp_iは OR 結合している事象iの発生確率で、OR に結合している各事象は互いに独立と仮定して求める。事象の発生確率を過大評価する場合がある。

次に、この HCLPF 耐力を用いて頂上事象の平均フラジリティ曲線を求める。平均フラジリティ曲線は通常、対数正規分布で表され、HCLPF 耐力を用いると**式(1)**で表すことができる[11]。

$$\boldsymbol{F(a) = \Phi\left(\frac{\ln a - \ln\left(A_{HCLPF} e^{2.33\beta}\right)}{\beta}\right)} \qquad \textbf{式(1)}$$

ここで$\boldsymbol{F(a)}$は地震動強さ a における損傷確率（平均フラジリティ曲線）、$\boldsymbol{\Phi}$は標準正規分布の累積分布関数、$\boldsymbol{A_{HCLPF}}$は HCLPF 耐力、βは別途推定するフラジリティの対数標準偏差である。

(2) 地震リスク（年損傷確率）評価式

頂上事象の年損傷確率$\boldsymbol{P_F}$は、地震動強さ$\boldsymbol{a}$ [gal]に対する頂上事象の平均フラジティ曲線$\boldsymbol{F(a)}$と、地震動強さ$\boldsymbol{a}$ [gal]の地震に対する年超過確率を表す平均地震ハザード曲線$\boldsymbol{H(a)}$を用いて、**式(2)**の畳み込みにより算出する[11]。

$$\boldsymbol{P_F = \int_0^{+\infty} H(a) \cdot \frac{dF(a)}{da} da} \qquad \textbf{式(2)}$$

式(2)で表される年損傷確率$\boldsymbol{P_F}$は一般に解析的には解けず、数値解析による。これに対し Kennedy は、米国の平均地震ハザード曲線の特徴を踏まえて**式(2)**を簡略化し、年損傷確率の算出式として**式(3)**を提唱した[11]。

$$\boldsymbol{P_F = 0.5 \times H(A_{10\%})} \qquad \textbf{式(3)}$$

ここで、$\boldsymbol{A_{10\%}}$は平均フラジリティ曲線における損傷確率 10%の地震動強さである。

なお、**式(3)**で設定されている係数“0.5”は、$\boldsymbol{P_F}$を過小評価する場合があるとして、Hirata らは**式(4)** を示し、$\boldsymbol{\alpha}$を 0.5 から 1.0 の間にとることを推奨している[9] [18]。

$$\boldsymbol{P_F \approx \alpha H(A_{10\%})} \qquad \text{又は} \qquad \boldsymbol{P_F \approx \alpha H(A_{5\%})} \qquad \textbf{式(4)}$$

ここで、$\boldsymbol{A_{5\%}}$は平均フラジリティ曲線における損傷確率 5%の地震動強さである。

---

[9] **式(3)**は、両対数軸上で表した時の地震ハザード曲線の傾き及び$\boldsymbol{\beta}$をパラメータとして検討され、導出された式であり、係数 0.5 はこれらのパラメータの変動に対し、厳密に算出された$\boldsymbol{P_F}$をおおよそ満足する値として設定された値である[11]。したがって評価ケースによってはリスクを過小評価する場合がある。**式(4)**はこのような過小評価を避けるために検討され導出された式である[18]。これらのパラメータの検討範囲は、日本国内の地震リスクを評価する上で考慮すべき範囲を概ね含んでいるものと考えらえるが、必要に応じて対象サイトの地震ハザード曲線及び$\boldsymbol{\beta}$を用いて適切な係数$\boldsymbol{\alpha}$を確認すべきと考えられる。

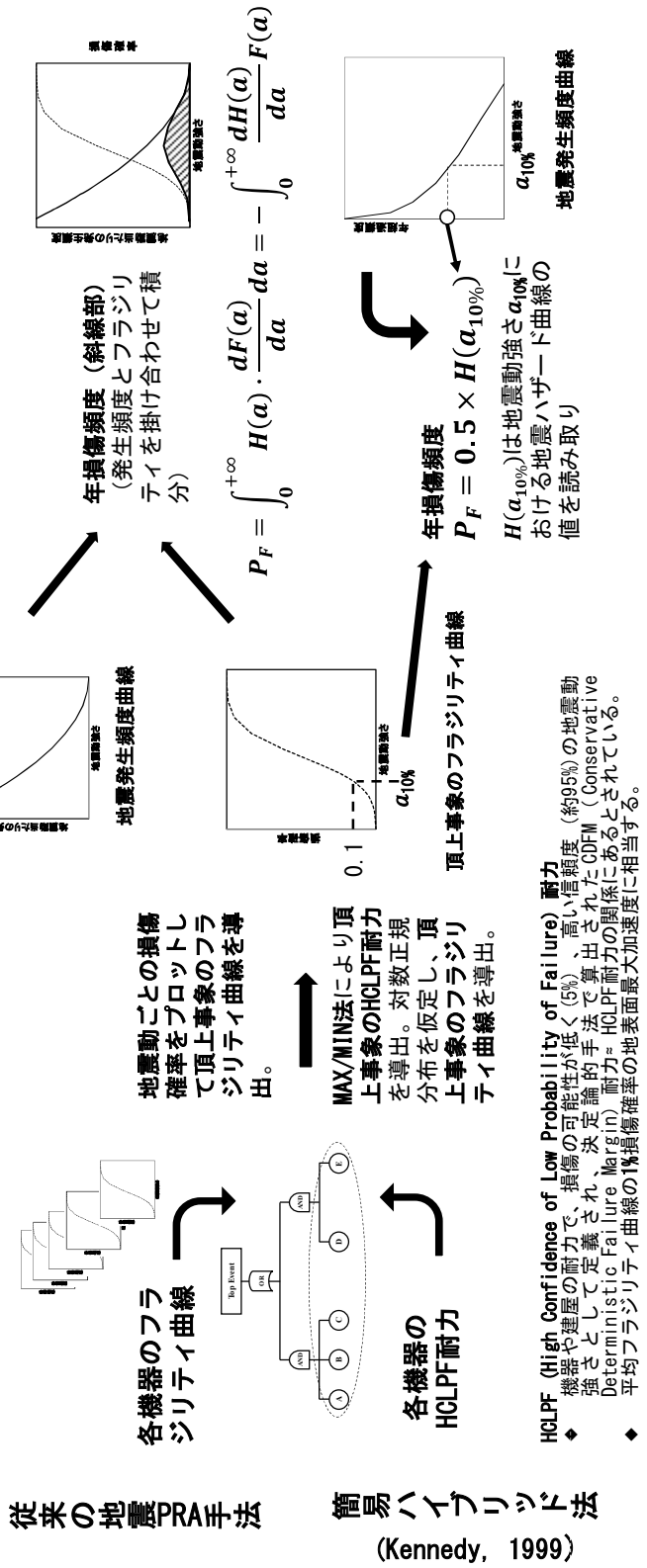


図 2-1　地震 PRA 手法と簡易ハイブリッド法の比較

2.2. Max/Min 法に見られる過大評価と過小評価の原因

Max/Min 法では、対象とするフォールトツリーに AND 結合が含まれる場合、後述するように頂上事象の年損傷確率を地震 PRA 手法で算出される値に対し過大評価する場合がある。一方、文献[11]によれば、多数の機器が OR 結合する場合、年損傷確率は、地震 PRA 手法で算出される値に比べ過小評価となる場合がある。

(1) AND 結合における過大評価の原因

機器 A、B 及び C が AND 結合している系について、それぞれの機器の HCLPF 耐力の大きさを$\boldsymbol{A_{HCLPF}} > \boldsymbol{B_{HCLPF}} > \boldsymbol{C_{HCLPF}}$とし、各機器は互いに独立とした場合では、Max/Min 法で得られるこの結合の損傷確率$\boldsymbol{P_T}$は、耐力の最も大きな機器で代表され、機器 A の損傷確率$\boldsymbol{P_A}$と等しくなる。一方、通常の確率計算では**式(5)**のように計算され、明らかに Max/Min 法では AND 結合された系の損傷確率を過大評価していることが分かる。ここで、$\boldsymbol{P_B}$及び$\boldsymbol{P_C}$は機器 B 及び機器 C の損傷確率を表す。

$$\boldsymbol{P_T = P_A \times P_B \times P_C \leq P_A} \qquad \textbf{式(5)}$$

このような過大評価の大きさは AND 結合する機器が多いほど顕著となる。

(2) OR 結合における過小評価の原因

Max/Min 法によって、OR 結合された系全体の耐力をその中の機器の最小の HCLPF 耐力としたとき、系の HCLPF 耐力における損傷確率[10]は、地震 PRA 手法で用いられている上限近似法に対して**式(6)**に示す関係にあり、Max/Min 法は地震 PRA 手法の上限近似法よりも過小評価となることが分かる。

$$\begin{aligned}
&\boldsymbol{P_{UBA}(a_{HCLPF}) - P^{OR}_{Max/Min}(a_{HCLPF})} \\
&= \left\{\boldsymbol{1 - \prod_{i=1}^{N}\left(1 - P(C_i, a_{HCLPF})\right)}\right\} - \boldsymbol{P\left(C_{Min_HCLPF}, a_{HCLPF}\right)} \\
&= \left(\boldsymbol{1 - P\left(C_{Min_HCLPF}, a_{HCLPF}\right)}\right)\left\{\boldsymbol{1 - \prod_{i=1, i\neq C_{Min_HCLPF}}^{N}\left(1 - P(C_i,\ a_{HCLPF})\right)}\right\} \\
&\geq \boldsymbol{0} \qquad (\because \boldsymbol{0 \leq P \leq 1})
\end{aligned} \qquad \textbf{式(6)}$$

ここで、地震動強さ$\boldsymbol{a}$における上限近似法による損傷確率を$\boldsymbol{P_{UBA}(a)}$、Max/Min 法による

[10] HCLPF 耐力の定義から 0.01 となる。2.1.参照。

OR結合された系の損傷確率を$\boldsymbol{P_{Max/Min}^{OR}(a)}$、機器Ciの損傷確率を$\boldsymbol{P(C_i, a)}$とし、最小のHCLPF耐力を持つ機器を$\boldsymbol{C_{Min_HCLPF}}$、最小のHCLPF耐力での地震動強さを$\boldsymbol{a_{HCLPF}}$、OR結合された機器の数を$\boldsymbol{N}$としている。**式(6)**の２段目右辺の中括弧は、OR結合された系に対する上限近似法による損傷確率を表している。

2.3. 簡易ハイブリッド法の改良

2.3.1. 改良案の方針

2.2 において述べた Max/Min 法における過大評価及び過小評価を補正するための、簡易ハイブリッド法の改良の基本方針は以下のとおりとした。

① Max/Min 法により導出した頂上事象の HCLPF 耐力に対し、AND 結合の過大評価及び OR 結合の過小評価を改善する補正を行う。

② 改良により簡易ハイブリッド法の長所である簡便さを失わないようにする。

③ 簡易ハイブリッド法は核燃料施設の地震リスク評価手法の一つとして挙げられており[5]、求められている精度は真値に対しオーダーレベル（±1 桁程度）の範囲であると考えられることから、本稿においては算出した年損傷確率が上限近似法の値に対して±1 桁程度に収まる範囲を”許容できる範囲”とする。この範囲については一般に明確な基準があるものではないが、例えば、NUREG-1520[19]に示されている事故シーケンスの発生頻度区分の指針に「極めて起こり難い」10^{-5}回/年未満、「非常に起こり難い」10^{-4}回/年未満といった定義があるほか、損傷確率データが整備されていない機器に故障確率を割り当てる方法であるインデックス法[20]では、機器の運転経験に基づく条件に従い、割り当てる損傷確率を 1 桁ごとに定義しているため、MAX／MIN 法の過大／過小評価の範囲を 1 桁内とすることでコンセンサスを得ることができるものと考える。

2.3.2. 改良案の概要

(1) AND 結合に対する HCLPF 耐力補正法

AND 結合における Max/Min 法による頂上事象の年損傷確率の過大評価は、複数の機器が AND 結合することにより、頂上事象の年損傷確率（基本的には個々の機器の年損傷確率を掛け合わせて算出する）が個々の機器の年損傷確率よりも小さくなる（頂上事象の HCLPF 耐力が個々の機器よりも大きくなる）効果を無視していることに起因する。ここでは、Max/Min 法によって求めた頂上事象の HCLPF 耐力に対し、AND 結合による HCLPF 耐力増大の効果を反映させる補正方法を示す。

AND 結合における HCLPF 耐力の補正では、まず、Max/Min 法により導き出された系を代表する機器に着目し、当該機器に AND 結合する機器を抽出することを考える。例えば**図 2-2** のような系の場合、機器 A に AND 結合によって関与している機器は、「機器 A と機器 C 及び機器 D」、「機器 A と機器 E」、「機器 A と機器 F」である。AND 結合する機器はフォールトツリーに対し Boolean 代数処理をして、全てのミニマルカットセットを導出すれば明確になるが、フォールトツリーが複雑な場合はその処理が煩雑となり、簡易ハイブリッド法の簡便さの利点が失われてしまう。そのためここでは、Max/Min 法により各結合における代表機器を抽出する過程で、頂上事象の HCLPF 耐力を代表する機器と AND 結合する機器の組の代表のみ抽出することとする。**図 2-2** に示した系の場合は、機器 A と機器 C 及び機器 D の組合せを選択する。

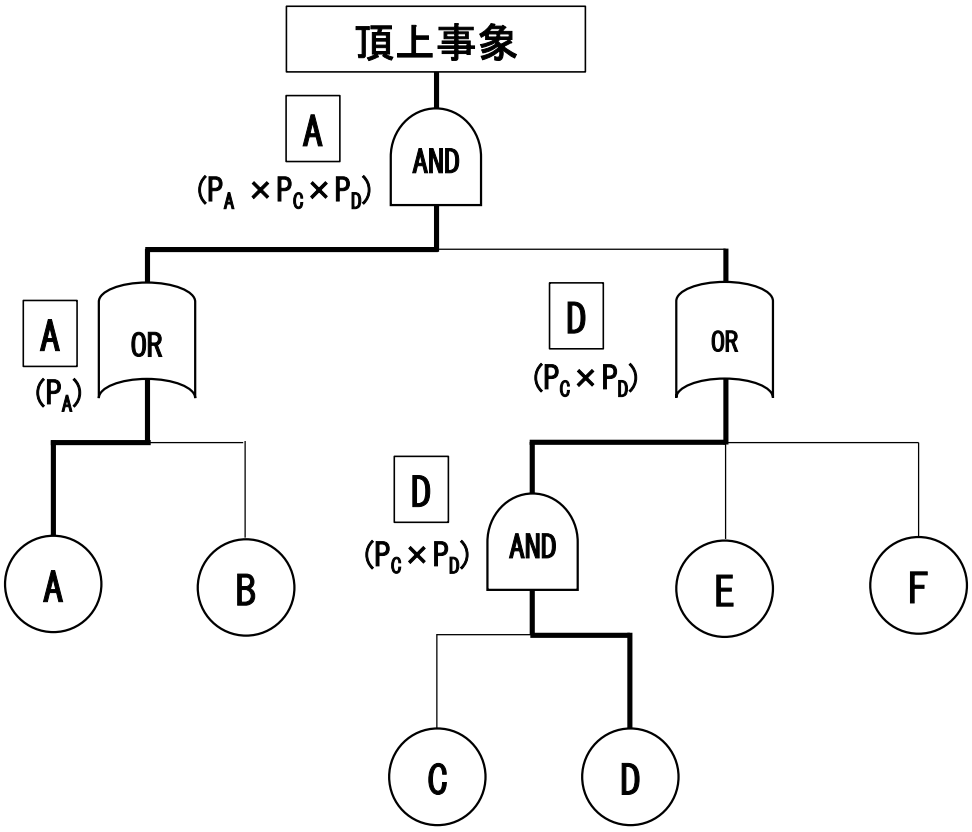
ここで、AND 結合する機器の一つを機器iとし、機器$\boldsymbol{i}$の平均フラジリティ曲線が**式(7)**で表されるとする。$\boldsymbol{A_{HCLPF,i}}$は機器$\boldsymbol{i}$の HCLPF 耐力、$\boldsymbol{\beta_i}$は対数標準偏差である。

$$\boldsymbol{F_i(a) = \Phi\left(\frac{\ln a - \ln\left(A_{HCLPF,i}\, e^{2.33\beta_i}\right)}{\beta_i}\right)} \qquad \text{式(7)}$$

また、AND 結合した系の損傷確率を$\boldsymbol{P_{AND}(a)}$とすると、$\boldsymbol{P_{AND}(a)}$は結合した各機器（$\boldsymbol{i}$ =1, 2, 3･･･）の損傷確率$\boldsymbol{F_i(a)}$を乗じて求めることができる。このとき$\boldsymbol{P_{AND}(a)}$が **0.01** となる地震動強さを$\boldsymbol{A^{AND}_{HCLPF,new}}$とし[11] 、これを AND 結合における補正後の HCLPF 耐力と定義すると、$\boldsymbol{A^{AND}_{HCLPF,new}}$は**式(8)**の関係式を用いたサーチ計算により求めることができる。この補正法のイメージを**図 2-3** に示す。

$$\boldsymbol{P_{AND}\left(A^{AND}_{HCLPF,new}\right) = F_1\left(A^{AND}_{HCLPF,new}\right) \times F_2\left(A^{AND}_{HCLPF,new}\right) \times \cdots\cdots = 0.01} \qquad \text{式(8)}$$

[11] 損傷確率 **0.01** に着目するのは、HCLPF 耐力が平均フラジリティ曲線において 1%損傷確率に相当する地震動強さであることと関係している。以下、**0.01** につき同じ。



HCLPF 耐力の大小関係:
A < B
C < D
D < E < F
D < A

X　各結合を代表的する機器

P_X　機器Xの故障確率

図 2-2　AND 結合した機器のフォールトツリーの例

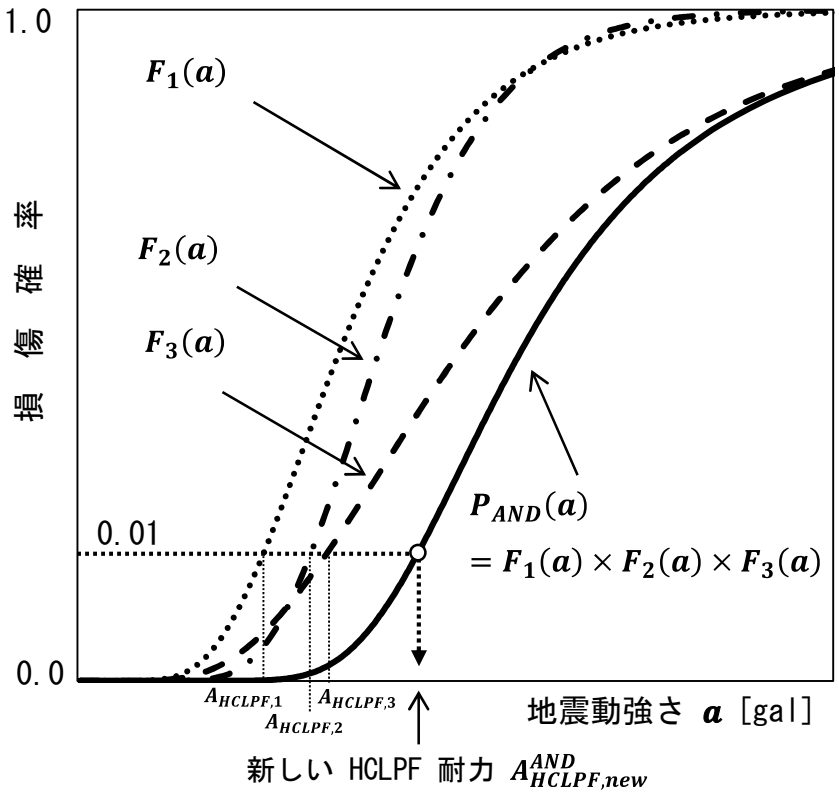


図 2-3　AND 結合における HCLPF 耐力の補正のイメージ

(2) OR 結合に対する HCLPF 耐力補正法

OR 結合における Max/Min 法による頂上事象の年損傷確率の過小評価は、複数の構成要素[12]が OR 結合することにより、頂上事象の年損傷確率（基本的には個々の機器の年損傷確率を足し合わせて算出する）が個々の機器の年損傷確率よりも大きくなる（頂上事象の HCLPF 耐力が個々の機器よりも小さくなる）効果を無視していることに起因する。ここでは、Max/Min 法によって求めた頂上事象の HCLPF 耐力に対し、OR 結合による HCLPF 耐力減少の効果を反映させる補正方法を示す。

2.3.2.(1)と同様の考え方に従えば、OR 結合で構成される系の HCLPF 耐力A_{HCLPF}^{OR}を求めるには、上限近似法の式(9)の関係式を用いて、$P_{OR}(A_{HCLPF}^{OR})$が 0.01 となる地震動を探し出せばよい。ここで、$P_{OR}(a)$は地震動aにおける OR 結合された系の損傷確率、$P(E_X, a)$は構成要素$E_X = (X = 1,\ 2,\ 3 \cdots)$の損傷確率である。

$$P_{OR}(A_{HCLPF}^{OR}) = 1 - \left(1 - P(E_1, A_{HCLPF}^{OR})\right) \times \left(1 - P(E_2, A_{HCLPF}^{OR})\right) \times \cdots = 0.01 \qquad \text{式(9)}$$

しかし、Max/Min 法では、OR 結合の構成要素のうち最小の HCLPF 耐力が求まるのみで、各構成要素の$P(E_X, a)$は導出されないため[13]、上述の手法でA_{HCLPF}^{OR}を求めることはできない[14]。このため、Max/Min 法により求めた HCLPF 耐力を補正することによりA_{HCLPF}^{OR}を求める手法を提案する。

OR 結合に対する HCLPF 耐力補正法の検討に先立ち、上限近似法を踏まえて、$P_{OR}(a)$の上限値を調べる。簡単のため OR 結合の構成要素は全て単独の機器とし、これらの機器のうち最大の損傷確率を$P(E_{Max}, a)$とすると、$P_{OR}(a)$に対し式(10)の関係が成り立つ。ここで、Nは構成機器の数である[15]。

$$P_{OR}(a) = 1 - \prod_{i=1}^{N}\left(1 - P(E_i, a)\right) \leq 1 - \left(1 - P(E_{Max}, a)\right)^N \qquad \text{式(10)}$$

---

[12] ここで構成要素とは、OR ゲートに直接結合している要素であって、単独の機器のほか、機器同士が AND 結合等で構成されているものも含む。

[13] 構成要素には単独の機器のほか、機器同士が AND 結合等で構成されており、AND 結合等で結合している構成要素の$P(E_X, a)$は別途導出が必要となる。

[14] 個々の機器のフラジリティ曲線から$P(E_X, a)$を求めることは可能であるが、地震 PRA 手法と同様な処理を行うことになり、簡易ハイブリッド法の長所である簡便さを失うことになる。

[15] ここでは OR 結合の構成要素を全て単独の機器としたためNは機器の数となるが、2.1.3.2.(3)において、解析対象とするフォールトツリーのミニマルカットセット数をNとすることを述べる。

OR 結合を構成する機器の中で最小の HCLPF 耐力を$A^{OR}_{HCLPF,Min}$とすると、その地震動強さにおける損傷確率は 0.01 であることから、**式**(10)の右辺の$P(E_{Max},a)$に 0.01 を与えることにより、$P_{OR}(A^{OR}_{HCLPF,Min})$の上限値を**式**(11)で表すことができる。

$$P_{OR}(A^{OR}_{HCLPF,Min})\text{の上限値} = 1.00-(1.00-0.01)^N = 1.00-0.99^N \qquad \text{式(11)}$$

Nと$1.00-0.99^N$との関係を**表 2-1** に示した。

式(11)を踏まえ、Max/Min 法で導出した OR 結合における HCLPF 耐力A^{OR}_{HCLPF}の補正法として、地震動強さA^{OR}_{HCLPF}における損傷確率が$1.00-0.99^N$となる平均フラジリティ曲線を新たに定義し、この平均フラジリティ曲線において損傷確率が 0.01 となる地震動強さを、補正後の HCLPF 耐力$A^{OR}_{HCLPF,New}$として定義する。この補正法のイメージを**図 2-4** に示す。

本手法による$A^{OR}_{HCLPF,New}$の導出方法は以下のとおりである。

図 2-4 に示した移動後の平均フラジリティ曲線を$F(a)_{new}$とし、耐力中央値を$\breve{A}_{m,new}$ とすると、地震動強さA^{OR}_{HCLPF}のときの損傷確率は$1.00-0.99^N$となることから、**式**(12)が成り立つ。 なお、対数標準偏差βについての設定は後の 2.3.2(4)で述べる。

$$F(A^{OR}_{HCLPF})_{new} = \Phi\left(\frac{\ln A^{OR}_{HCLPF}-\ln(\breve{A}_{m,new})}{\beta}\right) = 1.00-0.99^N \qquad \text{式(12)}$$

ここで、**式**(12)の括弧の中をξと表すと、$\breve{A}_{m,new}$ は**式**(13)のように導出できる。Nに対するξの値は**表 2-1** に示した。

$$\breve{A}_{m,new} = A^{OR}_{HCLPF}\cdot e^{-\xi\beta} \qquad \text{式(13)}$$

$A^{OR}_{HCLPF,New}$を$F(a)_{new}$ に代入すると、その損傷確率は 0.01 であるから、$A^{OR}_{HCLPF,New}$は**式**(14)のように導出できる。

$$A^{OR}_{HCLPF,new} = A^{OR}_{HCLPF}\cdot e^{-(2.33+\xi)\beta} \qquad \text{式(14)}$$

以上、OR 結合による HCLPF 耐力減少の効果を反映させる補正方法を示した。ここでは簡単のため OR 結合を構成する構成要素は全て単独の機器としたが、Max/Min 法で導出した機器が他の機器と AND 結合している場合においても、同様の補正を行うことができる。ただし、この場合は OR 結合に対する補正の前に、2.3.2.(1)で述べた AND 結合に対する補正を行うことが必要である。

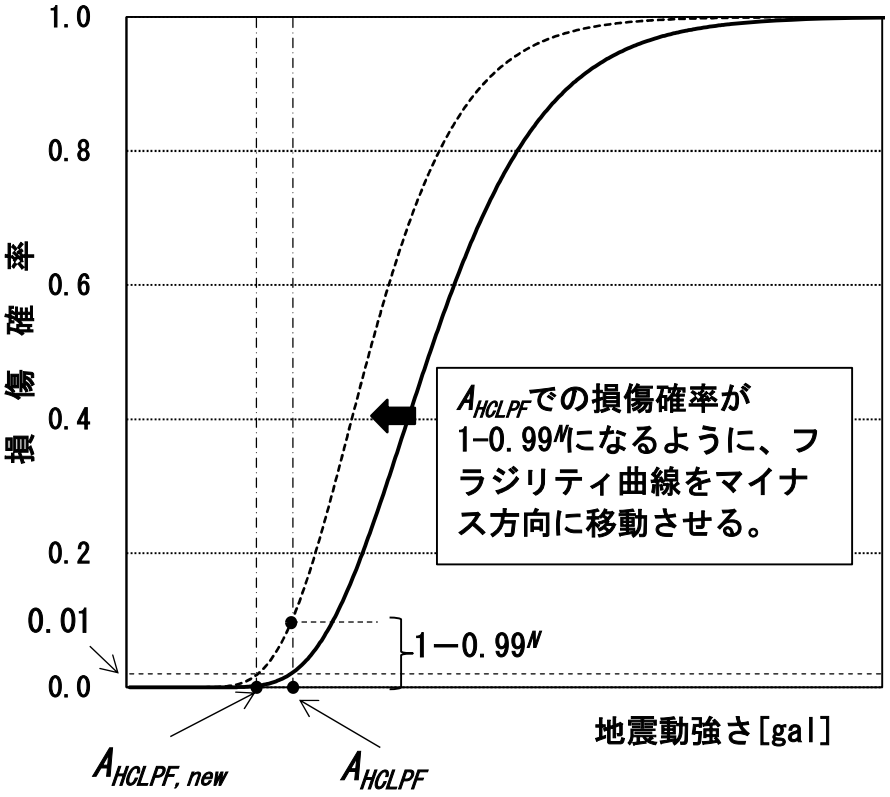


図 2-4　OR 結合における HCLPF 耐力の補正のイメージ

表 2-1　ミニマルカットセットの数、損傷確率、および標準正規分布変数の関係

カットセットの数 $\boldsymbol{N}$	損傷確率 $\mathbf{1.00-0.99^{N}}$	標準正規分布変数 ξ
1	0.0100	−2.33
2	0.0199	−2.06
3	0.0297	−1.89
4	0.0394	−1.76
5	0.0490	−1.65
6	0.0585	−1.57
7	0.0679	−1.49
8	0.0773	−1.42
9	0.0865	−1.36
10	0.0956	−1.31
20	0.1821	−0.91
30	0.2603	−0.64
40	0.3310	−0.44
50	0.3950	−0.27
100	0.6340	0.34
200	0.8660	1.11

(3) HCLPF 耐力補正の実施手順

AND 結合及び OR 結合に対する補正は、以下の理由により、個々の結合に対してではなく、Max/Min 法で求めた頂上事象の HCLPF 耐力に対して行うこととする。

① Boolean 代数処理前の個々の結合に補正処理を行うと処理回数が多くなり、簡易ハイブリッド法の長所である簡便さが失われるほか、特に OR 結合の場合は、過度に補正されて、評価結果が大きくなり過ぎる恐れがある。

② Boolean 代数処理前の個々の結合に補正処理を行うとフォールトツリーでの HCLPF 耐力の大小関係が変化し、結果として、Max/Min 法で求めた頂上事象を代表する機器と、Boolean 代数処理で求めた頂上事象を代表する機器とが整合しなくなる場合がある。

AND 結合と OR 結合に対する処理手順については、上限近似法の処理を参考とする。上限近似法を用いた地震 PRA 手法では、まず、頂上事象を展開したフォールトツリーで表されるカットセットを Boolean 代数処理し、AND 結合された複数のミニマルカットセットが OR 結合される構成となるようにフォールトツリーを変形する。次に変形したフォールトツリーに OR 結合に対する上限近似法を適用し、頂上事象のフラジリティを求める。

このような処理手順を参考に、Max/Min 法で求めた HCLPF 耐力の補正としては、頂上事象を代表する機器の HCLPF 耐力に対し、まず、AND 結合に対する補正を行い、その後、OR 結合に対する補正を行うこととする。

ここで、**式(14)**に示した OR 結合に対する補正を実施する際に、OR 結合を構成する要素数、すなわちミニマルカットセット数が必要となる。そのため Max/Min 法を適用する前に、フォールトツリーに対する Boolean 代数処理を行うことが理想的であるが、フォールトツリーが複雑な場合は労力を要するため、簡易ハイブリッド法の長所である簡便さを失う恐れがある。ここでは**図 2-5** の例に示す OR 結合及び AND 結合の構成要素数の見積もり方法により、フォールトツリーの下部（起因事象）から頂上事象に向かって、フォールトツリー全体のミニマルカットセットの構成要素数を見積もる方法を提案する。

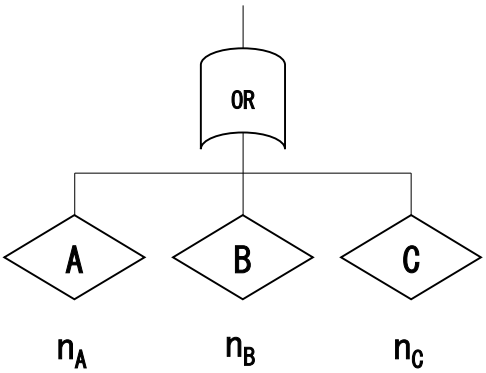
本手法で求めたミニマルカットセット数は、個々の機器がフォールトツリーの中で複数の結合を構成する場合[16]、その数を多めに見積もる場合がある。この場合、OR 結合に対する補正後の HCLPF 耐力は過小評価となり、その結果、年損傷確率は過大評価となる。

---

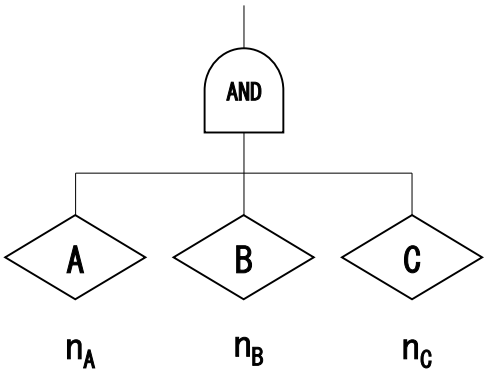
[16] 例えば、機器 A と機器 B が一つの OR 結合を構成する一方で、機器 A と機器 C が別の OR 結合を構成する場合等。

ここで、後述する地震ハザード曲線（**図 2-10** 参照）を用いて、補正前の HCLPF 耐力を **3000**[gal]、$\boldsymbol{\beta}$を **0.4** とし、本手法で求めたミニマルカットセット数が実際のミニマルカットセット数の 2 倍あるとした場合の年損傷確率に対する過大評価の程度を調べた。その結果、ミニマルカットセット数が 50 以下の場合、過大評価は最大で **2.5** 倍程度に収まることを確認した。過大評価の程度は、補正前の HCLPF 耐力及び$\boldsymbol{\beta}$が小さいほど小さくなり、例えば補正前の HCLPF 耐力 **900**[gal]、$\boldsymbol{\beta}$を **0.2** とした場合、最大で **1.5** 倍程度であった。また、当然のことながら、ミニマルカットセット数の差異が小さければ、過大評価の程度も小さくなり、上記の条件で、本手法で求めたミニマルカットセット数を実際のミニマルカットセット数の **3/2** 倍とした場合、過大評価の程度は最大で **1.8** 倍、**4/3** 倍とした場合は **1.6** 倍であった。

$N_{OR} = n_A + n_B + n_C$



$N_{AND} = n_A \times n_B \times n_C$



N_{OR} ： OR 結合した機器の数
N_{AND} ： AND結合した機器の数
n_A ： Aに含まれる機器の数
n_B ： Bに含まれる機器の数
n_C ： Cに含まれる機器の数

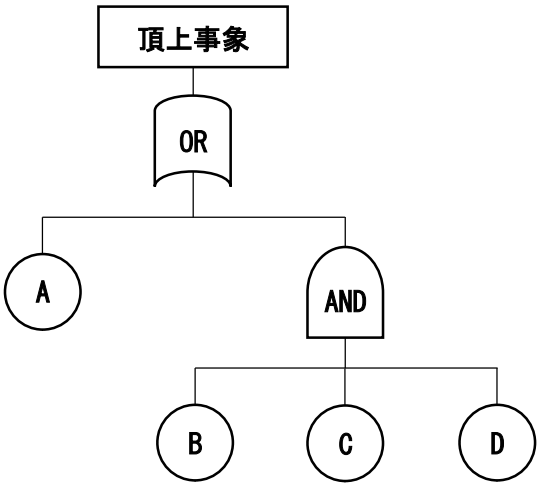
図 2-5　ミニマルカットセットの数を推定する方法の例

(4) 対数標準偏差βの決定

頂上事象の年損傷確率を求めるには、頂上事象の平均フラジリティ曲線が必要となる。このため、簡易ハイブリッド法の場合は、頂上事象の HCLPF 耐力とは別に平均フラジリティ曲線の対数標準偏差βが必要となる。平均フラジリティ曲線の立ち上がりはβの値によって大きく異なることから、適切な評価のためには解析対象となるフォールトツリーごとにβを求める必要がある。Max/Min 法によって求めた頂上事象の HCLPF 耐力は、その耐力より小さい地震動強さでのフラジリティに大きく影響されるものと考えられることから、ここでは、頂上事象の HCLPF 耐力より小さい地震動強さの HCLPF 耐力を持つ機器のうち、最も平均フラジリティ曲線の立ち上がりが大きくなる機器のβ、すなわち最も小さいβを採用することとする。なお、ここで述べた頂上事象の HCLPF 耐力は、AND 結合に対する補正直後で、OR 結合に対する補正前のものとする。

(5) AND 結合に対する補正処理の際の注意

図 2-6 に示すように、頂上事象の直下が OR 結合で構成されている場合には、AND 結合に対する補正処理をして求めた頂上事象の HCLPF 耐力と、Max/Min 法において選択されなかった機器の HCLPF 耐力の大小関係が逆転する場合がある。Max/Min 法の本来の手続きに従えばHCLPF耐力の小さい機器を選択すべきであり、実際にHCLPF耐力の小さい機器の方が、頂上事象の損傷確率に大きな影響を及ぼしているものと考えられる。よって、このような場合は、改めて HCLPF 耐力の小さい機器を選択することが必要である。また、改めて選択された機器についても AND 結合に対する補正処理を施す必要がある。



	A	B	C	D
HCLPF 耐力 [gal]	1954	1020	1224	1398
β	0.47	0.40	0.60	0.43

○ 頂上事象のHCLPF 耐力の補正 [gal]

Max/Min法		AND 結合補正		新しいHCLPF耐力の選択
1398	→	2505	→	1954

図 2-6　頂上事象の HCLPF 耐力の再定義の例

2.4. 改良簡易ハイブリッド法の実施手順

以上、Max/Min 法により求めた頂上事象の HCLPF 耐力に対し、AND 結合及び OR 結合に対する補正処理を加えた簡易ハイブリッド法を、ここでは改良簡易ハイブリッド法と称することにする。改良簡易ハイブリッド法の実施手順を**図 2-7** に示す。

- 手順①及び②は、準備段階に当たり、頂上事象のフォールトツリーへの展開、平均地震ハザード曲線、各機器の HCLPF 耐力及び対数標準偏差βを用意する。
- 手順③において、従来の Max/Min 法を用いて頂上事象の HCLPF 耐力を導出する。
- 手順④では、手順⑦で行う HCLPF 耐力に対する OR 結合の補正を行うため、**2.3.2.(3)** で述べた手法により、フォールトツリーのミニマルカットセット数を見積もる。この見積もりは、手順③と同時に実施するのが効率的である。
- 手順⑤では、**2.3.2.(1)** で述べた AND 結合における頂上事象の HCLPF 耐力の補正を行う。その際、頂上事象直下の結合が OR 結合で、この補正によって HCLPF 耐力が他の機器よりも大きくなった場合は、**2.3.2.(1)** 及び **(5)** で述べたように、HCLPF 耐力の小さい機器を選択し直し、その機器の HCLPF 耐力を頂上事象の HCLFP 耐力として再定義する。その際、選択した機器について、改めて AND 結合における HCLPF 耐力の補正を行う。
- 手順⑥では、手順⑤の補正で得られた頂上事象の HCLPF 耐力よりも小さい HCLPF 耐力をもつ機器の中から、最小の対数標準偏差βを選択する。
- 手順⑦では **2.3.2.(2)** で述べた手法により、OR 結合における頂上事象の HCLPF 耐力の補正を行う。
- 手順⑧では、手順⑦で補正された頂上事象の HCLPF 耐力と、手順⑥で決定したβを用いて、頂上事象の平均フラジリティ曲線を導出する。
- 手順⑨では、頂上事象の平均フラジリティ曲線を用いて損傷確率 **5%**或いは **10%**の地震動強さを求める。
- 最後の手順⑩として、**式 (4)** を用いて地震リスク（頂上事象の年損傷確率）を算出する。

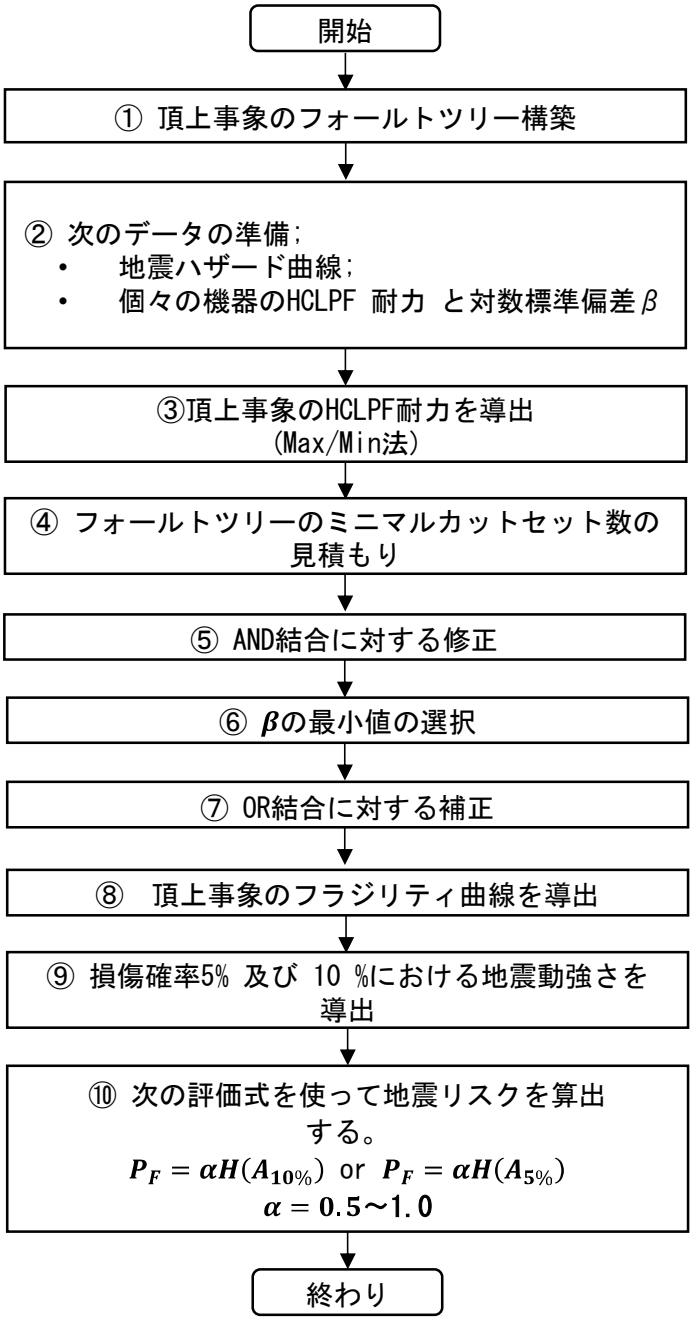


図 2-7　改良簡易ハイブリッド法の実施手順

2.5. 改良簡易ハイブリッド法を用いた試解析

ここでは、2.3.2.に示した改良簡易ハイブリッド法の適用性を検討するため試解析を行った結果を述べる。

(1) 試解析の条件

地震 PRA 手法、簡易ハイブリッド法及び改良簡易ハイブリッドの計算結果は、個々の機器の HCLPF 耐力及び対数標準偏差βの値、地震ハザード曲線及びフォールトツリーの構造に依存する。これらのパラメータについては試解析の網羅性の観点から以下のように設定した。

①HCLPF 耐力及び対数標準偏差β

個々の機器の HCLPF 耐力は、東京電力柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の地震 PRA 評価[21]で用いられた値を参考とし、機器の HCLPF 耐力のうち極端に大きいものを除いた**900～3100**[gal]の範囲とした。また、フラジリティの対数標準偏差βは、Kennedy が示した典型値[11]をまとめると **0.3～0.6** の範囲であるが、上述の地震 PRA 評価で用いられた機器の値はおおよそ **0.1～0.4** であったため、ここでは **0.1～0.6** の範囲とした。各機器に与える HCLPF 耐力とβはこれらの範囲内で乱数を用いて複数ケース設定した。

なお、従来の簡易ハイブリッド法で用いるβは、Kennedy が示した典型値のうち最小値 **0.3** とした。また、従来の簡易ハイブリッド法及び改良簡易ハイブリッド法で用いる年損傷確率算出式は**式(3)**によった[17]。

②地震ハザード曲線

地震ハザード曲線については日本国内の複数の原子力施設[22～26]における曲線を用いた。地震ハザード曲線を**図 2-8** に示す。

③フォールトツリーの構造

フォールトツリーについて様々な構造、規模が考えられるため改良簡易ハイブリッド法の特徴の観点からフォールトツリーの構造を整理した。2.3.2 で示したとおり、改良簡易ハイブリッド法では、フォールトツリーは、Boolean 代数処理を施した後の構造、即ち、

[17] ここでは、AND 結合及び OR 結合に対する補正の効果を従来の簡易ハイブリッド法と比較するため、改良簡易ハイブリッド法で用いる年損傷確率算出式も**式(3)**とした。

頂上事象の直下に複数の AND 結合の塊が OR 結合で結合している状態を想定している。このため、ここでは AND 結合と OR 結合について分けて検討した。

改良簡易ハイブリッド法の AND 結合の補正処理は 2.3.2.(1)で述べたように、通常の AND 結合の処理から合成されるフラジリティ曲線の HCLPF 耐力をサーチする処理であるので、HCLPF 耐力には地震 PRA 手法から求めた HCLPF 耐力と差異はない（ただし、フラジリティ曲線については、地震 PRA 手法では各要素のフラジリティ曲線が掛け合わされて合成されるのに対し、改良簡易ハイブリッド法では対数正規分布が想定されるので差異がある。）。なお、（従来の）簡易ハイブリッド法の AND 結合の処理については、AND 結合の合成が考慮されていないため、AND 結合している要素が多い場合は、地震 PRA 手法対し、地震リスクを数桁大きく評価する可能性がある。

AND 結合の処理でもとめた HCLPF 耐力は地震 PRA 手法と差異がないことから、改良簡易ハイブリッド法では OR 結合に着目すればその適用性を確認できる。ここでは、頂上事象の直下に 2～50 の要素が OR 結合しているフォールトツリーを構築し、試解析用のフォールトツリーとした。構成要素の最大値を 50 としたのは、後述する**図 2-10 の**比較的大きな核燃料施設のフォールトツリーのミニマルカットセットの数を参考とした。

実際の核燃料サイクル施設のフォールトツリーへの適用性も確認するため、**図 2-9（Case1）**及び**図 2-10（Case2）**示したフォールトツリー[27, 28]も加えた。

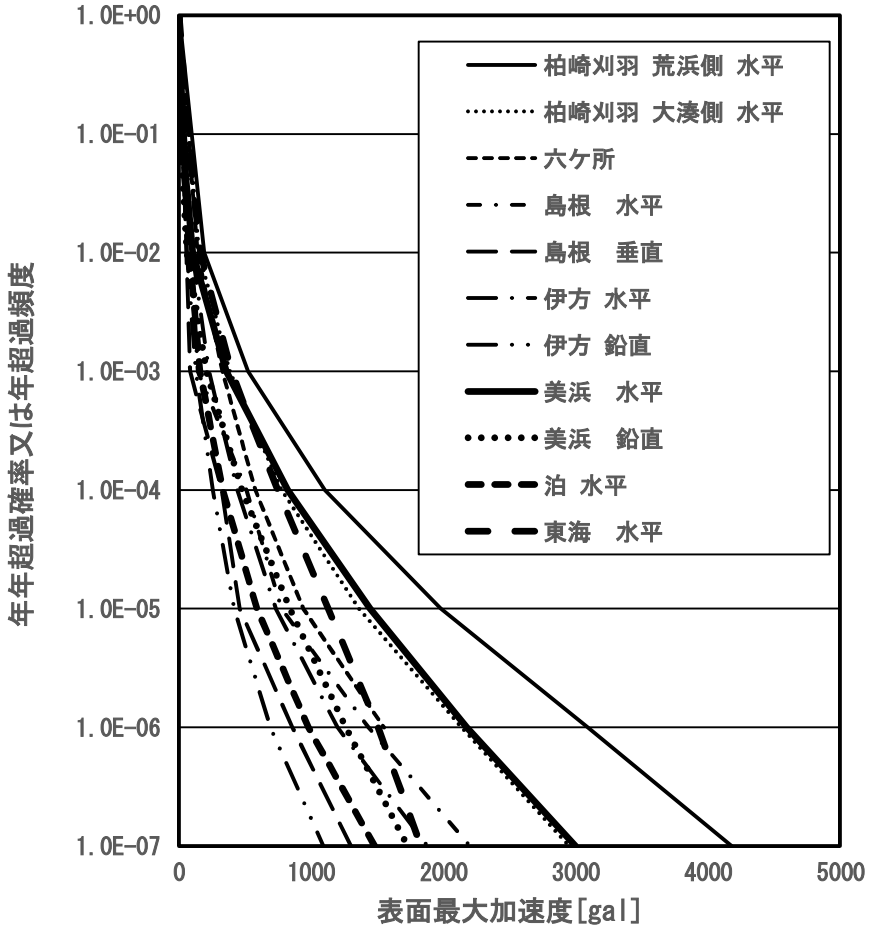


図 2-8　試解析用の平均地震ハザード曲線

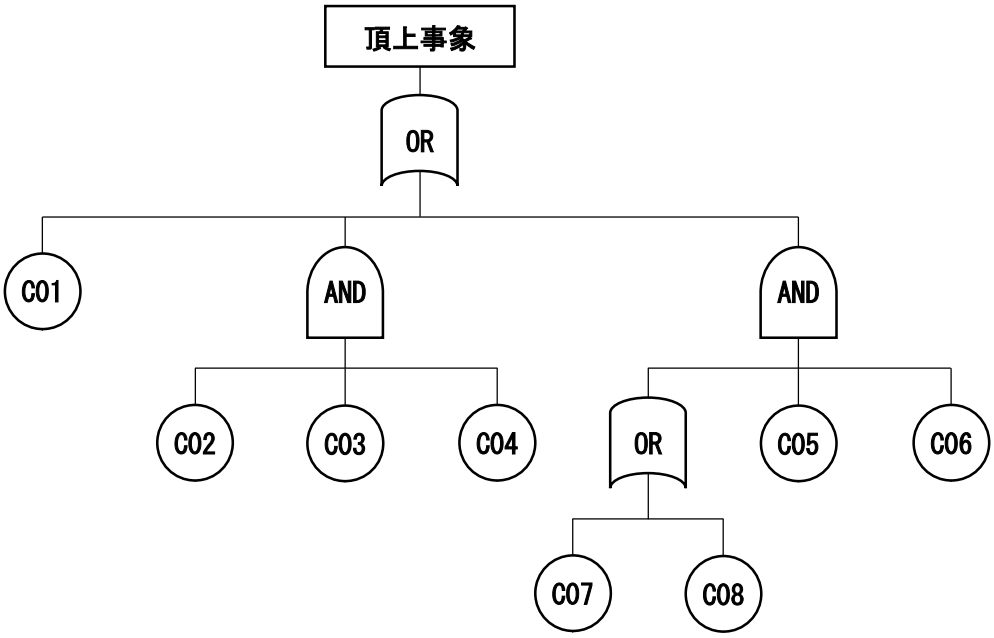


図 2-9　試解析用のフォールトツリー(Case 1)

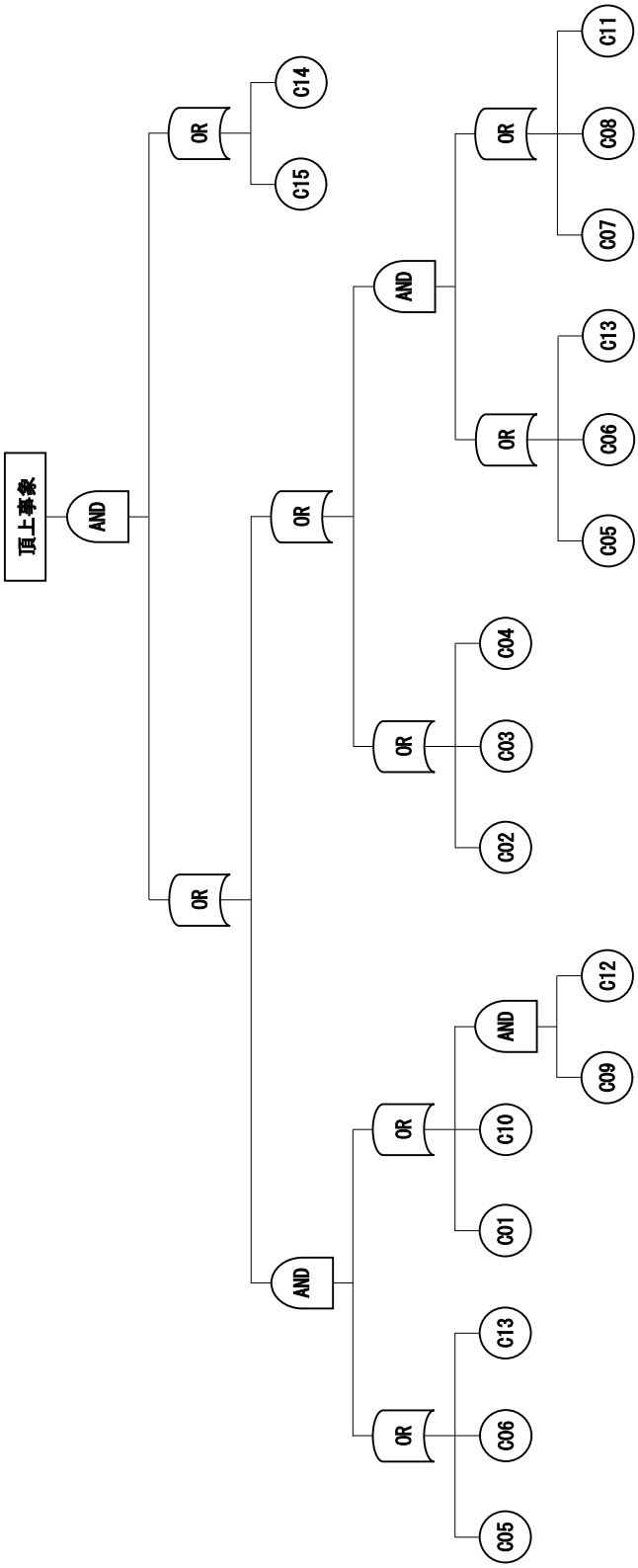


図 2-10　試解析用のフォールトツリー(Case 2)

(2) 試解析の結果

① OR 結合による試解析の結果

表 2-2 に OR 結合による試解析の結果を示す。**表 2-2** は簡易ハイブリッド法により算出した地震リスク（年損傷確率又は年損傷頻度）及び改良簡易ハイブリッド法により算出した地震リスクを、地震 PRA により算出した地震リスクに対する比として示したものである。

簡易ハイブリッド法では**表 2-2** の平均値から 2.2.で述べたように過小評価をする傾向があり、条件によっては 2 桁程度小さく評価する可能性が示された。また、**表 2-2** の最大値からは、過大評価する場合もあることが示されている。これは簡易ハイブリッド法では対数標準偏差βとして固定値（この試解析では 0.3）を用いていたことにより地震リスクを過大評価したことによる。このように簡易ハイブリッド法は不確かさの範囲が大きいことがわかる。

一方、改良簡易ハイブリッド法では、平均値が 2.47、標準偏差が 0.98 であることから、地震 PRA 手法に対し過大評価ではあるが、ほぼ数倍程度の範囲に収まり、最大値を見ても 2.3.1③に示した目標値である地震 PRA 手法に対し 1 桁以内に収まっている。なお、最小値が 0.71 と 1.0 よりも小さいケースがあることがわかる。これはハザード曲線の傾きが影響しているもので、ハザード曲線の傾きが急であるほど（傾きの絶対値が大きいほど）、地震 PRA 手法の地震リスクが、簡易ハイブリッド法及び改良簡易ハイブリッド法に対し、相対的に大きくなる傾向があるためである。これを避けるには、予め地震ハザード曲線の傾きを踏まえて**式(4)**のαの値を適切な値に調整する方法が考えられる。

表 2-2　OR 結合による試解析の結果

（試解析条件）

HCLPF 耐力	範囲 900～3100[gal],個々の機器へはランダムな値を割付
対数標準偏差β	範囲 0.1～0.6, 個々の機器へはランダムな値を割付
地震ハザード曲線	**図 2-8** 参照（全 11 曲線）
フォールトツリーの構造	要素数 2～50 の OR 結合
ケース数	5880

（試解析結果:地震 PRA 手法による解析結果との比）

	簡易ハイブリッド法	改良簡易ハイブリッド法
平均	0.46	2.47
標準偏差	0.41	0.93
最大値	6.01	7.97
最小値	0.02	0.83

② 核燃料サイクル施設のフォールトツリーへの適用

図 2-9（Case1）及び**図 2-10**（Case2）に示した核燃料サイクル施設のフォールトツリーに改良簡易ハイブリッド法を適用した試解析の結果を**表 2-3** に示す。**表 2-3** は**表 2-2** 同様、簡易ハイブリッド法により算出した地震リスク（年損傷確率又は年損傷頻度）及び改良簡易ハイブリッド法により算出した地震リスクを、地震 PRA により算出した地震リスクに対する比として示したものである。

この実施例では、簡易ハイブリッド法では平均値が 3.18 で、標準偏差が 1.98 であるが、最大値が 11.18、最小値が 0.18 となっており、特に最大値は地震 PRA 手法に対し 1 桁を越えている。一方、改良簡易ハイブリッド法では、平均値が 2.0 で、標準偏差が 0.8 であるが、最大値が 4.57、最小値が 0.61 となっており、簡易ハイブリッド法に対し改善していることがわかる。ここで重要な点は、この実施例においても、改良簡易ハイブリッド法の数値は 2.3.1③に示した目標値である地震 PRA 手法に対し±1 桁以内に収まっていることである。

なお、各手法から求めた頂上事象平均フラジリティ曲線の例を**図 2-11**（Case1:簡易ハイブリッド法が過大評価している例）及び**図 2-12**（Case2:簡易ハイブリッド法が過小評価している例）に示す。

表 2-3　核燃料サイクル施設のフォールトツリーによる試解析の結果

（試解析条件）

HCLPF 耐力	範囲 900～3100[gal],個々の機器へはランダムな値を割付
対数標準偏差β	範囲 0.1～0.6, 個々の機器へはランダムな値を割付
地震ハザード曲線	**図 2-8** 参照（全 11 曲線）
フォールトツリーの構造	**図 2-9 及び図 2-10 参照**
ケース数	220

（試解析結果:地震 PRA 手法による解析結果との比）

	簡易ハイブリッド法	改良簡易ハイブリッド法
平均	3.18	1.98
標準偏差	2.17	0.76
最大値	11.18	4.57
最小値	0.18	0.61

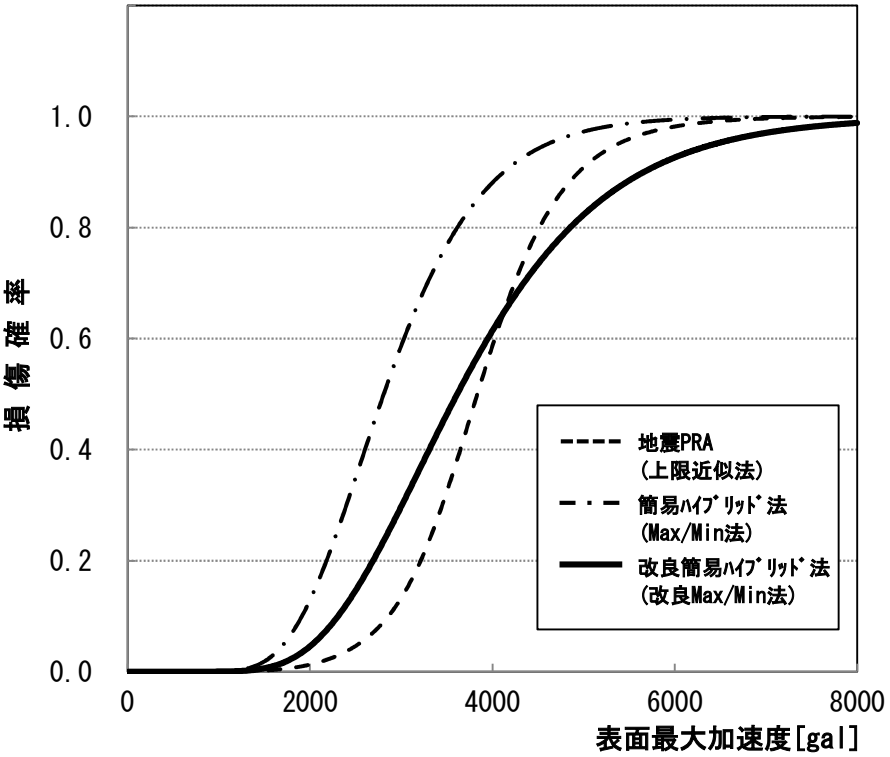


図 2-9　試解析における頂上事象の平均フラジリティ曲線（Case 1）

（簡易ハイブリッド法が過大評価している例）

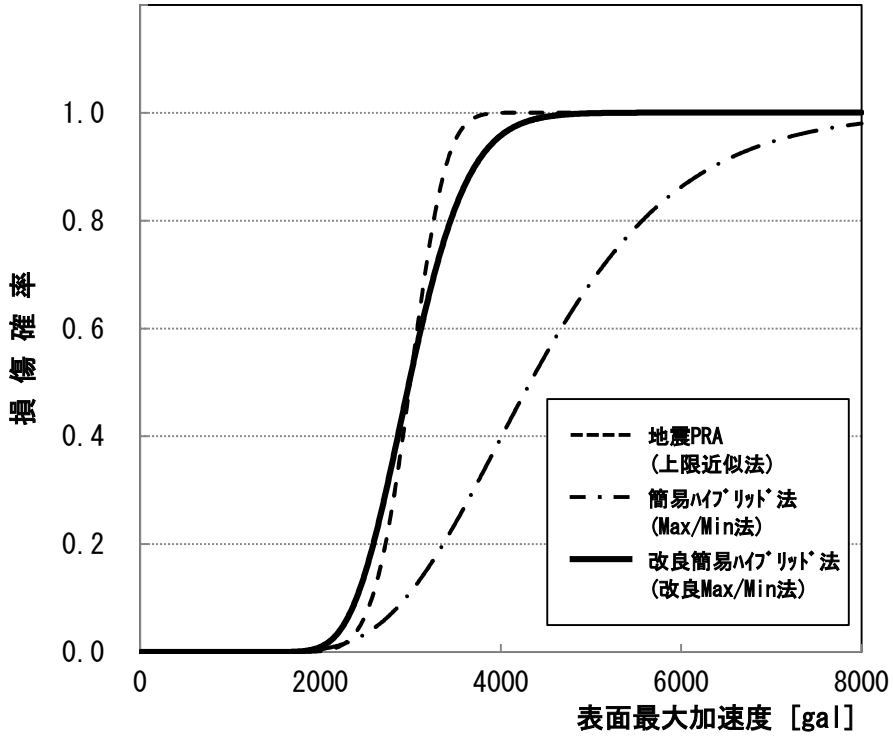


図 2-10　試解析における頂上事象の平均フラジリティ曲線 (Case 2)

（簡易ハイブリッド法が過小評価している例）

③ 試解析のまとめ

①及び②による試解析の結果から、従来の簡易ハイブリッド法は地震 PRA 手法に対し、**2.3.1.**において目標とした許容範囲±1 桁を超える地震リスクを算出する可能性が示唆されたのに対し、改良簡易ハイブリッド法はこの範囲に収まっており、その値は地震 PRA 手法に対し数倍程度の大きさとなっている。この結果から、従来の簡易ハイブリッド法に見られた不確かさの振れ幅が改良簡易ハイブリッド法では低減していることが分かる。よって、本稿で述べた AND 結合に対する補正及び OR 結合に対する補正が、従来の簡易ハイブリッド法に見られる過大評価及び過小評価を改善してその不確かさの振れ幅を低減し、地震リスクの評価結果を許容できる範囲に収めることに有効であることを確認できた。

なお、改良簡易ハイブリッド法は、OR 結合に対する補正手法[18]により上限近似法に対し保守側に不確かさが振れる傾向があるが、このような傾向がある場合であっても、ISA[19]等の概略評価では十分適用できるものと考える。

本稿で実施した試解析は、地震 PRA 手法、簡易ハイブリッド法及び改良簡易ハイブリッドが依存する、個々の機器の HCLPF 耐力及び対数標準偏差$\boldsymbol{\beta}$の値、地震ハザード曲線及びフォールトツリーの構造に着目し、その網羅性を踏まえて**表 2-2** 及び**表 2-3** 示した範囲で実施した。実際に改良簡易ハイブリッド法の適用に際し、**表 2-2** 及び**表 2-3** 示した範囲を超えるような条件の場合、その際の適用性については、①又は②（フォールトツリーの構造が分かっている場合はそれを活用)と同様の手法を用いることにより、予め確認できる。確認の結果、**2.3.1.**に示した改良簡易ハイブリッド法の目標値を逸脱する場合であっても、評価対象の体系に限定するという条件で、**式(4)**の$\boldsymbol{\alpha}$及び$H_{x\%}$を調整することより、柔軟に対応することが可能である。

---

[18] **式(10)**参照。

[19] ISA（Integrated Safety Analysis：総合安全解析）[19, 20, 28, 29]： ISA は NRC（Nuclear Regulation Commission：原子力規制委員会（米国））が、10CFR Part70 [30] に基づき、管轄する全核燃料サイクル施設について性能要件を満足することを確認するために適用している概略的なリスク評価手法である。本手法は安全上重要な機器等である安全確保項目（IROFS：Items Relied on for Safety）を明確化すること、事故シーケンスの発生頻度を指数法（起因事象発生頻度や IROFS の故障確率をオーダーで評価して事故シーケンスの発生頻度を求める方法）により半定量的に評価することを許容すること等を特徴としている。なお、「総合」は放射線、臨界、火災・爆発、化学物質等を含む全ての関連する潜在事象を合わせて考察することを意味する。

2.6. 改良簡易ハイブリット法のまとめと課題

従来の簡易ハイブリッド法による地震リスク評価では、年損傷確率の過大評価及び過小評価による潜在的に大きな不確かさのために、評価結果の妥当性を明確に示すことは困難であった。このため、この不確かさの振れ幅を低減し、評価結果を許容できる範囲に収めることを目的として、従来の簡易ハイブリッド法での過大評価及び過小評価に対する処方について検討した。その結果、Max/Min 法により導出した頂上事象の HCLPF 耐力に対して AND 結合及び OR 結合に関する補正を行うことによって、上記目的を達成できる改良簡易ハイブリッド法を提案し、その実施手順を示した。また、改良簡易ハイブリッド法とその実施手順に沿って試解析を実施し、上記 AND 結合及び OR 結合に対する補正手法が、上記目的を達成することに有効であることを確認した。ただし、補正の効果の大きさは、各機器の HCLPF 耐力及びβ、ハザード曲線及びフォールトツリーの構造に依存するため、改良簡易ハイブリッド法の妥当性及び適用範囲を明確に示すためには、本稿で述べた試解析では限定された数であったハザード曲線及びフォールトツリーについて、様々なケースによる試解析を行う等、更なる検証が必要である[20]。

なお、冒頭でも述べたとおり、簡易ハイブリッド法には、本稿で検討した課題のほかにも、人的過誤への対応や地震動による多重故障起因事象への対応等の課題がある。核燃料施設においては、事故対策に多くの人的対応が用いられるが、簡易ハイブリッド法の人的過誤に対する処方は Kennedy の経験によるもので[11]、その根拠及び妥当性は明確ではない。また、地震 PRA で研究が進められている[30, 31]多重故障起因事象については、その発生確率の定量化のため、機器間の相関性を適切に考慮する必要がある。しかし、簡易ハイブリッド法ではこれを考慮する仕組みになっていない。これらの課題については、今後、検討していく必要がある。

[20] これまで実施した例では、頂上事象の HCLPF 耐力が極端に大きい場合、改良簡易ハイブリッド法においても、地震 PRA 手法に対し非保守的な評価結果となるケースがあることを確認している。これは、簡易ハイブリッド法において考慮されない HCLPF 耐力未満の地震動強さの領域が広がり、**式(2)**において、その領域の重みが相対的に大きくなることが原因である。ただし、このような極端なケースにおいても、改良簡易ハイブリッド法による評価結果は従来の簡易ハイブリッド法よりも大幅に改善される。

2.7. 2.の参考文献

[1] 更田 豊志, “規制におけるリスク情報の活用,”原子力リスク研究センターシンポジウム 2015 講演資料, 大手町サンケイプラザ　東京, 平成 27 年 9 月 2 日, https://criepi.denken.or.jp/jp/nrrc/event/pdf/pd2_fuketa.pdf

[2] 金子 修一, “リスク情報を活用した規制実施に向けて,”原子力リスク研究センターシンポジウム 2018 講演資料, 有楽町朝日ホール　東京, 平成 30 年 2 月 8 日, https://criepi.denken.or.jp/jp/nrrc/event/pdf/2018_kouen2kaneko.pdf.

[3] 電力 9 社, 日本原子力発電株式会社, 電源開発株式会社, “リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン,”平成 30 年 2 月 8 日, https://www.fepc.or.jp/about_us/pr/oshirase/_icsFiles/afieldfile/2018/02/08/press_20180208_a.pdf.

[4] 原子力規制委員会, “加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド,”平成 25 年 11 月 27 日.

[5] 日本原子力学会標準委員会, “核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：2018,”AESJ-SC-P011:2018, 2019 年 6 月, ISBN978-4-89047-409-7 C3058 (2019)

[6] 澤田 健一, 小田野 直光, “原子力分野におけるリスク評価の適用状況,”海上技術安全研究所報告 第 8 巻 第 4 号 特集号（平成 20 年度）, 平成 21 年 3 月 30 日.

[7] Y. Tamauchi, T. Shoji, et al., “Application of Probabilistic Safety Assessment to Rokkasho Reprocessing Plant, (I), The Occurrence Frequency of Loss of Hydrogen Scavenging Function in Plutonium Solution Vessel,” *Trans. At. Energy Soc. Japan*, Vol. 5, No.4, p.334-346, (2006) [in Japanese].

[8] Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, “Review of Technical Basis for Formulating Goals for Nuclear Fuel Facilities,” JAEA-Review 2010-028, (Oct. 2010) [in Japanese].

[9] U. S. Nuclear Regulatory Commission, “*Draft Regulatory Basis for Licensing and Regulating Reprocessing Facilities*,” SECY-11-0163 (Nov. 2011).

[10] 日本原子力学会標準委員会, “原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015 ,” AESJ-SC-P006:2015, 2015 年 12 月.

[11] R. P. Kennedy, “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis

Including Recent Innovations," *Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk*, Tokyo Japan, Aug. 10-12, 1999, p33-p63.

[12] R. P. Kennedy, "Performance-goal based (risk informed) approach for establishing the SSE site specific response spectrum for future nuclear power plants," *Nuclear Engineering and Design* 241 (2011) 648-656.

[13] U.S.EPRI, "A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin (Revision 1)," EPRI NP-6041-SL, Revision 1 (Aug. 1991).

[14] U.S. EPRI, "Methodology for Developing Seismic Fragilities," EPRI TR-103959 (June 1994).

[15] 原子力規制委員会, "安全研究に係る事後評価結果," 平成30年1月31日.

[16] 森 憲治, 他, "加工施設及び再処理施設に対するリスク評価手法に係る検討(3) 簡易ハイブリッド法の課題について,"日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 2G20, 2016年9月.

[17] (独)原子力安全基盤機構, "平成20年度　地震に係る確率論的安全評価手法の改良　＝初期4ループPWRの事故シーケンスの試解析＝　に関する報告書,"平成21年8月.

[18] K. Hirata, et al., "Proposal of a simplified method for estimating seismic risk of structures," 15 WCEE (2012).

[19] U. S. Nuclear Regulatory Commission, "*Standard Review Plan for Fuel Cycle Facilities License Applications*," NUREG-1520, Rev. 2, 2015.

[20] 独立行政法人原子力安全基盤機構、ウラン加工施設総合安全解析（ISA）実施手順等の整備、11廃輸報-0003、2011年.

[21] 東京電力株式会社, "柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉　確率論的リスク評価について（外部事象　地震PRA）,"第142回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合　資料2-1, Sep. 2014.

[22] 日本原燃, "再処理施設、廃棄物管理施設、ＭＯＸ燃料加工施設　基準地震動の策定について,"　再処理施設等の地震等に係る新基準適合性審査に関する事業者ヒアリング（８０）（その２）, 資料2-4-1, 平成30年6月19日.

[23] 中国電力株式会社, "島根原子力発電所基準地震動の年超過確率の参照について、（年超過確率の概要と平成30年4月27日及び6月1日審査会合資料抜粋),"　平

成 30 年 11 月 1 日.

[24] 四国電力株式会社, “伊方原子力発電所 3 号機　地震動評価（超過確率の参照）（耐震性能）,” 資料１－１－２, 平成 27 年 2 月 4 日.

[25] 関西電力株式会社, “美浜発電所　地震動評価について,” 平成 28 年 4 月 18 日.

[26] 北海電力株式会社, 泊原子力発電所　確率論的リスク評価（PRA)について　補足説明資料,” 平成 25 年 12 月.

[27] International Atomic Energy Agency, “Use of probabilistic safety assessment for nuclear installations with large inventory of radioactive material,” *Report of a Technical Committee Meeting, held in Vienna 7-11 September 1992*, IAEA-TECDOC-711, June 1993.

[28] U. S. Nuclear Regulatory Commission, “*Integrated Safety Analysis Guidance Document*,” NUREG-1513, 2001.

[29] 10CFR Part 70、Domestic Licensing of Special Nuclear Material; Possession of a Critical Mass of Special Nuclear Material、72 Federal Register 63974、November 14、2007

[30] H. Muta, K. Muramatsu, “Proposal of Methodology of Tsunami Accident Sequence Analysis Induced by Earthquake Using DQFM Methodology,” *Trans. At. Energy Soc. Japan*, Vol. 16, No.1, p.49-56 (2017) [in Japanese], DOI:10.3327/taesj.J16.019.

[31] H. Muta, K. Muramatsu, Y. Kameko, H. Miura, K. Ogura, T. Uchida, “Proposal of Evaluation Methodology of Multiple-Failure-Initiating Events for Seismic PRA,” *Trans. At. Energy Soc. Japan*, Vol. 16, No.2, p.89-99 (2017) [in Japanese], DOI:10.3327/taesj.J16.013.

3. 深層防護レベル4及び5の核燃料施設の地震リスク評価の定量化方法

原子力施設における第4層及び第5層の事故及び対策においては、設計基準を超える事故を想定する必要があり、必然的に人的操作による対策が重みを増すことになる。また、地震等の外部事象を想定する場合は、事故を含む複数の事象 が同時に発生し、それらが相互に影響する場合を想定した対策も必要となる。実際、日本原燃が六ケ所村のMOX燃料加工工場に対して策定した重大事故等の事故シナリオ及び重大事故対策では、地震を起因とした複数個所の火災の同時発生が想定され、その対策では人による操作が大きなウェイトを占めている[1]。

なお、原子力施設での「事故」の定義は、施設の種類によって異なる。日本では、商用原子炉の重大事故の例として、「原子炉冷却材喪失事故（LOCA）」、「主蒸気管破断（MLB）事故」、「蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）事故」が挙げられる。再処理施設では、「臨界事故」、「冷却材機能の喪失による蒸発乾固事故」、「放射線分解により発生する水素による爆発」、「有機溶媒等による火災又は爆発」などが挙げられる。混合酸化物（MOX）燃料加工施設では、「臨界事故」と「閉じ込め機能の喪失」が言及されている。また、その判断基準として、放射性物質の放出量や実効線量などが適用されている。

このような事故及び対策についてリスク評価を実施するには、個々の機器の故障や人的過誤を基にした従来の分析に加えて、人的操作等による影響のフィードバック、複数事象の間の相互作用及び事故対応を行う組織間の影響を考慮できる動的な分析手法が必要である。しかし、従来の確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment）（以下「PRA」という。）手法は、フォールトツリー分析（Fault Tree Analysis）（以下「FTA」とする。）、イベントツリー分析（Event Tree Analysis）（以下 「ETA」という。）、HAZOP（Hazard and Operability Study）、故障モード影響解析（Failure Mode and Effects Analysis）（以下「FMEA」という。）等で構成されており、これらの手法は個々の機器の故障や人的過誤に着目しているため [2]、同時に発生した複数事象間の相互作用やフィードバックを含む相互作用を考慮した分析には十分適用できない。

以上の背景から、筆者はLevesonが提唱したシステム理論に基づくアクシデントモデルSTAMP/STPA（Systems-Theoretic Accident Model and Process/System Theoretic Process. Analysis ）手法[3-8]を導入し、本手法と従来のPRA手法を結びつけることにより、上述した同時に発生した複数事象間の相互作用やフィードバックを含む相互作用を動的に表現できるリスク評価方法を確立することを提案する。

STAMP/STPA 手法は、事故はシステムの構成要素間の相互作用、具体的には必要な制御・指示が適切に働かないことによって起こるものとした考え方を踏まえて構築されたハザード分析手法であり、上述したフィードバックを含む構成要素間の動的な相互作用を分析するのに適している。最近の様々な分野の事故は、組織間の意思伝達を含む複雑なシステムの制御に係る不具合が多かれ少なかれ原因とされており、STAMP/STPA 手法は、電力網や配水ネットワーク[3, 9]といった社会技術システム、航空産業[3, 10-12]、海運業[13-15]、鉄道業[16]、その他の産業等[17-22]の複雑な制御を必要とするシステムの安全性の分析や設計に多く活用されている。

また、システムダイナミクス(System Dynamics)、ベイジアン信念ネットワーク(Bayesian Belief Network)、イベントシーケンス図(Event Sequence Diagram)及びフォールトツリー(FT)を統合することによって PRA を拡張するハイブリッドアプローチ[23]といった、STAMP/STPA 手法と同様に、要素間の相互作用を処理できる社会技術システム分析法[24]が開発されている。しかし、これらは主に人間の間の相互作用、特に組織間の相互作用における組織的要因を対象とした分析システムである。同様に、FRAM (the Functional Resonance Analysis Method) [25、26]も開発されているが、この方法は、設計どおりに機能していても、機器の故障を引き起こす事故や事故を引き起こす機器の処理には適さないと考えられている[27]。

STAMP/STPA 手法は、一般的に、システム全体を構成する *Element*(本節の後半の「専門用語」参考。)間の「制御」の観点から対象を分析する手法である。一方、深層防護レベル 4 及 5 相当の事故では「制御」の不具合だけでなく、システムや機器への物理的影響も大きな要因と考えるべきである。特に、複数事象の同時発生の影響を分析するためには、システムや機器間の関係を、システム間の物理的影響と物質の移動に関して「与える側と受け取る側」の関係に拡張する必要がある。この研究の最初のアプローチとして、筆者はこの課題に対処するために STAMP/STPA 手法の相互作用モデルを拡張した。

一方、深層防護レベル 4 及び 5 におけるリスク評価を実施するには、事故の基事象となる個々の機器の故障や人的過誤の発生の可能性やその影響の大きさに関する情報が必要であり、このため、それらを分析し、定量化する従来の PRA 手法も必須であることから、従来の PRA 手法と STAMP/STPA 手法とを結びつける処方が必要となる。STAMP/STPA 手法においてもそれらの分析は可能であるが、プロセス産業の分析においてその結果が膨大な量になる傾向にあり[28]、このため特にサイクル施設への STAMP/STPA 手法の適用は適切でな

い。

従来の PRA 手法と STAMP/STPA 手法とを結びつける例として、STAMP/STPA 手法を用いた多層（以下「マルチレイヤ」とする。）モデルが検討されている[29、20]。これらの研究は、原発事故後の住民の避難を目的としている。このマルチレイヤは、事故対応組織、マスメディア、住民間の情報伝達と意思決定を表現したレイヤ、人のアクセスや移動（避難を含む）を表現したレイヤ、そして従来 PRA 手法にて原子力施設の状態を分析するための SSC（Structures, Systems, Components）レイヤの 3 層で構成される。本モデルは深層防護レベル 4 及 5 の対策に対応しているが、人や組織の間の意思決定や行動による相互作用に重点を置いている。しかし、特に深層防護レベル 4 の重大事故対応においては複数の機器間で相互作用が生ずる可能性があり、また、損傷した機器に対する人的操作による機器へのフィードバックも考慮する必要があるため、上記のマルチレイヤモデルに、機器間、機器と人の間の相互作用 による事象進展も考慮できる手法を追加する必要がある。

以上を踏まえ、本研究の二つ目の取組みとして、従来の PRA 手法と上記 STAMP/STPA 手法のそれぞれの視点（前者は個々の機器故障及び人的過誤に着目し、後者は構成要素間の相互作用に着目する）から、対象となる体系の分析範囲をレイヤとして表現し、これらからマルチレイヤを構築することにより、機器間、機器と人の間の相互作用による事象進展も考慮可能な、深層防護レベル 4 相当（さらに、設計基準の事故ではあるが、システムが複雑で相互作用の影響が重要となる場合はレベル 3 も含まれる）の事故及び対策の分析を可能とするリスク評価モデルである、インタラクション・マルチレイヤ・モデルを提案する。なお、本モデルは上述した相互作用の考慮できることから、深層防護レベル 5 相当の事故や対策に拡張できることが期待できる。

また、STAMP/STPA 手法の分析手順はある程度確立されているが[3-8、27]、STAMP/STPA 手法および従来の PRA 手法を一つにしたマルチレイヤを構成する手順はこれまで示されていない。そのため、筆者は、マルチレイヤのハザードを分析し、適切な対策を講じることによって施設の安全性を向上させる一連の手順を作成した。

上記のように、筆者が開発したインタラクション・マルチレイヤ・モデルは、機器間の相互作用のハザード分析を可能にするが、この方法には重要な問題が残っている。STAMP/STPA 手法における相互作用の分析は定性的分析法のみが与えられており、定量評価の手順や枠組みは与えられていない。そのため、本モデルの定量評価手法を開発する必要がある。この方法を使用した定量評価手順は非常に重要であるが、筆者はこの問題を将来

の課題にすることとした。ただし、筆者は、本稿で説明するインタラクション・マルチレイヤ・モデルは、定性分析のみを適用した場合でも、このモデルが相互作用システムのハザード分析に有効なツールであることを試解析により確認した。

なお、本稿で使用されている専門用語を以下に示す。

Element	システムを構成できる機器、人間（オペレーターなど）、一般市民、組織、地域など。
Action	*Element* 間での作用・影響を意味する。例えば、制御、指示、情報転送、物理的影響、物質の移動など。
Line	*Element* 間の *Action* を示す。マルチレイヤモデルで用いる図では、*Action* のタイプごとに定義された線で表されている。
Loop	事故の原因となった *Element* から始まるループを構成する *Line* の接続
Unclosed Line	*Loop* を構成しない *Line*
Event Progression Line	すべての *Loop* と *Unclosed Line*。これは、*Element* 間の影響の進展を示している。以下「*EPL*」という。
事象	本章では、人の判断、操作、機器の故障や人的過誤などの基本的な出来事と、その進行によって引き起こされる結果として定義し、事故が発生した場合、その事故自体も含む。

3.1. フィードバックを含む相互作用を考慮したリスク評価モデル

3.1.1. 従来の手法の課題と STAMP/STPA 手法の導入

深層防護レベル 4 及び 5 に相当する事故では、設計基準に対する安全機能のいくつかが正常に動作していないことが想定され、必然的に人的操作による対策の寄与が大きくなる。このような対策において人的操作が複数回行われる場合、人的操作によるフィードバックが生じ、ある操作によるシステムの状態変化が次の操作に影響を与えることが考えられる。

また、複数の事象が同時に発生する場合、ある事象が引き起こす変化が他の事象の進展に影響を及ぼす可能性がある。例えば、地震による複数の機器損傷により臨界と火災が同時に発生し、臨界により発生した放射線が事故対処要員による現場での消火活動を制限すること等が挙げられる。このような事象間の影響は、ある事象で生じた変化が、共有する空間や系統、組織を介して他の事象へ作用することによって生じる。また、その影響は、一方の事象へ伝播するだけでなく、相互に伝播しあう場合も考えられる。このような複数事象の同時発生に係るハザード分析を行うには、事象間の相互作用を適切に表現する必要がある。

従来のリスク評価では、ETA と FTA を使用した PRA が使用されている。従来の PRA で使用されている ETA は、起因事象から始まる一連の事象が時間の経過とともにどのように変化するかを表す分析方法である。ETA は事象進展中に発生するさまざまな安全対策などの事象の成功/失敗によるシステム状態の分岐及びその結果として到達する最終状態を明確に分析することができる。さらに、ETA は優れた定量評価ツールであり、起因事象から終了状態までの各事象に物理モデルを割り当てることにより、終了状態の影響を計算できる。さらに、分岐点に分岐確率を与えることにより、終了状態の確率または頻度を得ることができる。一方、FTA は、イベントツリー（ET）で、起因事象の発生確率と事象進展中の分岐確率を計算するために使用される。 FTA は、頂上事象（ET の起因事象または分岐事象に対応）が、システムを構成する機器の故障や人的操作の失敗等によって、どのように構成されるか分析する方法である。このような構成（これ自体が FT である。）は、機器の故障と人的操作の失敗を AND ゲートまたは OR ゲートで接続することによって表される。また、機器故障や人的操作の失敗に故障確率や失敗確率を割り当てることで、頂上事象の発生確率を求めることができる。

したがって、従来の PRA を使用することで、システムのリスクを定量的に評価することができる。しかし、従来の PRA は、個々の機器の故障に焦点を当てた分析方法であり、個々

の機器が直接的または間接的に相互作用しないという前提に基づいているため[5]、フィードバックを含むそのような相互作用を考慮するには従来の PRA では不十分である。これは、相互作用のあるシステムでは、個々の機器自体に障害がなくても、機器間の制御や情報の交換が適切でない場合（たとえば機器間の動作のタイミングが合わないなど）、システム全体で問題が発生する可能性があるためである。

図 3-1 は、筆者が検討した FT での事故間のフィードバックと相互作用の表現を示した例である。この図において「対策のための作業による影響」は、消火のため作業員が水を噴霧したことにより、消火に係る機器の電源盤が損傷する場合などを想定している。さらに、この図は本来独立したシステム間に生じた相互作用を示している。**図 3-1** では、これらの相互作用は特定の時点の状態として静的に表現されているが、本来、状態が動的に変化するこれらのシステムは、静的評価方法である FTA では評価できない。したがって、深層防護レベル 4 及び 5 のリスク評価を行うためには、従来の PRA 手法に加えて、フィードバックを含む相互作用を考慮できる手法を開発する必要がある。

STAMP/STPA 手法は、**図 3-2** に示すように制御の関係（情報のフィードバックを含む）に着目し、対象とするシステムのハザードとその要因を、システム全体の振る舞いを確認しながら分析する手法である。したがって、この方法を導入することにより、上記の課題の一つである人間の操作による事故へのフィードバックを考慮することができる。

一方、複数事象の同時発生に係る相互作用の考慮については、STAMP/STPA 手法を以下のように拡張することにより、対応できるものと考えられる。

- 分析対象システムの *Element* については、「制御する側と及び制御される側」の関係に加えて、物理的な影響を「作用させる側と作用を受ける側」の関係を追加する。
- *Element* 間で物質の移行がある場合、「移行元と移行先」の関係を追加する。
- 分析対象であるシステムを、制御に関する単一のシステムから、上記で追加した関係が生ずる複数のシステムの組合せに拡張する。

上記の拡張 STAMP/STPA 手法では、**図 3-2** のように *Element* 間のさまざまな相互作用を *Line* で表すことができるため、システム内の相互作用とシステム間の相互作用の関係を明確に表すことができる（これらは複数事象の同時発生により生じた相互作用を表現することができる）。さらに、**3.1.3.3.2 (3) b)** に記載されているガイドワードを使用した分析により、相互作用によるハザードとそれらの起因事象を抽出できる。このように拡張された STAMP/STPA 手法は、従来の PRA 手法では処理が困難な複数事象の同時発生の相互作用

を表現できる。

STAMP/STPA 手法が相互作用を考慮した機器の故障と人的操作の失敗の確率を評価し、その情報を PRA 手法、特に FTA に引き渡すことができる場合、相互作用の影響を考慮した頂上事象の発生確率を計算できる。本稿では、STAMP/STPA 手法と従来の PRA 手法を結びつけるモデルを示す。このモデルは 3.1.2. で説明されており、このモデルを使用したリスク評価手順は 3.1.3. で説明されている。

ただし、STAMP/STPA 手法におけるこれらの相互作用の分析は、定性分析法のみが提供されており、定量評価の手順やフレームワークは提供されていない。定量的な評価方法を開発する必要があるが、これは今後の課題とする。このモデルの定量評価方法の課題については 3.1.3.4. で解説する。

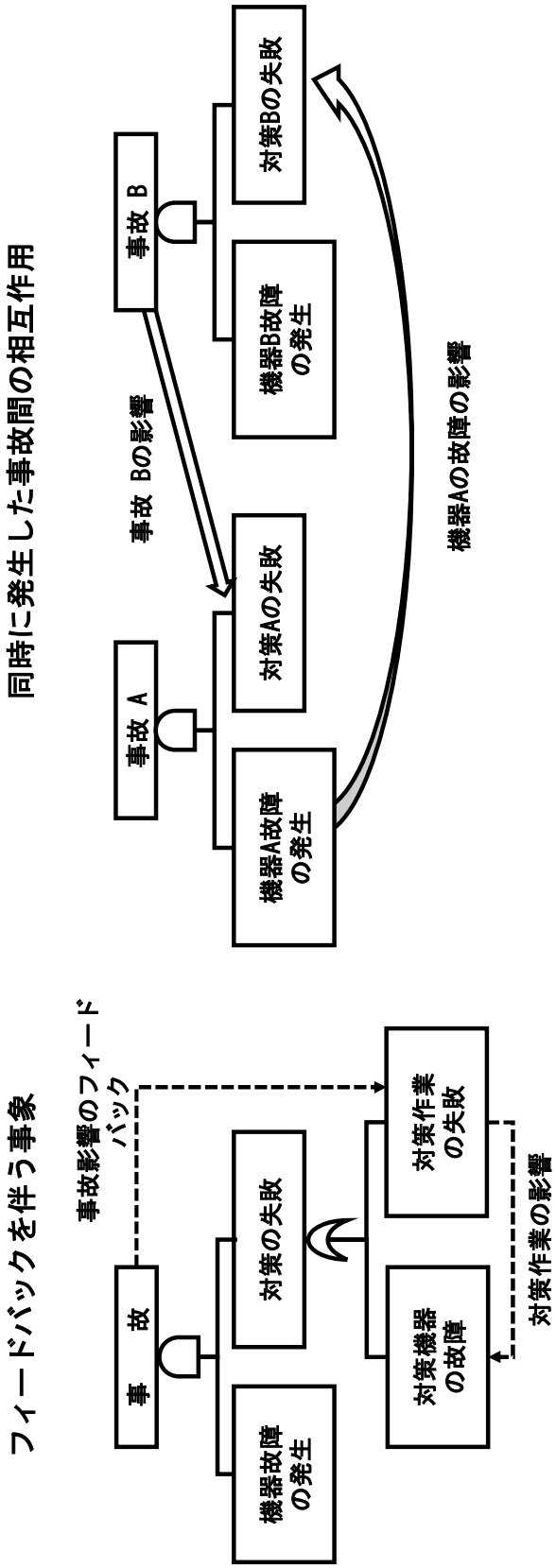


図 3-1 フォールトツリーにおけるフィードバックと事故間の相互作用の表現の例

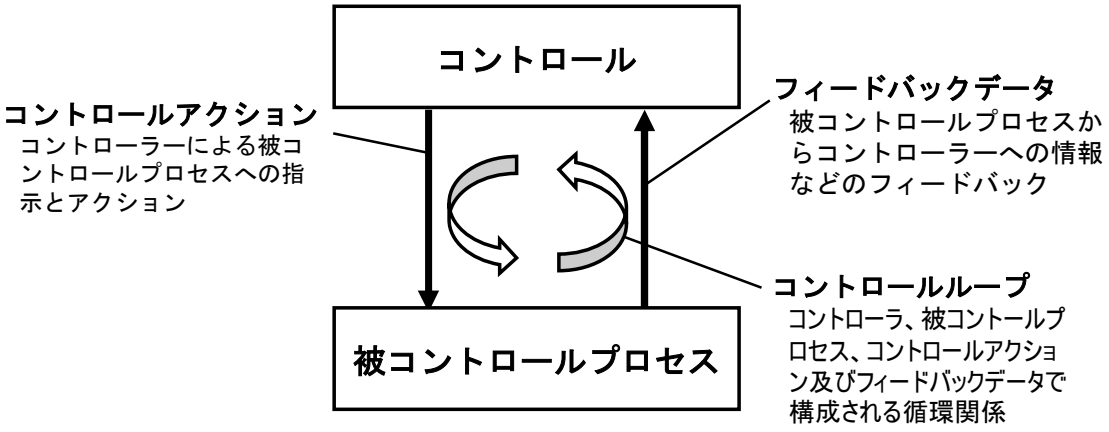


図 3-2　STAMP/STPA 手法の概念図

3.1.2. インタラクション・マルチレイヤ・モデルの構築

従来の PRA 手法と STAMP/STPA 手法を結びつけるため、筆者は複数のレイヤを互いに関連付けてマルチレイヤを構築する手法を提案する。提案するマルチレイヤは、事故時の住民避難等を目的として大鳥、後藤[29, 30]が開発したマルチレイヤモデルをベースに、本研究において、深層防護レベル 4 の重大事故対応させるために機器やその操作に係る人的過誤の関係に拡張したモデルである。これらのレイヤは、本研究で構築したマルチレイヤの作成手順及びルールに従って、評価対象とする系を整理することにより構築される。**図 3-3** にマルチレイヤの例を示す。本図では、**3.1.1.** で述べた拡張された STAMP/STPA 手法を用いて、第 1 層及び第 2 層はそれぞれ制御及び空間を介した物理的影響の観点から作成されている。第 3 層は従来の PRA 手法を用いて、施設における事故を頂上事象とした FT により作成されている。第 3 層には第 1 層及び第 2 層の *Element* で生ずる事象の情報が引き渡される。**図 3-3** には明示的に示されていないが、第 3 層の分析結果は、必要に応じて第 1 層と第 2 層の *Element* に引き渡すことができる。層の数は、この例のように必ずしも 3 層にする必要はなく、対象とする系の分析をし易くする観点から、注目する相互作用の種類等により層の数を増減させても良い。

なお、マルチレイヤでは、本研究で定めたルールに従って、個々の *Element* をノードとし、*Element* 間の相互作用をネットワークとして表現している。従来の PRA 手法はノードに着目した分析に用いられる一方、STAMP/STPA 手法は *Element* 間のリンクに着目した分析に用いられる。両手法を組み合わせることにより、以下の効果が得られる。

- 従来の PRA 手法を用いた個々の *Element* の分析に加えて STAMP/STPA 手法を用いた分析により、*Element* が採り得る状態とその条件が明確になり、*Element* 間で生ずる事象の分析の精緻化ができる。
- *Element* 間の分析により、他の *Element* からの影響を考慮した個々の *Element* の分析ができる。
- 定性的な分析手法である STAMP/STPA に、従来の PRA 手法の定量評価を取り入れることにより、定量的な分析が可能となる。ただし、本稿では定性的な分析手法の説明に集中することとし、具体的な定量評価手法は別稿に譲る。

このように、マルチレイヤを用いて相互作用を含むシステムのリスクを評価する本モデルをインタラクション・マルチレイヤ・モデルと名付ける。

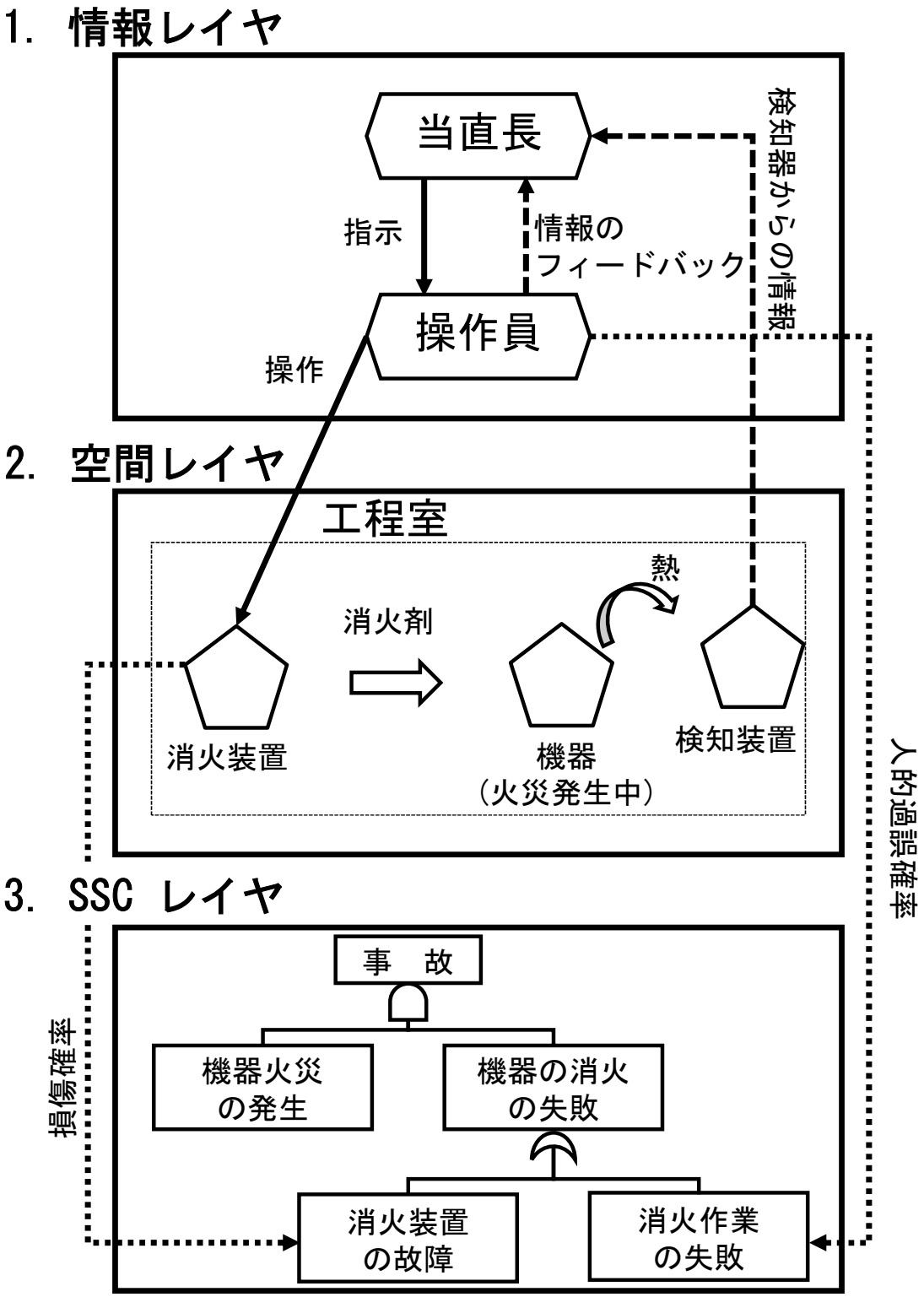
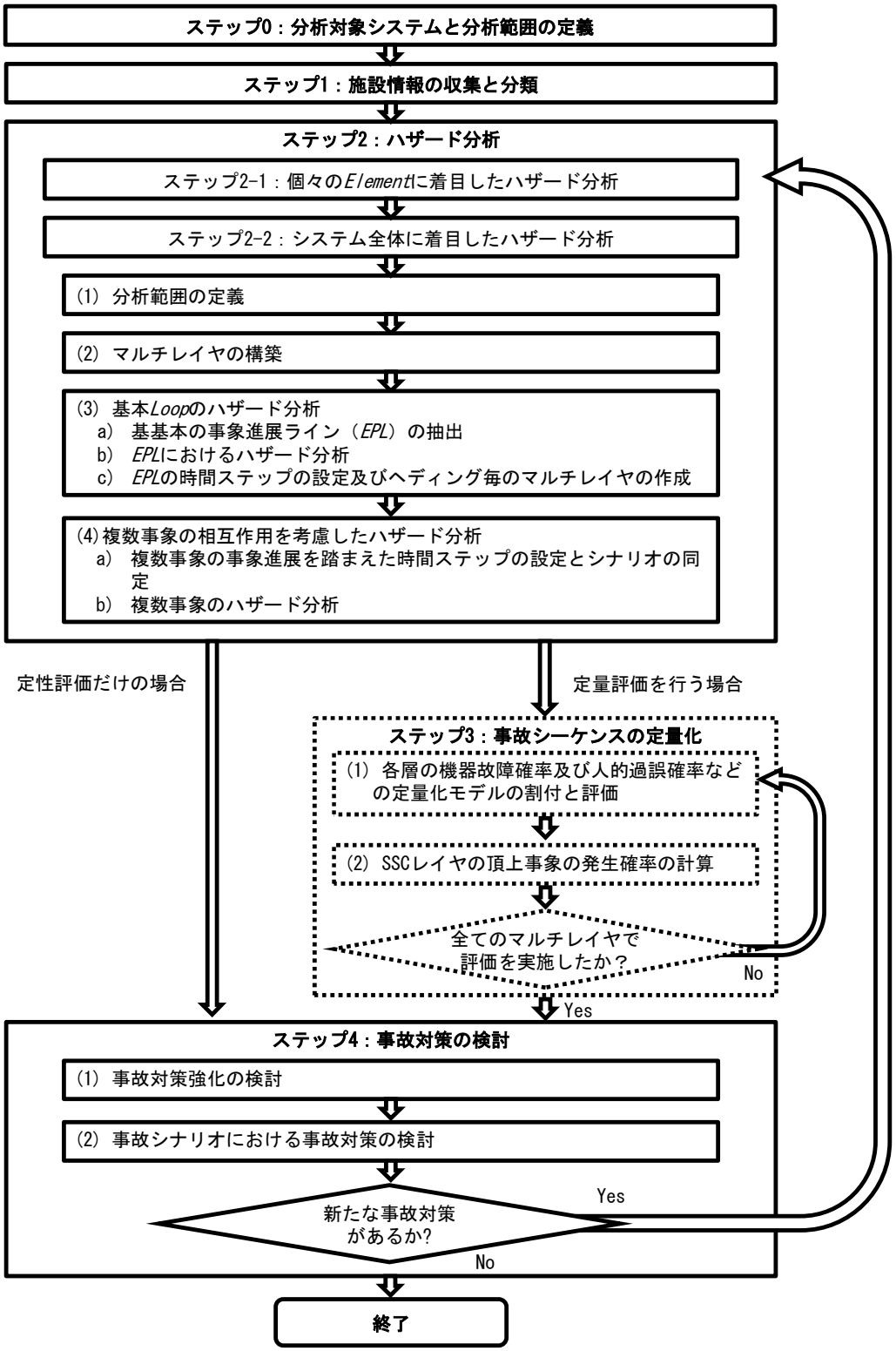


図 3-3　マルチレイヤの例

3.1.3. 相互作用を考慮したリスク評価モデルの概要と実施手順

この章では、提案したインタラクション・マルチレイヤ・モデルとその実施手順を示す。**図 3-4** に、分析対象システムでの相互作用を検討するためにインタラクション・マルチレイヤ・モデルを用いる場合のリスク評価の実施手順を示す。



各ステップで必要があれば、前のステップに戻り分析を実施する。

図 3-4　システムの相互作用を考慮したリスク評価手順

3.1.3.1. ステップ0：分析対象システムと分析範囲の定義

対象施設のリスク評価において考慮すべきリスクには様々な種類があり、リスク毎に必要な情報、分析範囲、適用される分析方法が異なる。したがって、分析を開始する前に、分析対象のシステム、分析対象とするリスク、および分析範囲を定義し明確にする必要がある。これらの定義については、法令、規制、ガイドラインの要求事項、過去の事故事例とその分析結果、新知見とリスク評価結果の使用目的を参照して検討することがでる。明確にすべき分析対象と分析範囲は以下のとおりである。

- 分析対象システムの定義：構築物・系統・機器（以下「SSC」とする。）、組織や事業者などの人的システム、インフラや外部環境など、分析対象を構成するものを定義する。 深層防護レベル4及び5相当の事故とその対策を分析するには、外部組織と外部ソースからのロジスティクスを定義に含めることを検討する必要がある。後述する外部事象（地震、津波等）をトリガー事象とみなす場合は、その事象の影響を受ける地域内の施設やシステムを定義に含める必要がある。また、分析対象とするリスクの種類の観点からも分析対象システムを検討する。
- 起因事象を引き起こす誘因事象の定義：リスク評価に必要なデータと適用される分析方法は、誘因事象のタイプによって異なる場合がある。したがって、分析する誘因事象を定義する必要がある。誘因事象の例には、地震や津波などの外部事象が含まれる。さらに、深層防護レベル4及び5相当の事故のリスク評価とその対策では、誘因事象の重複を分析対象として考慮する必要がある。
- 分析対象とするリスクの定義：分析対象の事故やハザードの種類や判断基準は、分析対象とするリスクによって異なる。分析対象とするリスクの例には、環境への放射性物質の放出、敷地境界での線量の増加、従事者の被ばく、臨界の発生及び一般公衆と従事者への化学的影響が含まれる。また、施設の特性から、これらのリスクの原因となる事象を明確にする必要がある。重大事故などの事象の例は、本章の冒頭で述べている。さらに、分析対象として事象の同時発生を考慮する必要がある。
- 分析対象システムの状態の定義：分析開始時の状態を明確にするために、誘因事象又は基事象が発生する直前の状態を定義する必要がある。さらに、リスクとして定義された事象の発生時の状態も定義する必要がある。

3.1.3.2. ステップ1：施設情報の収集と分類

従来のPRA同様、リスク評価に必要な情報の収集と整理を行う[31、32]。以下に必要な情報の例を示す。

- 施設の構成、特性
- 設計情報、運転及び保守管理情報、システムと機器の場所と配置、組織の役割、指揮系統などの一般情報(下線部は相互作用を考慮したリスク評価に必要となる情報)
- 機器の故障や起因事象の発生に関して、操作経験等の事象の発生頻度を評価するために必要な情報
- 影響評価に必要な情報
- 各機器又は各施設のインベントリ、濃縮、核種、性状等
- 放出経路
- 緩和機能
- 現状確認及びヒアリングの結果
- 過去の事故の例

3.1.3.3. ステップ 2：ハザード分析

ステップ 2 ハザード分析では、まず、従来のハザード分析を行う（ステップ 2-1）。次に 相互作用を考慮したシステム全体のハザード分析を実施するため、新たな分析手順を導入する。ステップ 2-1 で得られた分析結果は、システム全体に着目したハザード分析に用いられる（ステップ 2-2）。ステップ 2-2 では本研究で新たに考案したインタラクション・マルチレイヤ・モデルを用いる。

3.1.3.3.1. ステップ 2-1：個々の *Element* に着目したハザード分析

個々の *Element* に関する従来のハザード分析を実施する。これらの分析結果はシステム間の相互作用を分析する際の基本的な情報として活用される。具体的な分析結果としては、以下が挙げられる。

- 個々の *Element* に関連するハザードと起因事象
- 起因事象や事故の発生に至る事故進展に関する ET
- 起因事象や事象の発生を分析した FT
- その他

3.1.3.3.2. ステップ 2-2：システム全体に着目したハザード分析

事象進展の際にフィードバックや複数の事象の間で相互作用が考えられる場合、分析は次のサブステップ(1)、(2)及び(3) の手法を用いて分析する。これらシステム間の事象進展が動的に変化する場合、適切に時間範囲を区切り、区切った時間範囲毎に分析を行う。時間ステップを分割する例の 1 つは、ステップ 2-1 で述べた ET のヘディングを活用する。なお、後述するガイドワードを用いたハザード分析を除き、ここで述べる手順は、本研究で構築したものである。

(1) 分析範囲の定義

このサブステップでは、分析対象システム全体を構成するすべての *Element* を抽出するために、分析対象とする範囲を定義する。ここで、すべての *Element* を次のステップ a) から d) に従って抽出する。この際、着目している事故に直接関係のないと考えられる *Element* であっても抽出する。これは、各事故が独立して発生した場合でも、それぞれの事故で生ずる事象の間で相互作用が想定される場合、特定の事故に関連する *Element* の状

態の変化が、他の事故に関連する *Element* に影響を与える可能性があるためである。

a) 事故に関与した地域、システム、組織を特定する。

b) a) に属するすべての要素を抽出する。

c) b) に記載されている要素の中から、a) に影響を与える要素を整理する。

d) b) に記載されている要素の中から、a) から影響を受ける要素を整理する。

(2) マルチレイヤの構築

このサブステップでは、サブステップ (1) で抽出された *Element* 間の関連付けを行う。関連付けは制御、物理的な影響、物質の移行等に着目して行う（これらの作用を「*Action*」と呼ぶ。本章の冒頭の「専門用語」を参照。）。

具体的な手順として、まず、*Action* の観点から、すべての *Element* を次の 4 つのカテゴリに分類する。一部の *Element* は複数のカテゴリに属する場合がある。これは、後述するマルチレイヤを構築する際に、レイヤ間を結びつける *Element* となる。

a) 制御、指示、及び/又は情報を与えるまたは受ける *Element*

b) 物理的な影響を与える又は受ける *Element*

c) 物質を放出又は受け取る *Element*

d) a)～c) の *Element* を包含する領域

次に、*Action* の種類に応じてレイヤを定義し、上記のカテゴリに応じて各 *Element* を 1 つのレイヤに割り当てる。レイヤの数は、分析対象システムの複雑さに応じて、分析者が任意に決定することができる。これらのレイヤに各 *Element* を割り当てる場合、*Element* が複数のカテゴリに属していても、1 つのレイヤにのみ割り当てる必要がある。これは、次のサブステップ(3)で述べる *Element* を関連付ける場合に、レイヤ上でこれらの記述をできるだけ複雑になることを避けるため、また、3.1.3.5. (1) で述べる対策の検討の際、要素に掛かる負荷を分かり易くするためである。ここでいう「負荷」とは、*Element* に対する物理的負荷、制御や命令の送受信が集中することによる負荷だけでなく、人的システムに関連する心理的負荷も含む。上記の割り振りは、分析し易さの観点から分析者が任意に定める。各レイヤでは、*Action* を与える要素と同じ *Action* を受け取る他の *Element* が *Line*（本章の冒頭の「専門用語」参照。）で接続される。

上記のレイヤのほかに、従来の PRA 手法を用いて基事象から施設の事故に至る事象進展を体系化した SSC レイヤを設ける。

最後に、これらのレイヤを関連付けしてマルチレイヤを構築する。具体的には、複数のカテゴリに属している *Element* と、*Action* を介して関連のある他のレイヤの *Element* とラ *Line* で結びつける。SSC レイヤと他のレイヤとの関連付けは、SSC レイヤにおいて表現された事象と他のレイヤ上の関連する *Element* を *Line* で結びつけることにより行う。この SSC レイヤとの関連付けにより、相互作用を含む個々のシステムのハザードを、事故に至る事象進展に関連付けることが可能となる。

なお、領域間を物質や人が移動する場合等、時間進展に伴い、*Element* の関係やレイヤの構造が変化する場合がある。このよう場合は、状態の変化毎に各レイヤ及びマルチレイヤを定義する。これは、サブステップ(3) c) で述べる。

3 層で構成されたマルチレイヤの例を**図 3-3** に示す。**図 3-3** を以下に解説する。

- 情報レイヤ（最上層）：情報レイヤでは、制御、指示及び情報の伝達に関する相互作用モデルを作成する。この相互作用モデルを STAMP/STPA 手法ではコントロール・ストラクチャという[3-8]。このレイヤは、制御、指示及び情報を与える又は受ける機器、人、組織等といった *Element* で構成される。
- 空間レイヤ（第 2 層）：空間レイヤでは、空間を介した物理的影響（例えば熱、放射線等）及び物質（例えば放射性物質、可燃性ガス、煤煙、蒸気等）の移行に関する相互作用モデルを作成する。このレイヤは、関連する領域、アクチュエータ等の動作に係る機器、操作を行う人等の要素から構成される。
- SSC レイヤ（最下層）：SSC レイヤでは、ステップ 2-1 の分析結果を活用して、施設における事故を頂上事象とした FT を作成する。ただし、施設において事故が進展している段階で生じた *Element* 間のフィードバックや相互作用は、SSC レイヤの FT でモデル化せず、情報レイヤ及び空間レイヤで扱うこととする。SSC レイヤの FT では、この事象進展の結果を一つの事象と定義しており、この事象に関連する情報を情報レイヤ及び空間レイヤより読み込む。

(3) 基本 *Loop* のハザード分析

このサブステップでは、*Line* で接続された *Element* 間の関係からハザードを分析する。

a) 基本の事象進展ライン（*EPL*）の抽出

各レイヤ及びマルチレイヤ上の *Line* から、事故の発端となる要素を起点とした基本的なループを構成するラインの連結（ここでは「*Loop*」という。本章の冒頭の「専門用語」

参照。）及び *Loop* を構成していないラインの連結（ここでは「*Unclosed Line*」という。本章の冒頭の「専門用語」参照。）を全て抽出する。ここで、*Loop* 及び *Unclosed Line* を「事象進展ライン(Event Progress Line: *EPL*)」という（本章の冒頭の「専門用語」参照。）。これら *EPL* から事故シナリオを同定する。**図 3-3** の例だと、火災が発生している装置を起点として次のような *EPL* が抽出できる。括弧は作用を示す。

機器→（熱の伝達）→検出器→（火災情報の伝達）→当直長→（消火の指示）→運転員→（消火装置の操作）→消火装置→（消火剤の散布）→機器→･･･

ここで、括弧は *Action* を示す。この *EPL* は *Loop* を構成し、機器はフィードバックを受け取る。*EPL* は事故対策を検討する際の重要な単位となる。例えば *Unclosed Line* である事象は、事象を終息させるようなフィードバックがかからない。これは事故の拡大防止及び影響緩和対策がとられていないことを意味し、*Loop* を構成するように対策を施す必要がある。逆に、フィードバックがかかることにより、事象が悪化するような *Loop* の場合は、その *Loop* を切断するような措置をとり、事象を終息させる新たな *Loop* を構成する必要がある。

b) ***EPL* におけるハザード分析**

a）で抽出した基本的 *Loop* について、*Element* 間の *Action* に着目し、ハザードにつながる非安全な *Action*（*Loop* の破損など）、その *Action* が生ずる原因及びその *Action* の結果として生ずるハザードを抽出する。非安全な状態の抽出は、STAMP/STPA の方法に従って、下記のガイドワードを用いて抽出する。

- 与えられないことによって引き起こされるハザード。
- 与えることによって引き起こされるハザード。
- 処理が早すぎる/遅すぎることによって引き起こされるハザード
- 早すぎる停止、長すぎる適用によって引き起こされるハザード

上記の 4 つの項目は、STAMP/STPA [3-8]で非安全なコントロールアクション（UCA）を抽出する場合に使用されるガイドワードである。ガイドワードは必要に応じて新たに追加できる。

c) ***EPL* の時間ステップの設定及びヘディング毎のマルチレイヤの作成**

事象進展に伴って *Element* とマルチレイヤの状態が変化した場合、そのような状況を

1 つのマルチレイヤで表現できない場合がある。マルチレイヤによって構築されたレイヤは、システム構成と状態が大幅に変化しない範囲内で動的に評価できる。ただし、システム構成や状態が大きく変化した場合は、変化したシステム状態に対して新しいマルチレイヤを構築する必要がある。したがって、システムが大幅な状態変化を起こすたびに新しいマルチレイヤが構築する。**図 3-5** は、事象進展に伴うマルチレイヤの変化のイメージを示している。**図 3-5** では、対応するマルチレイヤが動的イベントツリー（DET）の各事象（または「ヘディング」）に割り当てられる。

このような状況の例としては、従事者の移動により出発地と目的地の状態が変化することが挙げられる。この場合、状況に応じた多層の組み合わせを時間依存的に次のように作成する必要がある。

- *EPL* 上の *Element* の繋がりから事象進展を明らかにし，事象発生毎に時間ステップを設定する。
- 個々の *Element* の *Action* が事象となるため、これらを整理して ET のヘディングを定義する。**図 3-6** は例として **a)** に示されている *EPL* を使用したヘディングを示している。
- サブステップ(2)で構築したマルチレイヤを基本として、ヘディングに対応したマルチレイヤを作成する。複数のヘディングにおいて、同じマルチレイヤで表現できる場合は共用することができる。

各時間ステップでマルチレイヤを分析することにより、事象進展に応じたハザードの変化を分析することができる。

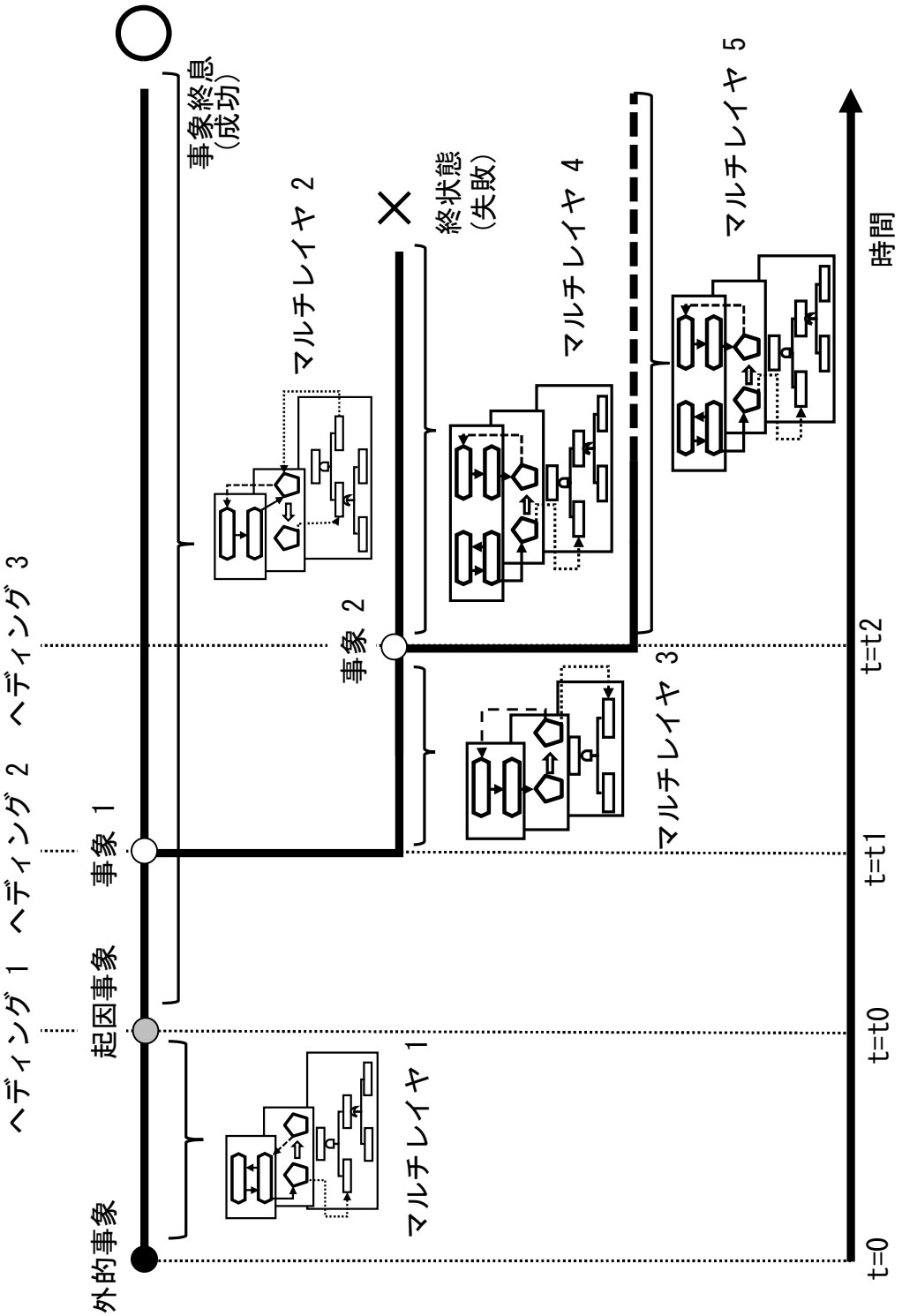


図 3-5　事象進展に伴うマルチレイヤ割り当てのイメージ

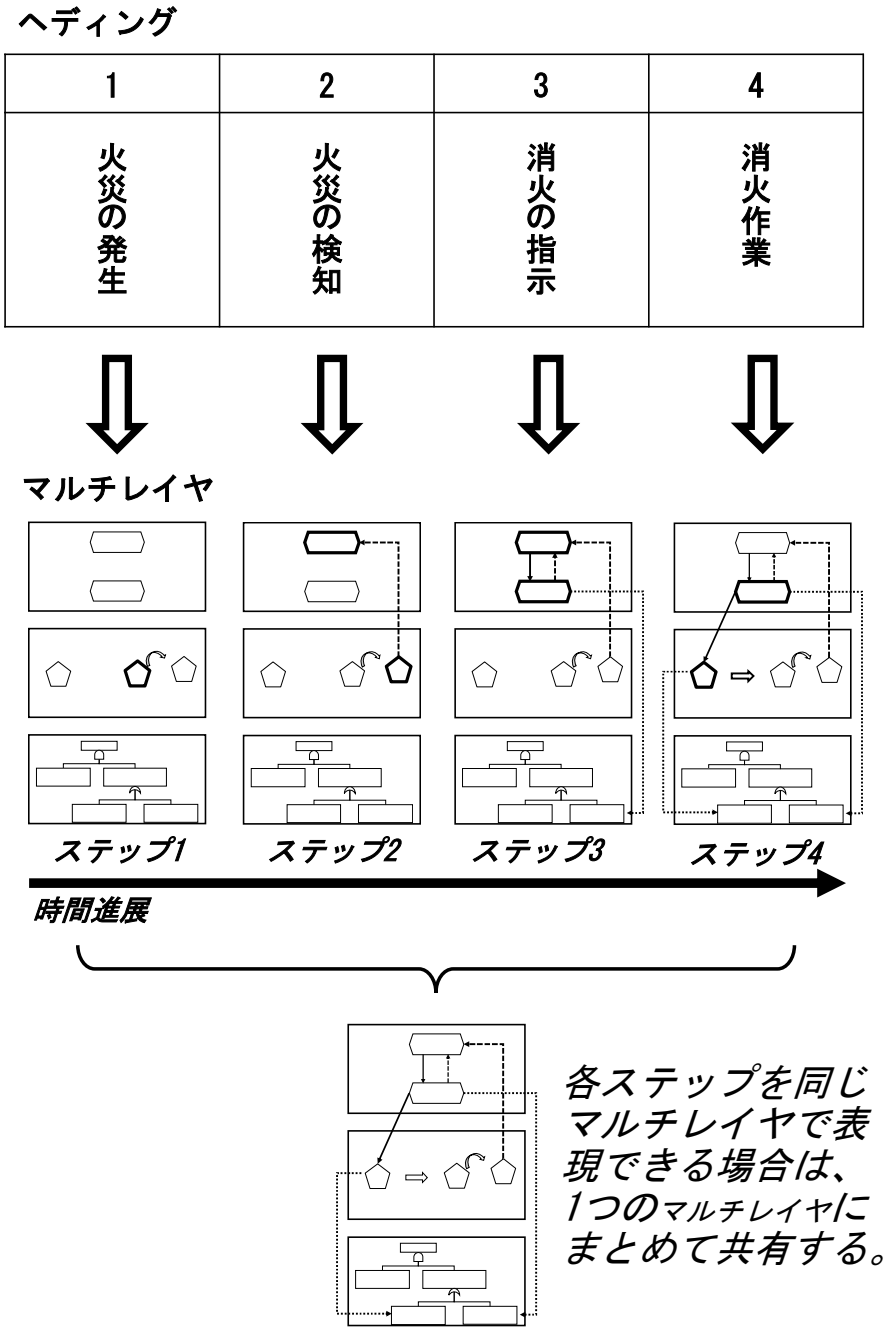


図 3-6　*EPL* の時間ステップの設定及びヘディング毎ごとにマルチレイヤ作成の例

(4) 複数事象の相互作用を考慮したハザード分析

a) 複数事象の事象進展を踏まえた時間ステップの設定とシナリオの同定

サブステップ(3) で抽出した複数の *EPL* の間の *Action* とその時間的な関係を分析する。*EPL* の間の *Action* については、個々の *EPL* の各 *Element* が起こす *Action* に着目する。この時、当該 *EPL* の事象進展には影響のない *Action* であっても、他の事象進展に影響を及ぼす場合があることに留意する。例えば、火災で発生した煤煙が、他の事故の対応している人員の作業に影響を及ぼすことが挙げられる。

次に、時間的な関係の分析から、相互に影響を及ぼさない *EPL* の組み合わせを以下の観点から除外する。

- *EPL* が互いに同時刻には発生し得ない場合
- 距離が離れているため影響が及ばない場合
- 影響を及ぼすと考えられる事象の発生頻度が小さい場合等

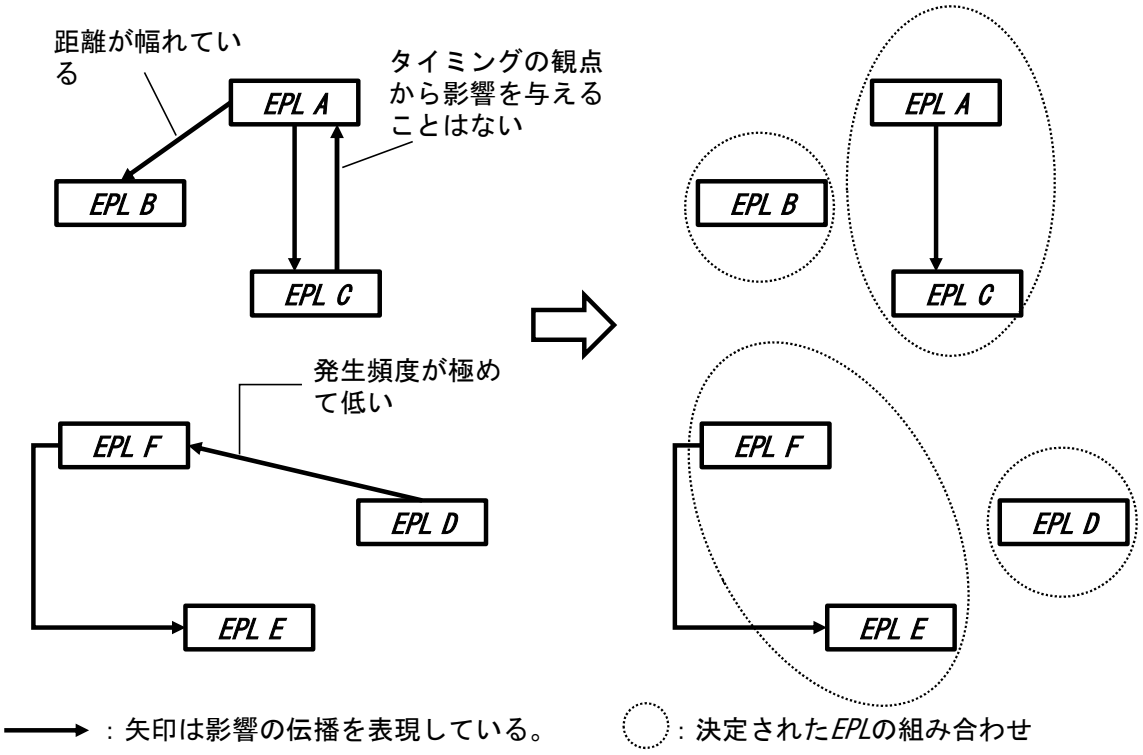
図 3-7 に、この分析の例を示す。

一方、これらの *EPL* 間で相互作用する *EPL* の組み合わせがある場合、そのような影響（つまり *Action*) を示す *Line* が関連する *Element* の間に追加される。この際、*EPL* 間の *Action* は、各 *EPL* の *Element* 間で直接生ずる場合に加えて、関連する領域、系統や組織等を介し、間接的に生ずる場合があることにも留意する。*EPL* の組み合わせは、事象が発生するタイミングにより､さらにいくつかの組み合わせが生ずる場合がある。事象進展に伴う分析については、サブステップ(3) c) と同様、各 *EPL* の各 *Element* に係る *Action* を発生順に整理し、ET のヘディングを定義し、このヘディング毎に多層レイヤを作成する。

なお、複数の事象間における相互作用のタイミングの組み合わせの同定には、効率的な同定方法が必要となるが、具体的な手法の開発は今後の課題とする。

b) 複数事象のハザード分析

複数事象の相互作用発生を想定して構築されたマルチレイヤを基に、サブステップ(3)と同じ方法でハザード分析を行う。



(a) 代表的なEPLの組合せの抽出　　(b) EPLの組合せの決定

図 3-7　相互に影響を及ぼさない *EPL* の組み合わせの例

3.1.3.4. ステップ3：事故シーケンスの定量化

インタラクション・マルチレイヤ・モデルは、このモデルを構成するSTAMP/STPA手法が定性的な評価法であるため、定量評価手法を開発する必要がある。すでに述べたように、本モデルの定量化手法の開発については今後の課題であるが、検討中の定量化手順では、(1)各レイヤの個々の *Element* に機器故障確率及び人的過誤確率などの定量化モデルを割付と評価を行い、(2)その情報を踏まえ SSC レイヤの頂上事象の発生確率を計算するというステップを想定している。さらに、3.1.3.3.2.(3)c)で述べたように、事象進展に伴ってシステム構成が変化するとその都度マルチレイヤが構築されることから、全てのマルチレイヤについて(1)及び(2)のステップを適用することになる。

このような定量化の手順を構築するにあたっては、定量化モデルを割り当てた *Element* 間の相互作用を踏まえた定量評価を制御する枠組みと、状態が刻々と変化するシステム（それぞれの状態にマルチレイヤが構築されている）全体の動的な定量評価の枠組みを構築する必要がある。この章では、筆者が現在検討しているこれらの定量評価手法開発の基本方針について説明する。

(1) 各レイヤの機器故障確率及び人的過誤確率などの定量化モデルの割付と評価

個々の *Element* に与えられた定量化モデルについては、STAMP/STPA手法により作成したレイヤ上の各 *Element* に状態確率の定量評価を行うためのモデル（例えば、物理的評価モデル（熱、圧力、濃度、放射線、臨界、物質沈着等）、フラジリティ曲線、人間信頼性解析モデル等）を割付け、これらのモデルを用いて評価を行う。それらから得られた評価結果に基づいて状態変化を定義する場合、事前に閾値を設定しておく。**図 3-8** に、*Element* への定量化モデルの割付のイメージを示す。

なお、地震の影響をマルチレイヤに組み込む方法については、地震の影響は地震による機器の損傷から始まると考えられ、この損傷は通常、機器ごとに個別に分析することができることから、SSC レイヤで処理できるものと考えられる。これらの影響が他の機器の故障や機能の故障につながり、情報レイヤと空間レイヤの *Element* に広がる場合、必要な情報を SSC レイヤからこれらの *Element* に引き渡すことにより（**図 3-9** を参照）、動的分析が可能になるものと考えられる。

フィードバックが生ずる *EPL* の *Element* の定量評価においては、*Loop* が繰り返えされる回数やフィードバックによる状態変化を考慮する。他の *EPL* からの影響については、その

影響の大きさを物理モデルや人間系の行動を確率過程で評価し、その評価結果を踏まえて当該 *Element* の定量評価の結果を補正する等の処理を行う。

なお、*Element* 間の相互作用については、これらを制御するフレームワークが必要となる。このようなフレームワークとしてペトリネット[33]やマルチエージェントシミュレーション[34]を挙げることができる。このうち、マルチエージェントシミュレーションは、個々の *Element* の動作に単純なルール（上述した各 *Element* に割り付ける定量評価を行うためのモデル）を与え、事象進展をシミュレートすることにより、システム全体の複雑な現象を分析する方法である。このシミュレーションでは、*Element* に自律行動を割り当てることができるため、対策において自律的な人間行動の影響が大きいと考えられる深層防護レベル 4 及び 5 のリスク評価に適しているものと考えられる。

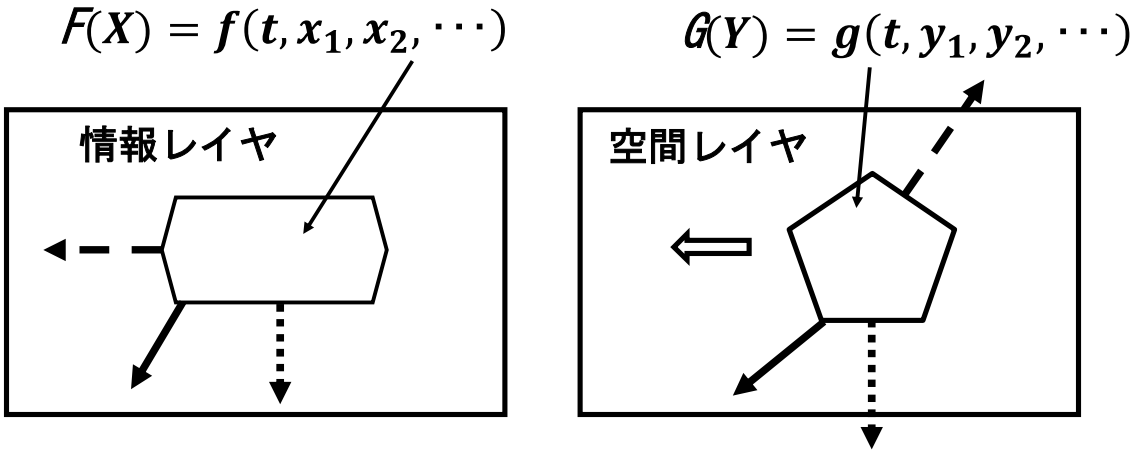
このような動的な定量評価において、各 *Element* に割り当てられる定量化モデルの入出値は時間により推移することから、SSC レイヤに引き渡す確率値及び SSC レイヤで算出される頂上事象の確率値が時間の関数になることに留意する。このため、初期値、入力値及び求めようとしている確率値がどの時刻のものであるかを明確にする必要がある。また、インタラクション・マルチレイヤ・モデルは相互作用のフィードバックの評価をモデルに組み入れているため、*Element* 間の相互作用の計算の中で反復計算が必須となる。その際、数値の発散が生ずる可能性が否定できず、これに対する対処が必要になる可能性がある。これについては、上述した *Loop* の繰り返えし回数を制限するほか、計算上の収束因子を設定する等の工夫が必要となるが、これは上述した *Element* 間の相互作用を制御するフレームワークを構築するなかで検討する必要があることから、今後の課題とする。その際、インタラクション・マルチレイヤ・モデル適用の際の適切性（どのようなリスク評価の体系にインタラクション・マルチレイヤ・モデルを適用するのが有効か或いは有効でないか）も示す必要がある。

(2) SSC レイヤの頂上事象の発生確率の計算

システム全体の状態を分析し、上記の定量評価で得られた結果（機器の故障確率や人的過誤確率などの発生確率）を SSC レイヤの基事象に引き渡すことにより、その状態確率を計算する。

以上、ステップ(1)及び(2)について示したが、事象進展に伴ってシステム構成が変化し、

複数のマルチレイヤが構築される場合、マルチレイヤ毎に(1)(2)のステップを適用することになる。その際、マルチレイヤの連続性を踏まえ、刻々と変化するシステム全体の構成を動的に定量評価するための枠組みを構築する必要がある。システム状態が変化するタイミングは、システムを構成する要素の遷移確率の影響を受けると考えられる。さらに、システム変更後、複数の構成があり得る場合、このようなシステムの変化は、状態遷移確率によって分析でき、マルコフ連鎖に基づく動的イベントツリー（以下「DET」という。）[35-38]で表すことができるものと考えられる。また、マルチレイヤの定性分析結果から、状態遷移図等を用いてシステムの状態遷移を定性的に抽出できるものと考えられる。このように、インタラクション・マルチレイヤ・モデルと DET を組み合わせることで、システム全体の状態を動的に定量評価することが可能になるものと考えられる。



$F(X)$、$G(Y)$：物理モデルや人間信頼性解析モデルなどの定量化モデル

図 3-8　*Element* への定量化モデルの割付のイメージ

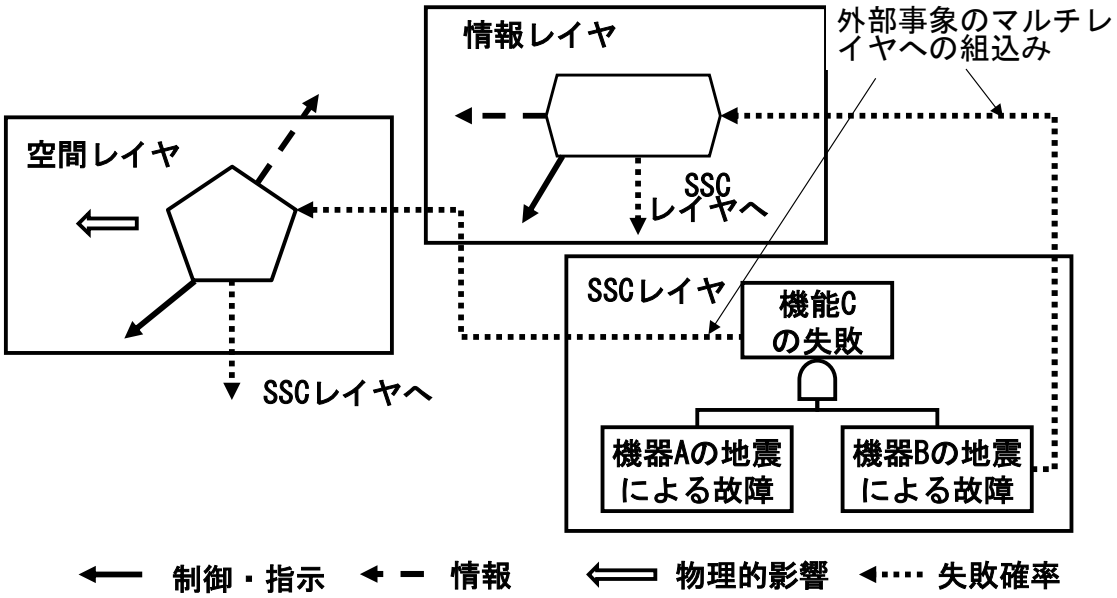


図 3-9　外部事象のマルチレイヤへの組込み

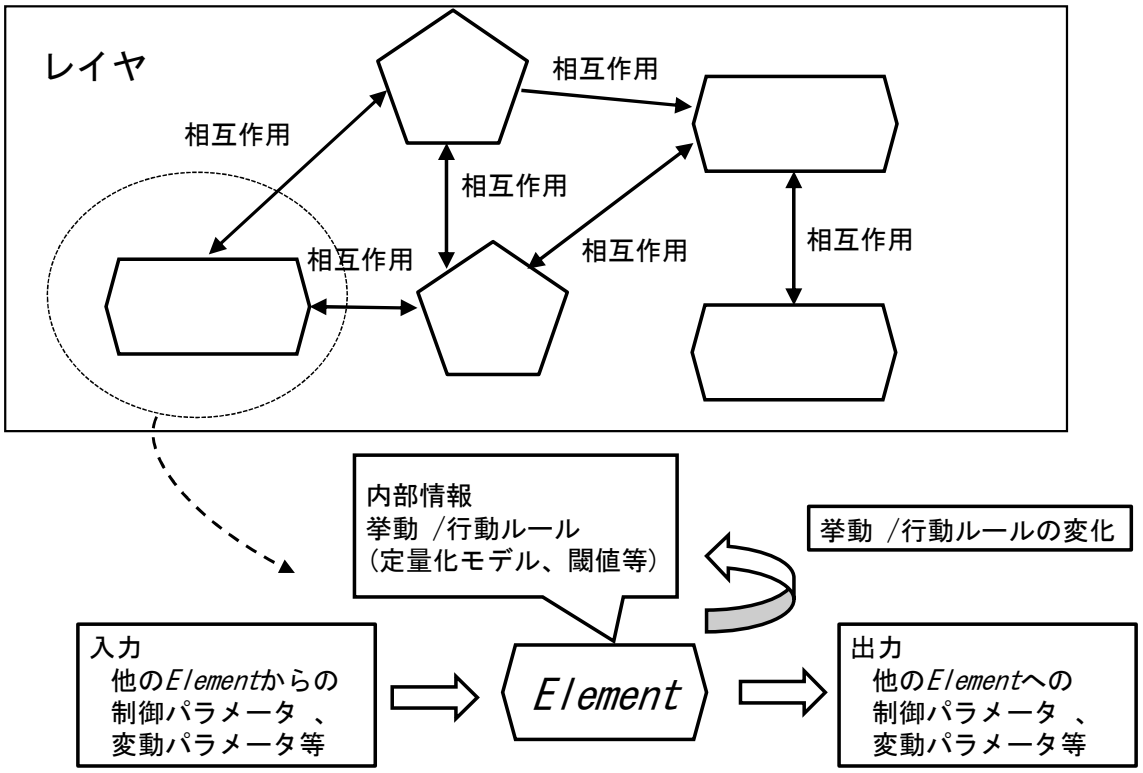


図 3-10　マルチエージェントシミュレーションのイメージ

3.1.3.5. ステップ4：事故対策の検討

ステップ2～ステップ3の評価結果から、着目すべきハザードとその原因、（ステップ3を実施した場合）リスクの大きさが明確になる。これらの分析結果を踏まえ、事故対策を検討し，その有効性を評価することが可能となる。

(1) 事故対策強化の検討

ステップ2からステップ3までの分析結果を踏まえ、事故対策として導入するシステム、機器、人的システム等の検討し、施設の安全性を高めていく。具体的には、*Loop*が確立されていない*EPL*に着目し、事故の発生防止、拡大防止及び影響の緩和が施されるよう、新たな*Element*及び*Line*（*Action*に相当）の導入を検討する。**表3-1**にこのような*Loop*の構成に関する対応を示す。

また、*Element*に入出力する*Line*について、そのロバスト性及び*Element*へ与える負荷を把握する。必要に応じてバックアップとなる*Element*及び*Line*の増設を検討する。*Line*数が少ない場合や*Line*が脆弱であると、*Line*が切れ易く、*Loop*が成立しなくなる可能性があるためである。逆に*Line*数が多すぎると、その*Element*に負荷がかかり、当該*Element*を含む*Loop*が機能しなくなる恐れがあるためである。

(2) 事故シナリオにおける事故対策の検討

事故対策を踏まえたシナリオを検討する。新たな機器や対策を導入する場合は、ステップ2に戻り改めてハザード分析を行う。

表 3-1　ループを構成するための対策

	*EPL*の状態	対　応	説　明
1	*Loop*を構成していない場合（*Unclosed Line*）	*Loop*を構成するよう対策を施す。	・ *Loop*が構成されていない状況として、事象の状態が検知や認知できない、発生・防止対策が施されていない場合が考えられる。 ・ 対策を取らずとも事象が終息するような場合であっても、その状態を認知、判断する必要があるので*Loop*の構成が必要。
2	事象が悪化するような*Loop*の場合	*Loop*を切断するような措置を採るとともに、事象を終息させる新たな*Loop*を構成する。	フィードバックがかかることにより、事象が悪化する場合は、一度、*Loop*を切断する必要がある。切断後は*Unclosed Line*になってしまうため、*Loop*を構成する必要がある。
3	*Loop*を構成している場合	*Loop*を適切に多重化する。	*Loop*を構成していれば、必要最小限の事故対策は取られているが、*Line*の信頼性や要素に掛かる負担を考慮して、必要に応じて*Loop*を多重化（*Line*、*Element*及び*Loop*の増設）する。

3.2. 相互作用を考慮したリスク評価モデルを用いた試解析の例

この章では、深層防護レベル 4 に対応する事故及び対策のリスク評価に焦点を当て、3.1. に示したインタラクション・マルチレイヤ・モデルの有効性を確認した例を示す。

インタラクション・マルチレイヤ・モデルの有効性確認の範囲を明確にするため、インタラクション・マルチレイヤ・モデルの構成、本モデルに対する要求事項を**表 3-2** に整理する。インタラクション・マルチレイヤ・モデルを網羅的に確認するには、**表 3-2** に示した項目について試解析の範囲を設定する必要がある。ただし、本稿では、まず、開発したインタラクション・マルチレイヤ・モデルが簡単な体系において**表 3-2** の要求事項に示した機能を満たすことを確認することにした。

本モデルを用いたリスク評価の例を以下に示す。なお、本モデルのステップ 3 による定量評価は今後の課題であるため、この章では、情報レイヤと空間レイヤのみを使用した定性評価のみを実施した。

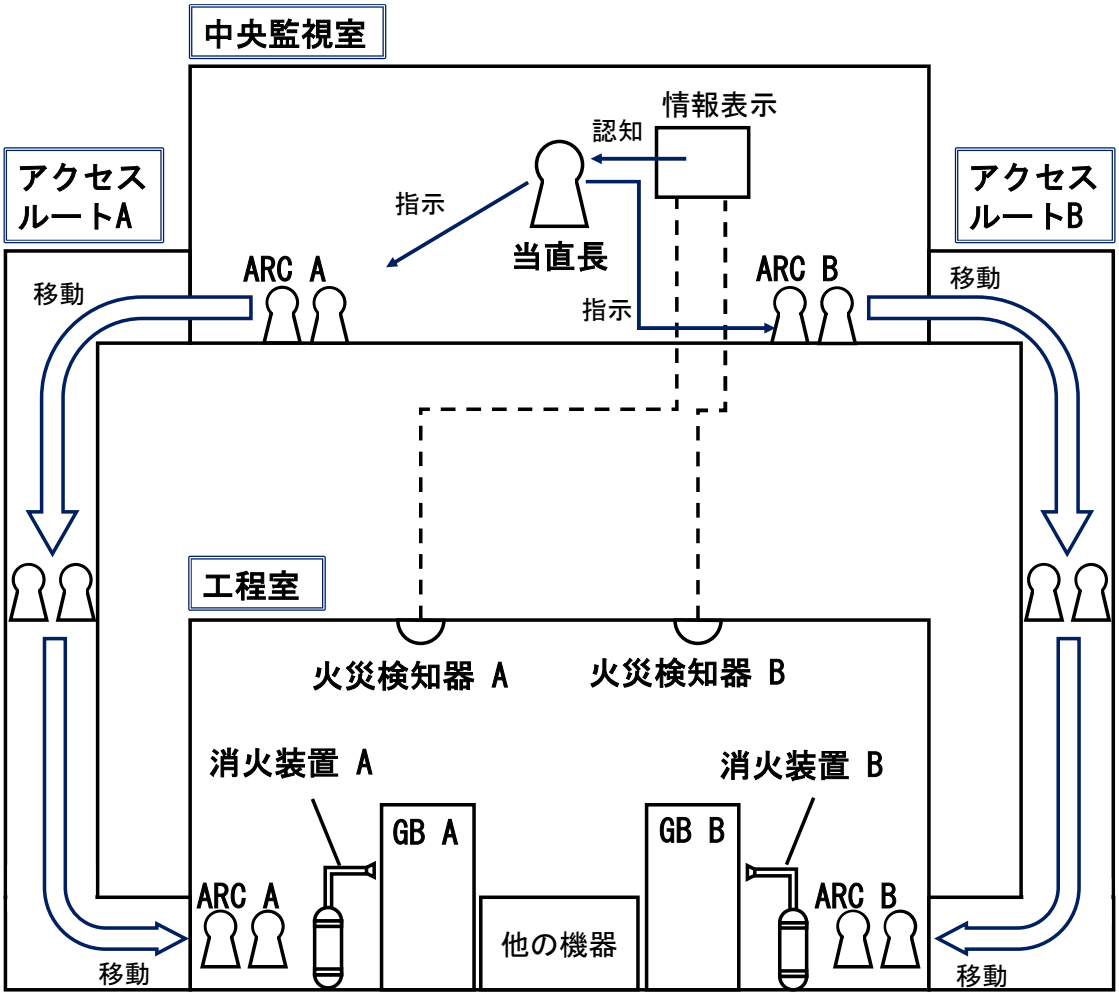
原子力施設は通常、様々な事故に対して複数の対策を講じており、単一の部品の故障や単一の人為的ミスが大規模な事故につながる可能性は低い。しかし、設計基準事故を超える深層防護レベル 4 相当の事故では、複数の機器の故障や人的操作の失敗が同時に発生する可能性が考えられ、そのような状況を考慮して追加の事故対策を講じる必要がある。このような同時発生の失敗の原因の一つとして、大規模地震といった自然災害などの外部事象を考慮する必要がある。

ここでは、仮想的な核燃料加工施設において、地震によって 2 つのグローブボックス（以下「GB」という。）火災が同時に発生することを想定してハザード分析を行った。ただし、簡単のため、登場する機器の操作・人の役割は単純なものとし、事故対処手順も簡単なものとした。**図 3-11** は、システム、機器及び人の配置のレイアウトの概要を示している。ここでは、GB は燃料加工棟の工程室に設置されているものとした。

ここで対象とした例では、従来の STAMP/STPA で対象としている *Action* である、指示・制御、情報のフィードバックに加え、拡張した STAMP/STPA で新たに *Action* の対象に加えた、物理的影響（熱）及び物質の移行（消火剤）を含めている。また、各 *Element* の間では、影響の相互作用及びフィードバックを検討できる体系としている。さらに、火災源を２つ準備することにより、事故の同時発生の影響を検討できる体系としている。このように、本実施例は簡単ではあるが、インタラクション・マルチレイヤ・モデルの有効性の確認として要求される基本的な事項を全て含むものとなっている。

表 3-2　インタラクション・マルチレイヤ・モデルの構成と要求事項

インタラクション・マルチレイヤ・モデルへの要求事項	・　影響の相互作用及びフィードバックを検討できる体系 ・　事故の同時発生の影響
マルチレイヤの構造	・　レイヤ数 ・　レイヤの種類 ・　レイヤ間の接続（（*Action*の矢印で*Element*間を結んだ）ネットワークの構造；*Element*間の相互作用の制御）
レイヤの構造	・　エレメントの種類（人、組織、機器、空間） ・　相互作用の種類（指示、制御、情報伝達、物理的影響、物質の移動；定量化モデルの種類） ・　エレメントの相互作用の構造（*Action*の矢印で*Element*間を結んだ）ネットワークの構造；*Element*間の相互作用の制御）



ARC ： 事故対処要員

図 3-11　グローブボックス火災時の機器及び人の配置の例

3.2.1. 施設情報の収集と分類

施設情報の収集・整理の結果の詳細は省略するが、GB からの火災発生時の対処は以下のとおりとする。

- GB の近くには、当該 GB を対象とした火災検知器（温度検知器）が設置してある。火災検知器は熱により火災を検知する。
- 検知器にて検知された火災の情報は、中央監視室に待機している当直長に送信される。
- 火災の発生を認知した当直長は、中央監視室に待機している事故対処要員に消火の指示を出す。
- 消火の指示を受けた事故対処要員は、アクセスルートを通って工程室に向かう。その際、事故対処要員は当直長に状況を報告しつつ、当直長から指示を受ける。
- 工程室に到着した事故対処要員は工程室内に設置してある消火装置にて消火を行うものとする。

上記の対策手順に加え、地震により 2 つの GB A と GB B から同時に火災が発生したとして、以下の条件を加える。

- GB A と GB B は同じ工程室内にあり、互いに比較的近い距離にあるが、消火等の対応には別々のルートでアクセスしなくてはならないものとする。これらのアクセスルートは、それぞれアクセスルート A 及びアクセスルート B とする。
- GB A 及び GB B のそれぞれの近くには、火災検知器 A 及び火災検知器 B（いずれも温度検知器）が設置されている。
- 火災の発生を認知した当直長は、GB A 火災に対しては事故対処要員 A に、GB B 火災に対しては事故対処要員 B に対して消火の指示を出す。
- 消火の指示を受けた事故対処要員 A 及び事故対処要員 B は、それぞれアクセスルート A 及びアクセスルート B を通って工程室に向かう。
- 工程室に到着した事故対処要員 A 及び事故対処要員 B はそれぞれ GB A 及び GB B のそばに設置してある消火装置 A 及び消火装置 B を用いて消火を行う。

3.2.2. ステップ2：ハザード分析

3.2.2.1. ステップ2-1：各機器に着目したハザード分析

ここでは、個々のハザード分析結果として、放射性物質の環境への漏洩を頂上事象としたFTを作成した。このFTを**図3-12**に示す。FT には爆発による漏洩も含めたが、ここでは簡単のためGB火災についてのみ分析する。以下の**(1)～(3)**にFTの解説を示す。このFTは、**3.2.2.2**で説明されているSSCレイヤを構築するために使用される。

(1) GBでの火災の発生

次のことが想定されている。

- 地震によるGB が損傷するとともにGB 窒素循環装置が機能を失喪失し[1]、さらに空気がGBに流入する。
- その後、GB内の潤滑油を含む部品が損傷し、潤滑油が流出する[1]。
- さらに、損傷した電力ケーブルの過電流による発火により生じた火炎や短絡による火花により、潤滑油が燃焼を始め、その火炎がGBパネルに広がったと想定する。なお、設計基準でのGB火災の発火源の例として、過電流によるGB内のケーブルの発火があり[39]、電源ケーブルの短絡による火花は、地震後の火災の原因の一つと考えられている[40]。また、日本の一般産業では、溶接の火花が潤滑油に引火し、火災が発生した例がある[41]。また、GBを構成するパネルの素材にはアクリル(PMMA)等の可燃性素材が使用されている。

(2) GB消火の失敗

GBの消火失敗の要因として以下を想定する。

- 消火装置の故障：ランダム故障、地震による損傷、火災の熱による損傷等
- 消火作業の失敗：消火装置の操作ミスのほか、現場にアクセスできない、火災の影響（熱や煤煙等）により消火作業ができない等
- 火災規模による失敗：機器は正常で人の操作も正しいが、火災の規模が大き過ぎて消火に失敗

これらの要因については、人的操作や火災からのフィードバックの影響や、もう一方のGB 火災から影響を受けることが考えられるため、FT では十分に事象を表現できず、

STAMP/STPA 手法を用いて分析する必要がある。

(3) 給排気系統停止の失敗

GB に含まれる核燃料物質は、火災による駆動力により、給排気系統を介して環境に漏出する可能性があるため、給排気系統を停止する必要がある。

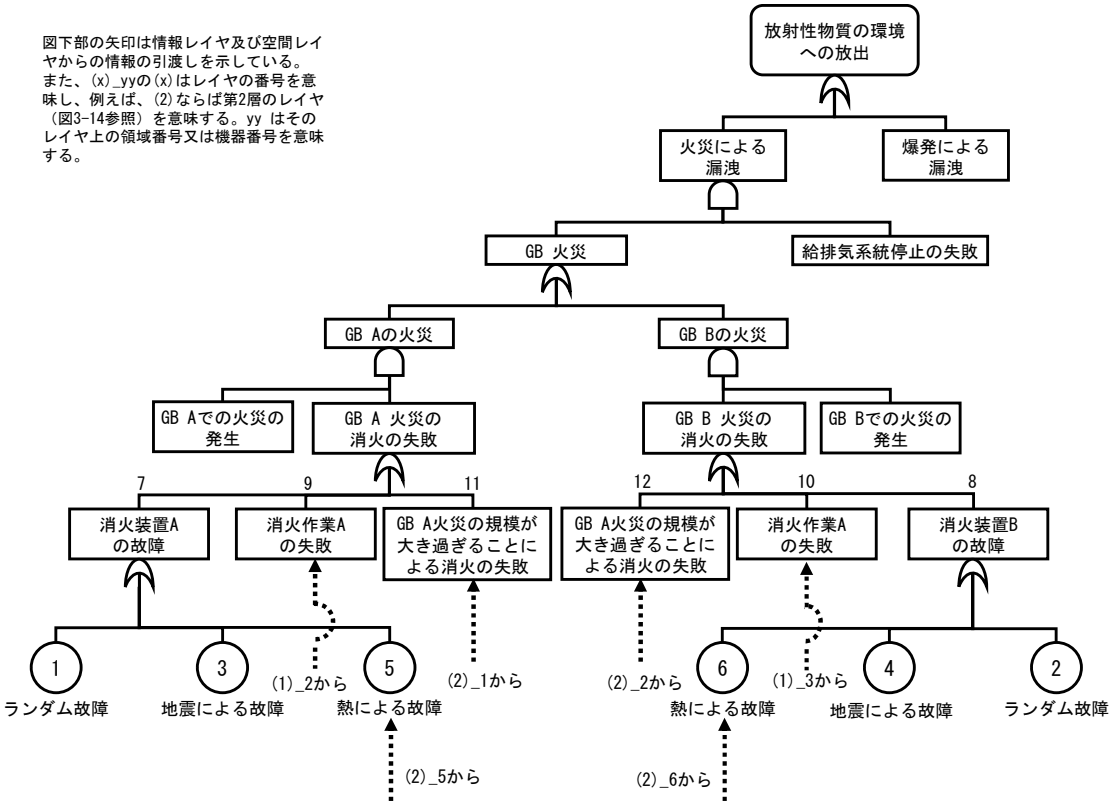


図 3-12　マルチレイヤ（3 層目レイヤ：SSC レイヤ）の例

3.2.2.2. ステップ 2-2：システム全体に着目したハザード分析

(1) 分析範囲の定義

ステップ 1 で得た施設情報を基に、分析対象とする系の範囲を**表 3-3** に示すように定義した。**表 3-3** は、事故に関連する領域、系統及び組織を明確にするとともに、これらに属する機器、物質、人等を定義している。さらに、ここでは火災の熱のみに着目して、これらの機器、物質、人等が影響を及ぼす領域、系統及び組織を抽出し、加えて、影響を受けたこれらの領域、系統及び組織が次に影響を及ぼす機器、物質、人的システムについて、3.1.3.3.2 (1)で説明したステップに従い抽出した。

(2) マルチレイヤの構築

この定義を基に作成したマルチレイヤの例を**図 3-13**（第 1 層）、**図 3-14**（第 2 層）及び**図 3-12**（第 3 層）に示す。

(3) 基本 *Loop* のハザード分析

構築したマルチレイヤから、基本的な *EPL* を抽出した。**図 3-15 で**は、抽出した *EPL* の例として、4 つの *EPL*、即ち *EPL*1 から *EPL*4 を示している。各 *EPL* について以下に述べる。

- *EPL*1：GB A から出火し、その熱が工程室を伝播する。伝播した熱が検知器 A に検知され、工程室の温度情報が当直長に送信される。当直長は事故対処要員 A に消火活動の指示を出し、事故対処要員 A は状況を当直長に報告しながら、アクセスルートを移動する。その際、工程室からアクセスルート A に伝播した熱が、事故対処要員 A に影響を及ぼす。当直長と事故対処要員 A の間でループが形成されているが、GB A との間には *Loop* が形成されていないため、*EPL*1 は *Unclosed Line* であり、このままの状態では GB A の火災を鎮火できない可能性がある。
- *EPL*2：「A」を「B」に置き換える以外は *EPL*1 と同じ。
- *EPL*3：GB A から出火し、その熱が工程室を伝播する。伝播した熱が検知器 A に検知され、工程室の温度情報が当直長に送信される。当直長は事故対処要員 A に消火活動の指示を出し、事故対処要員 A は状況を当直長に報告しながら、工程室にて、消火装置 A を操作し、消火装置 A から消火剤を放出して GB A の火災を消火する。当直長は GB A の消火の状況を検知器 A からの情報と事故対処要員 A の報告により認知する。なお、工程室の熱が事故対処要員 A 及び消火装置 A に影響を及ぼす。本 *EPL* は *EPL*1 の後の

時間ステップに相当する *Line* であり、事故対処要員 A と GB A との間に *Loop* が形成されている。

- *EPL*4：「A」を「B」に置き換える以外は *EPL*3 と同じ。

*EPL*1 と *EPL*3 の時間ステップを明確にするために、GB A 火災の ET ヘディングを**図 3-16** に示す。*EPL*3 について、STAMP/STPA 手法で用いる 4 つのガイドワードを用いて、ハザードを分析した結果の例を**表 3-4** に示す。

(4) 複数事象の相互作用を考慮したハザード分析

基本的な *EPL*1～*EPL*4 から複数事象の相互作用を分析した。ここで述べている例では、組み合わせとして *EPL*1 と *EPL*2、*EPL*1 と *EPL*4、*EPL*3 と *EPL*2 及び *EPL*3 と *EPL*4 の組み合わせがあり、それぞれの組み合わせにおいて、GB A と GB B の火災発生のタイミングにより、さらに複数の組み合わせが考えられた。また、GB A と GB B の火災が独立に発生するシナリオと他の一方に延焼するシナリオが考えられた。

複数事象発生時のシナリオの分析例として、GB A の消火失敗のタイミングで GB B へ延焼し、GB A と GB B で同時に消火活動が行われるシナリオについて分析した。このシナリオの GB A 火災の進展では、**図 3-16** のヘディングで示した時間ステップのように事象が進展し、消火に失敗して、ヘディング 5～8 を繰り返す。

一方、GB B の火災については、GB A の消火失敗のタイミング（ヘディング 5）で、**図 3-16**（但し、「A」を「B」に読み替える）のステップ 0 から事象が進展する。GB A と GB B の消火を実施している *EPL* は、*EPL*3 と *EPL*4 を組み合わせたものとなり、**図 3-17** のように現わされる。**図 3-17** を踏まえ、A 側から B 側、逆に B 側から A 側に及ぼされる影響を分析すると、様々な相互作用と、それに起因するハザードが抽出できる。その分析結果の例を**表 3-5** に示す。

以上、人的操作による影響の事象へのフィードバック、複数事象の同時発生の影響を考慮したハザードの分析手順の実施例を示した。この後のステップ 3 では、事故の発生頻度及び影響を定量的に評価することになるが、その手法の開発は今後の課題であるため、ここでは今後のタスクとする。

表 3-3　分析対象範囲の定義

(a) 領域、システム及び組織に属する機器

事故に関連する領域、系統及び組織		属する機器、物質、人等*
領　域	中央監視室	機器：火災検知器（情報表示） 人：当直長、事故対処要員 A（待機時）、事故対処要員 B（待機時）
	アクセスルート A	人：事故対処要員 A（移動時）
	アクセスルート B	人：事故対処要員 B（移動時）
	工程室	機器：GB A、 GB B、消火装置A、消火装置B、火災検知器A、火災検知器B 人：事故対処要員 A（消火活動時、事故対処要員 B（消火活動時）
系　統*	火災検知器 A	火災検知器 A（工程室側）、情報表示器（中央監視室側）
	火災検知器 B	火災検知器 B（工程室側）、情報表示器（中央監視室側）
組　織	事故対処班 A	当直長**、事故対処要員A
	事故対処班 B	当直長**、事故対処要員B
*　：本稿では、それぞれの領域、系統及び組織に属する機器について、簡単のため、火災検知器及び消火装置のみとする。例えば、通信設備は重要な設備であるがここでは省略する。 **　：当直長は事同一人物とする。		

(b) 機器等から影響を受ける領域、システム及び組織

影響を与える機器、系統及び人等	影響を受ける領域、系統及び組織	備　考
GB A	工程室	・　ここでは簡単のため、GB火災の熱による影響のみを考慮する。 ・　熱は工程室の空間を介して機器、系統及び人等に影響を及ぼす。
GB B	工程室	

(c) 領域、システム及び組織から影響を受ける機器等

影響を与える機領域、系統及び組織	影響を受ける機器、系統及び人等	備　考
工程室	GB A、GB B、事故対処要員A、事故対処要員B、災検知器A、火災検知器B、消火装置A、消火装置B、アクセスルートA、アクセスルートB	GB火災の熱は、一旦、工程室の空間に影響を与え、その影響がさらに機器、系統及び人、隣接する領域（ここではアクセスルート）に及ぶ。
アクセスルートA	事故対処要員A	--
アクセスルートB	事故対処要員B	--

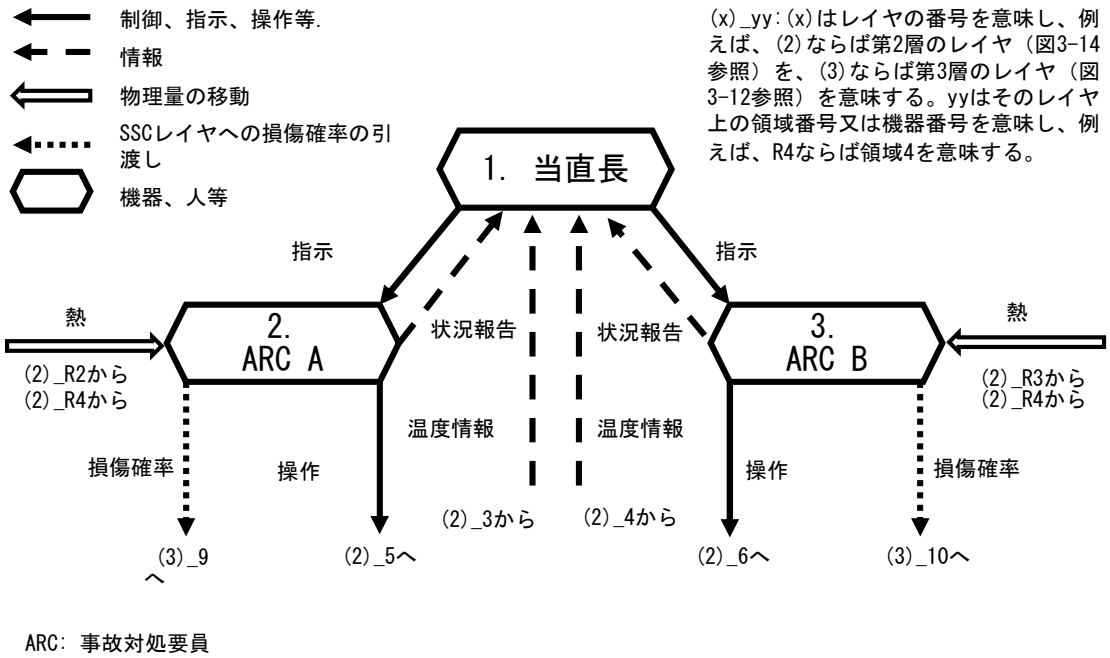


図 3-13　マルチレイヤ(第１層: 情報レイヤ)の例

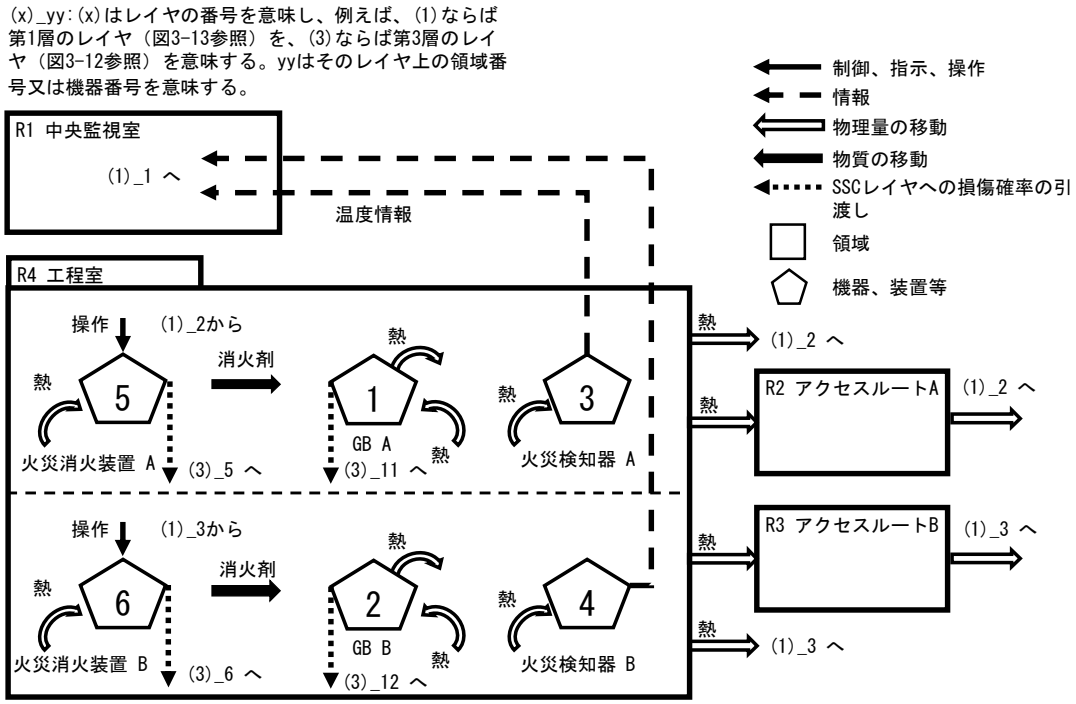
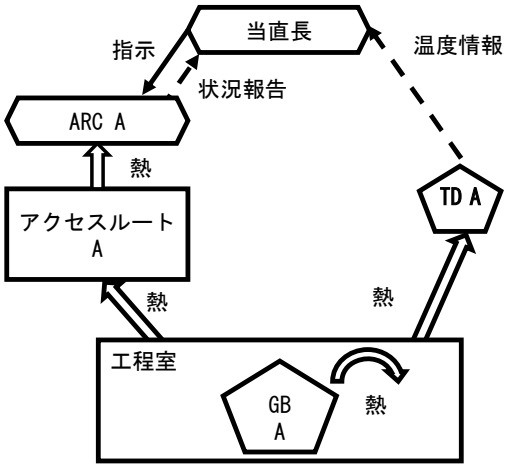
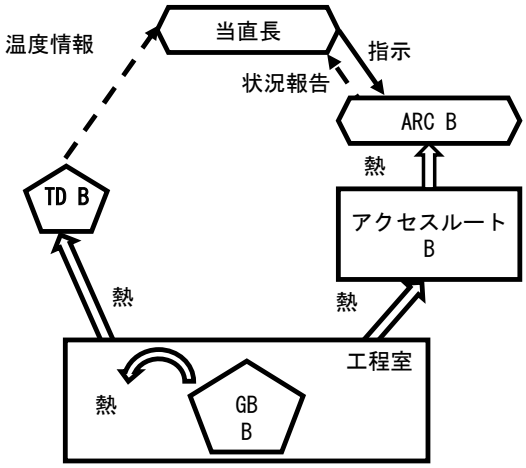


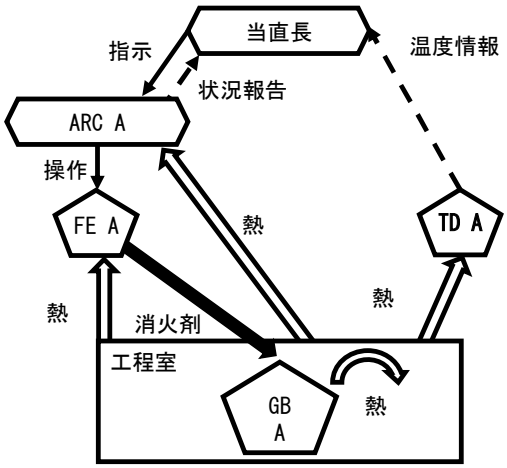
図 3-14　マルチレイヤ(第 2 層:空間レイヤ)の例



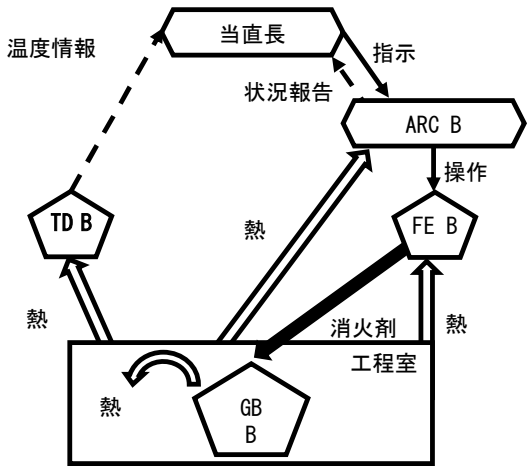
*EPL*1



*EPL*2



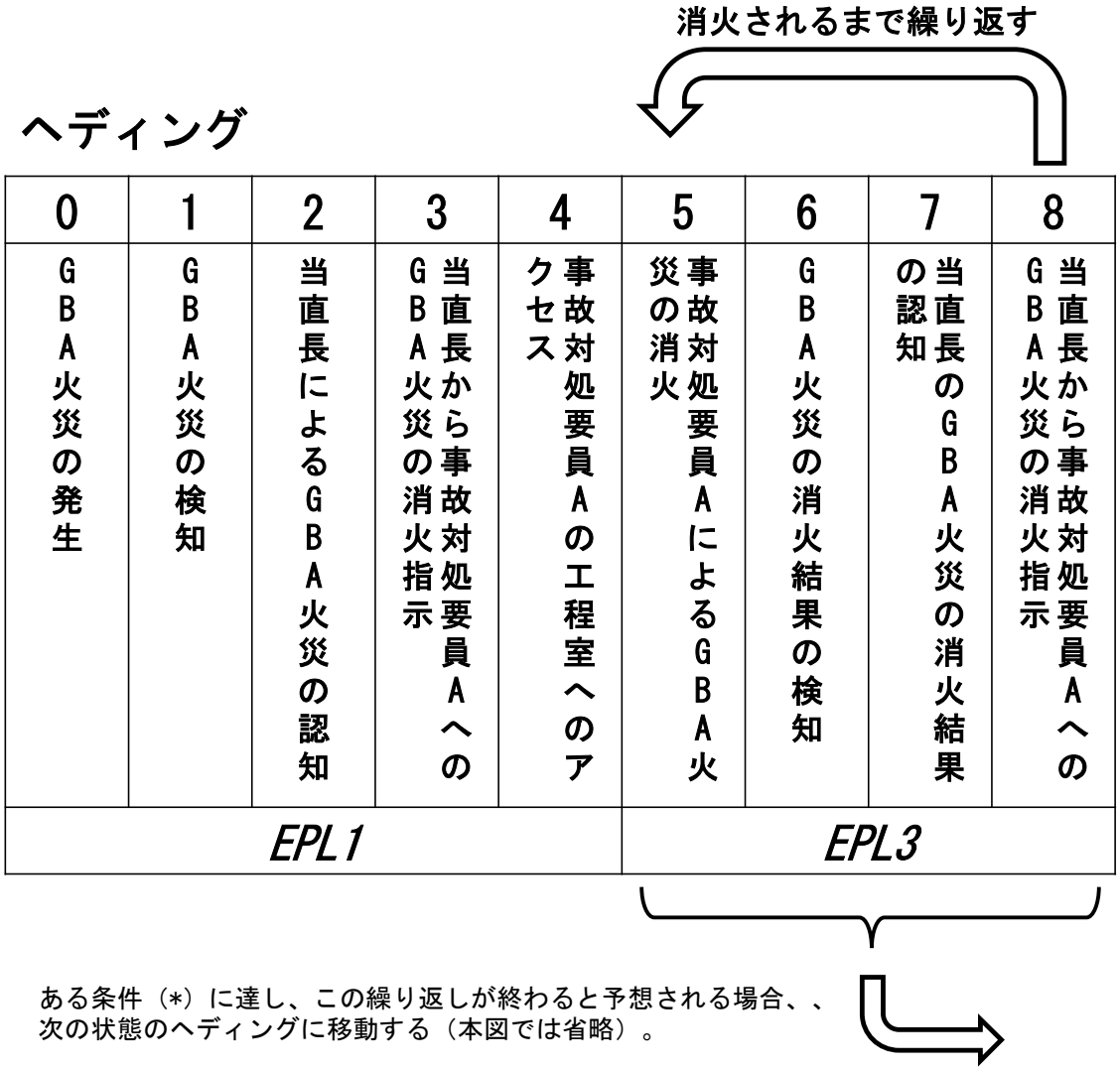
*EPL*3



*EPL*4

FE ： 火災消火装置
TD ： 火災検知器
ARC ： 事故対処要員

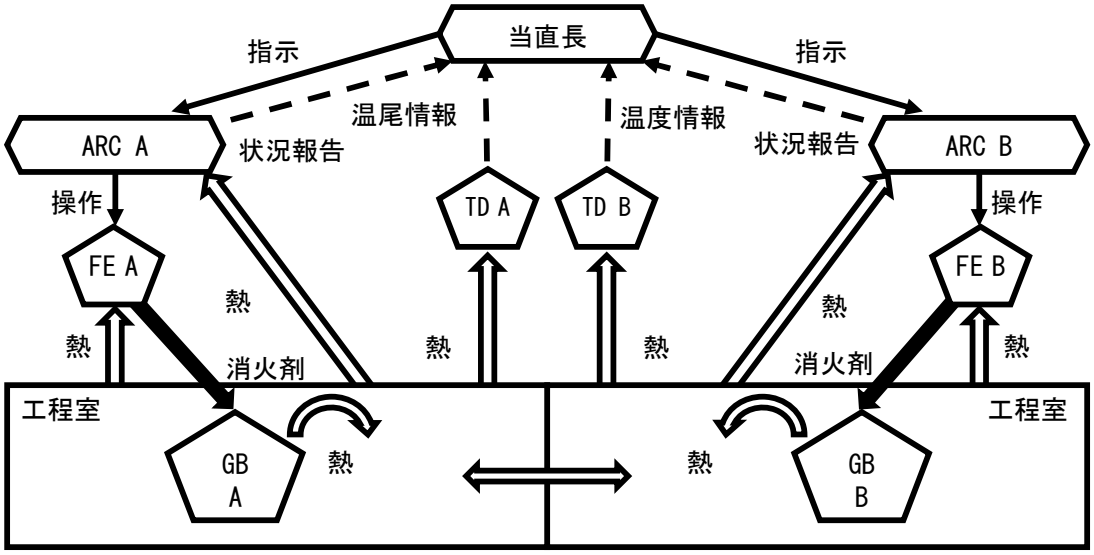
図 3-15　基本的な *EPL* の例



ある条件（*）に達し、この繰り返しが終わると予想される場合、、次の状態のヘディングに移動する（本図では省略）。

（*）例えば、消火が完了した場合、消火が完了していないがループ数が制限に達した場合（制限がある場合）、当直長が指示を出せない場合、機器が故障のために消火できない場合など。

図 3-16　GB_A 火災の ET のヘディングの例



FE ： 火災消火装置
TD ： 火災検知器
ARC ： 事故対処要員

注：この図において、GBの火災から他の機器への熱の影響は、GBの火災が一度、工程室の空間に影響を与え、次に工程室の空間が他の機器に影響を与えるものとして表されている。

図 3-17　複数事象の相互作用のハザード分析の例

表 3-4　*EPL3*に対するハザード分析の結果の例

No.	*Action*	From	To	ガイドワード			
				与えられないとハザード	与えられるとハザード	早すぎ、遅すぎハザード	早すぎる停止、長すぎる適用でハザード
1	GB Aからの熱放射	GB A	PR	---	熱が機器・人に影響を及ぼす。	---	---
2	PRからFDへの熱放射	PR	FD	FD が火災を検知せず。	---	---	---
3	FDからの温度情報	FD	SP	SP が火災を認知できず。	---	温度情報の伝達が遅れ、SPの指示が遅れる。	温度情報の伝達が早く停止するため、SPは火災を認識できない。
4	SPからの指示	SP	ARC A	FEW が行われず。	間違った指示が与えられているため、FEWが遅れる又はできない。	SPの指示が早すぎて（ARCが集まる前に指示が出され）、ARCによる十分なFEWができない。 指示が遅れ、消火活動が遅れる。	SPの指示が長すぎるため、FEWが遅れる。
5	ARC Aからの情報	ARC A	SP	現場の情報が入らないため、SPは指示を出すことができないか、間違った指示を出し、FEWが遅延するか若しくはできない。	誤った情報が報告され、SPの判断が遅れるか、間違っており、FEWが遅延するか若しくはできない。	状況の報告が遅れ、SPの判断が遅くなり、FEWが遅れる。	ARC Aからの情報が短すぎるため、SPは判断できない。 ARC Aからの情報が長すぎるため、SPの判断が遅れる。
6	FE Aの操作	ARC A	FE A	火災が鎮火せず。	誤操作のため、消火ができない若しくは消火が遅れる。	操作が遅れ、火災が進展する、また、消火が遅れる。	操作が長すぎるため、火災が進行し、消火が遅れる。
7	FE Aからの消火剤散布	FE A	GB A	火災が鎮火せず。	---	---	消火剤の散布が短すぎ、消火できず。
8	PRからの熱放射	PR	ARC A	---	熱によりARC Aに影響が及び、過誤や遅れが生ずる。	---	---
9	PRからの熱放射	PR	GB A	---	GB Aに延焼し、破損する。	---	---
10	PRからの熱放射	PR	FE A	---	熱によりFE A が故障し、消火活動を行えない。	---	---

ここで
ARC: 事故対処要員/ SP: 当直長/ PR: 工程室/ FD: 火災検知器/ FE: 火災消火装置/ FEW: 消火作業

表 3-5　GB A 火災と GB B 火災間の相互作用の例

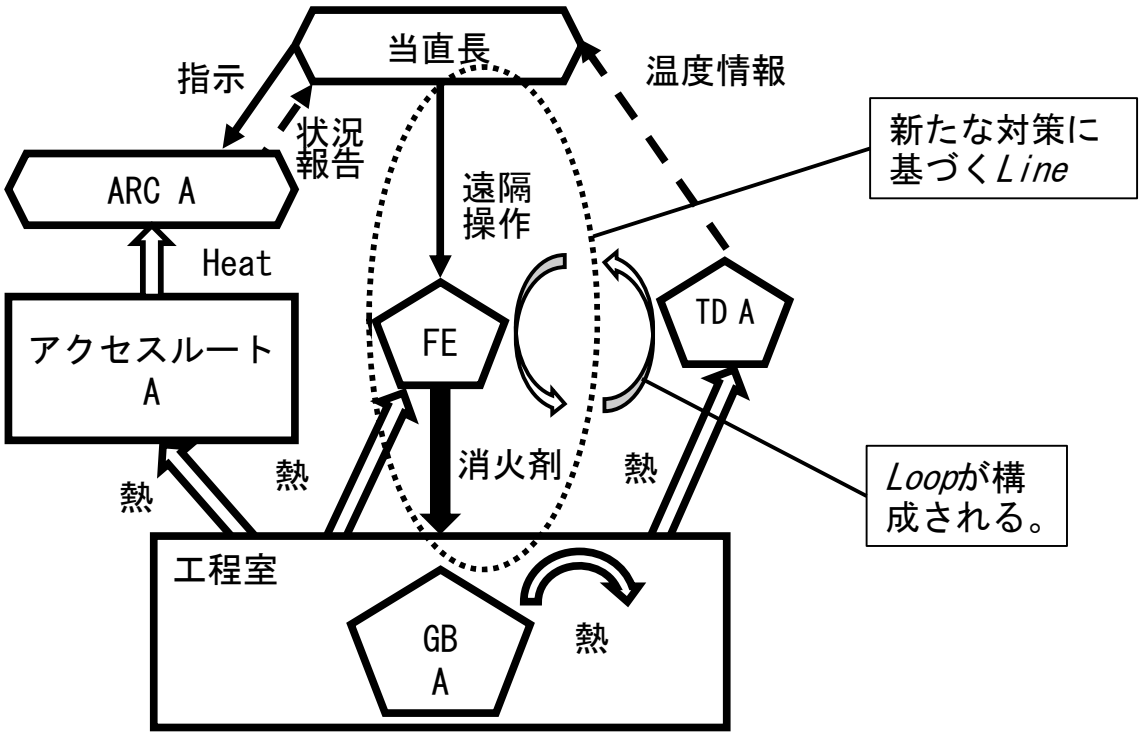
No.	相互作用	ハザードの例
1	当直長のGB AとGB Bに対する処理が同時に行われる。	当直長の負荷が増加するため、 ・　GB A火災の消火指示に誤りが発生する。 ・　GB A火災の消火指示が遅れる。 ・　GB B火災の消火指示に誤りが発生する。 ・　GB B火災の消火指示が遅れる。 ・　GB B火災の消火指示が出されない。
2	GB A火災の熱が、工程室の空間を介してGB Bに影響を及ぼす。	・　GB Bのパネルが熱分解し、GB Bの火災が熱分解ガスによって継続する。
3	GB A火災の熱が、工程室の空間を介して火災検知器Bに影響を及ぼす。	・　火災検知器Bの許容熱容量を超え、故障し、当直長はGB Bの火災を認知できず。 ・　この場合、事故対象要員Bからの報告の重みが大きくなり、事故対象要員Bの操作に過誤や遅れが生ずる。
4	GB A火災の熱が、工程室の空間を介して事故対処要員Bに影響を及ぼす。	・　事故対処要員Bが消火活動を行えない。 ・　事故対処要員Bの消火活動が遅れる。 ・　事故対象要員Bの心理的負荷が大きくなり、過誤や遅れが生ずる。
5	GB A火災の熱が、工程室の空間を介して消火装置Bに影響を及ぼす。	・　消火装置Bが故障し、消火活動を行えない。
6	GB B火災の熱が、工程室の空間を介してGB Aに影響を及ぼす	・　GB Aのパネルが熱分解し、GB Aの火災が熱分解ガスによって継続する。
7	GB B火災の熱が、工程室の空間を介して火災検知器Aに影響を及ぼす。	・　火災検知器Aの許容熱容量を超え、故障し、当直長はGB Aの火災を認知できず。 ・　この場合、事故対象要員Aからの報告の重要性が増し、事故対象要員の心理的負荷が増し、運用に過誤や遅延が生ずる。
8	GB B火災の熱が、工程室の空間を介して事故対処要員Aに影響を及ぼす。	・　事故対処要員Aが消火活動を行えず。 ・　事故対処要員Aの消火活動が遅れる。 ・　事故対象要員Aの心理的負荷が大きくなり、過誤や遅れが生じずる。
9	GB B火災の熱が、工程室の空間を介して消火装置Aに影響を及ぼす。	・　消火装置Aが故障し、消火活動を行えず。

3.2.3. ステップ4：事故対策の検討

3.2.2.のハザード分析に基づいて、事故対策のいくつかの例をここに示す。

3.2.3.1. *Loop*を追加する例

図3-15の*EPL*1は、当直長の指示に従って、事故対処要員Aがアクセスルート A を経由して処理室に向かう途中の状態を示している。この移動中、*EPL*1で火災を終了するように*Loop*が構成されていないため、GB Aの火災が進展する。この火災進展を防ぐために、当直長とGB Aを*Line*で接続して、GB Aの火災を消火する*Loop*の構成を検討する。この考察結果の例として、消火装置Aと、当直長の遠隔操作によるGB Aの消火対策を導入する。この例を**図3-18**に示す。



FE ： 火災消火装置
TD ： 火災検知器
ARC ： 事故対処要員

図 3-18　新しいラインの接続（*EPL1* の改善）の例

3.2.3.2. *Loop*の再構築と負荷軽減の例

図 3-17 は、複数事象の相互作用を考慮したハザード分析の例を示しており、GB A 火災と GB B 火災の *Loop* が構成されている。ただし、この図から、これらの火災による熱の事故対処要員及び消火装置への影響がハザードとして抽出されている。これらのハザードは *Loop* を壊し、GB 火災の消火の失敗または遅延を引き起こす可能性がある（**表 3-4** の No. 8 および 10、および**表 3-5** の No. 4、5、8 及び 9 を参照。）。

これらのハザードに対する対策として、これらの熱の影響を遮断する必要がある。具体的な対策の一例として**図 3-19** では、各消火装置の周囲に断熱壁（**図 3-19** の「IW」参照）を設置している。これらの断熱壁は、消火装置を操作する事故対処要員を熱から保護する。

これらの壁は、事故対処要員及び消火装置への熱の影響を軽減するが、この壁によって消火装置の周囲の温度が許容範囲内であることを直接確認できなく恐れがある。そのため、各消火装置の近くに温度検出器（**図 3-19** の「TD2」を参照）を設置している。

当直長は、このような温度情報に基づいて事故対処要員に詳細な消火指示を出すが、**表 3-5** の No.1 に示すように、GB A 火災と GB B 火災に対処するための負担がかかっている。具体的には、**図 3-17** に示すように、当直長は合計 4 つの情報（事故対処要員からの 2 つの状況報告と 2 つの GB 火災の温度情報）を受け取り、事故対処要員に 2 つの指示を与える。消火装置付近の温度情報を追加すると、さらに当直長に負荷がかかるようになる。当直長の負荷増加への対策として、当直長を支援するスタッフを用意し、温度情報はこのアシスタントによって一元管理することとする。この措置の結果、当直長への温度情報の受信が 1 つに統合され、当直長は合計 3 つの情報（事故対処要員からの 2 つの状況報告と 1 つの GB 火災の温度情報）を受信し、2 つの指示を出すことになる。この対策により処理する情報は増加するが、当直長の負荷は軽減される。ただし、この補助対策を追加すると人為的ミスが増える可能性があるため、安全性が向上しているかどうかを別途定量的に評価する必要がある。このような安全性向上のための定量評価は今後の課題である。

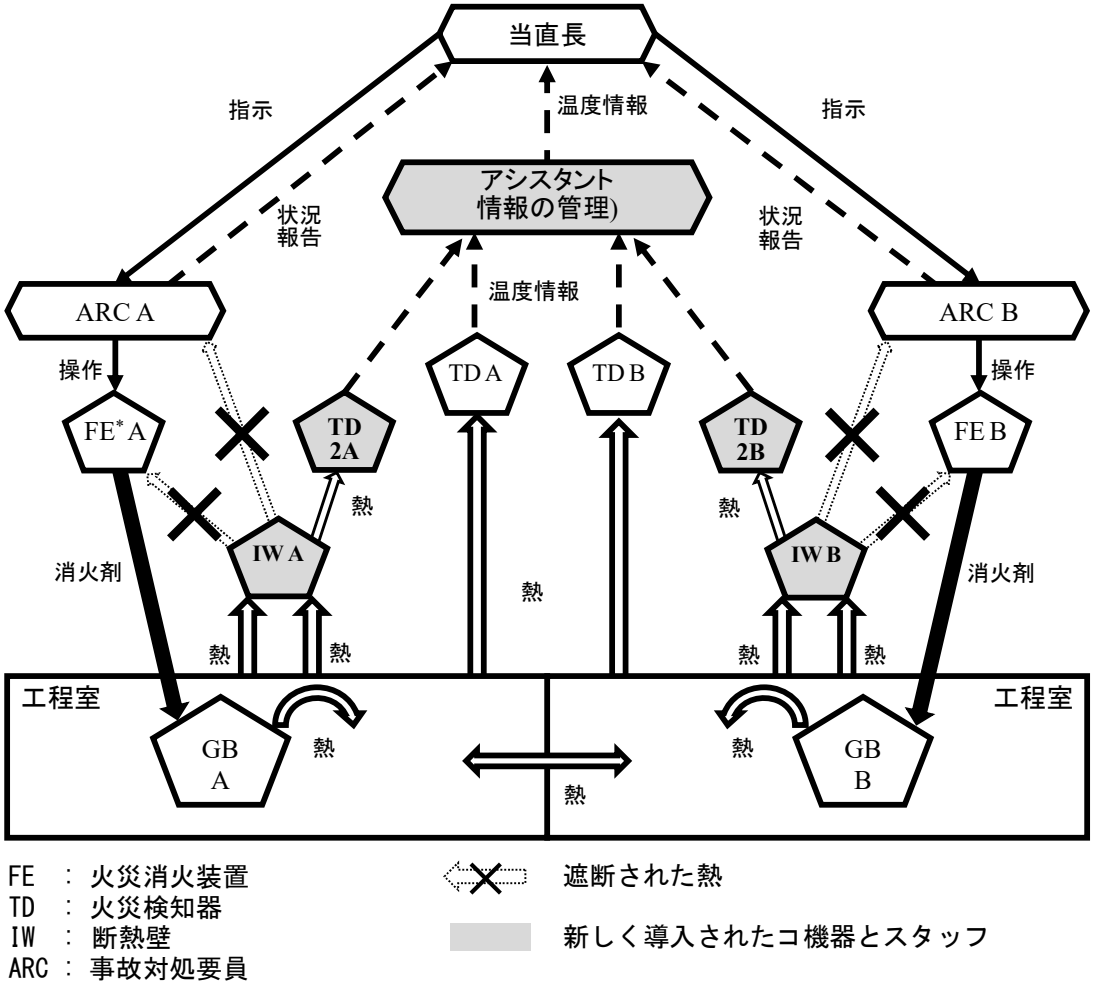


図 3-19　新しい機器と人員の導入による対策の例

3.2.3.試解析のまとめ

この章では、3.1.に示したインタラクション・マルチレイヤ・モデルの有効性を確認するため、簡単な体系に対し試解析を実施し、**表 3-2** の要求事項に示した機能を満たすことを確認した。ただし、本モデルの定量評価は今後の課題であるため、情報レイヤと空間レイヤのみを使用した定性評価のみを実施した。

試解析で用いた実施例では、仮想的な核燃料加工施設において、地震によって 2 つの GB 火災が同時に発生することを想定したハザード分析を行った。簡単のため登場する機器の操作・人の役割は単純なものとし、事故対処手順も簡単なものとした。実施例では、従来の STAMP/STPA で対象としている *Action* である指示･制御､情報のフィードバックに加え、拡張した STAMP/STPA で新たに *Action* の対象に加えた、物理的影響（熱）及び物質の移行（消火剤）を含めた。また、各 *Element* の間では、影響の相互作用及びフィードバックを検討できる体系とした。さらに、火災源を２つ準備することにより、事故の同時発生の影響を検討できる体系とした。このように、本実施例は、簡単ではあるが、インタラクション・マルチレイヤ・モデルの有効性の確認として要求される基本的な事項を全て含むものとなっている。

試解析では、核燃料加工施設における地震による 2 つの GB 火災について、3.1.に示した手順に従い、マルチレイヤの構築、マルチレイヤからの *EPL* の抽出、ハザードの分析を行い、本 GB 火災におけるハザードを抽出することができた。また、その結果から 2 つの GB 火災間の相互作用によるハザードを抽出することができた。

本試解析により、開発したインタラクション・マルチレイヤ・モデルが、簡単な体系に対して、定性的ではあるが、影響の相互作用及びフィードバック、事故の同時発生の影響を評価することが可能であることを示すことができた。さらに事故対策についても、抽出した *EPL* の分析を進めることで、定性的な対策の検討が可能であることを示した。

本稿で実施した試解析は、インタラクション・マルチレイヤ・モデルの簡単な体系における定性的な有効性について示したものであるが､今後は､幅広い有効性を確認するため、**表 3-2** 示したマルチレイヤ及びレイヤを構成する項目について様々な条件でも有効であることを確認する必要がある。この確認は今後の課題であるが、**表 3-2** 示した、ルチレイヤの構造及びレイヤの構造については、SSC レイヤを除き、STAMP/STPA 手法で構築するコントロールループ（**図 3-2** 参照）の構造に帰着させることができるため、定性的にはより複雑な体系に対する適用も可能であることが期待できる。STAMP/STPA 手法は **3** 章の冒頭で述

べたように、様々の分野のリスク評価で用いられており、複雑な相互作用の分析にも活用されている。こ

なお、定量評価についても同様な確認が必要であるが、3.1.3.4.で述べた今後の課題である定量化の検討と併せて確認していく必要がある。

3.3. インタラクション・マルチレイヤ・モデルと他手法との比較

3.2.において有効性を確認したインタラクション・マルチレイヤ・モデルについて、本手法と類似し、体系だったリスク評価手法である Mohaghegh のハイブリッドモデル[23]と、その特徴を定性的に比較することによりインタラクション・マルチレイヤ・モデルの優位性について考察した。

Mohaghegh が考案したハイブリッドモデルは、システムダイナミックス理論とベイジアンネットワーク、イベントシーケンス図とフォールトツリーを統合したリスク評価の体系で、相互作用及びフィードバックのあるシステムのリスク評価を行うことが可能である。なお、文献[23]では主に人間の間の相互作用、特に組織間の相互作用に着目したリスク評価手法としている。

Mohaghegh のハイブリッドモデルの概略図を**図 3-20** に示す。ハイブリッドモデルでは従来の PRA で用いるイベントシーケンス図を構築し、対応するイベントにフォールトツリーを割り当て、システムの PRA モデルを構築する。このフォールトツリーの基事象には、ベイジアンネットワークにより随時更新された確率値を供給する。ここでシステムの PRA モデルは従来の PRA 手法であるため、*Element* 間の相互作用、フィードバックは考慮できる構造になっていない。同様に、ベイジアンネットワークは、有効非巡回グラフであるため、相互作用、フィードバックは考慮できない。このため、ハイブリッドモデルでは、システムの PRA モデル及びベイジアンネットワークにシステムダイナミックスモデルに基づいて構築されたストック＆フローダイアグラムを結びつけて、*Element* 間の相互作用及びフィードバックの影響を考慮できるようにしている。ストック＆フローダイアグラムは、個々の要素に状態変化のモデルを割り当て、システムの PRA モデルの状態を入力とし、そのシステムを構築する機器等の状態を更新するもので、その情報をベイジアンネットワークに引き渡すことにより、基事象の確率値を更新する。**表 3-6** に Mohaghegh のハイブリッドモデルとインタラクション・マルチレイヤ・モデルとの対応関係を示す。

ハイブリッドモデルとインタラクション・マルチレイヤ・モデルの大きな違いは、ハイブリッドモデルはシミュレーションベースのリスク評価モデル[23]であるのに対し、インタラクション・マルチレイヤ・モデルは分析ベースとシミュレーションベースとを合わせたリスク評価手法である。インタラクション・マルチレイヤ・モデルでは、マルチレイヤを構築する際の手順の中で、システムの構成をよく分析して整理することとしているほか、リスク評価の際、STAMP/STPA 手法を用いたハザード分析を実施することとしているため、

シミュレーションを実施せずとも、システムの定性的なリスクを抽出できる。また、*EPL* を分析することにより、事故に対する対策の信頼性を定性的に評価できる特徴がある。さらに、インタラクション・マルチレイヤ・モデルでは、動的な定量評価にシステムダイナミックスシミュレーションの一種であるマルチエージェントシミュレーションを適用することを想定していることから、ハイブリッドモデルと同様、シミュレーションによる定量的なリスク評価が可能である。

このようにインタラクション・マルチレイヤ・モデルは分析ベースのリスク評価が可能であることから、シミュレーションによる動的な定量評価では抽出が困難な、潜在的なリスクを抽出・評価するのに適しているという優位点がある。

なお、ハイブリッドモデルではベイジアンネットワークを用いて機器の損傷確率等の更新を実施しているため、因果律に基づいて前ステップの状態を明確に反映することが可能である。インタラクション・マルチレイヤ・モデルの動的定量評価では、この点を明確に検討していないため、今後の定量化の検討に含めるものとする。

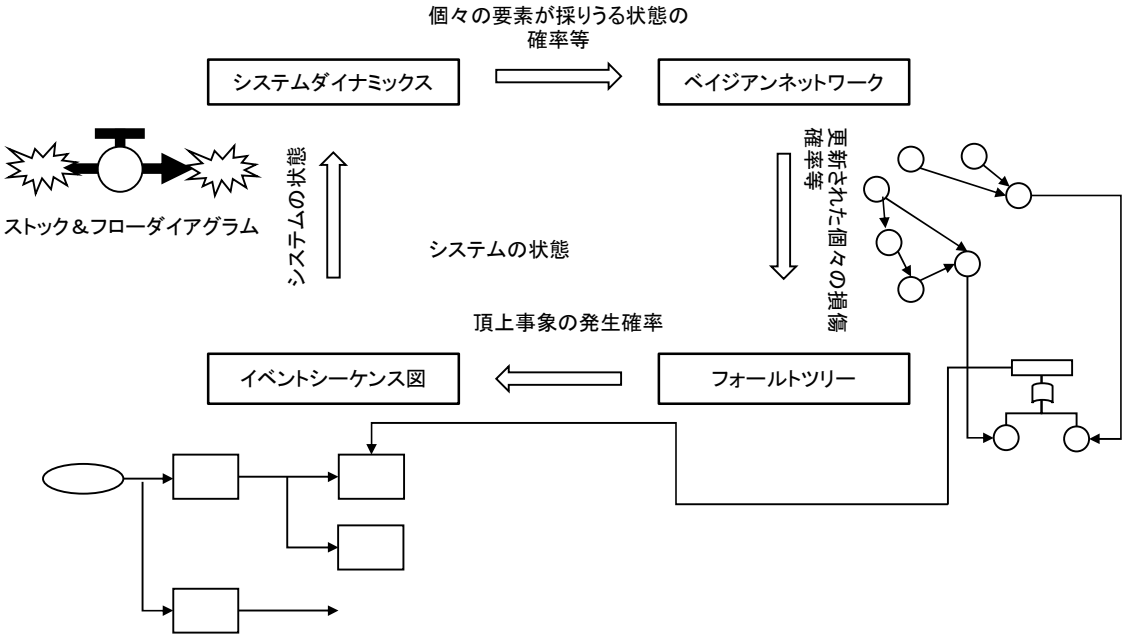


図 3- 20　Mohaghegh のハイブリッドモデルの概要

表 3-6　インタラクション・マルチレイヤ・モデルと Mohaghegh のハイブリッドモデルとの対応

<table>
<tr><th>Mohaghegh のハイブリッドモデル</th><th colspan="2">インタラクション・マルチレイヤ・モデル</th></tr>
<tr><td>イベントシーケンス図</td><td colspan="2">イベントツリー</td></tr>
<tr><td>フォールトツリー</td><td>フォールトツリー</td><td>マルチレイヤ第 3 層</td></tr>
<tr><td>システムダイナミックス</td><td>マルチエージェントシミュレーション</td><td rowspan="2">マルチレイヤ第 1 層～第 2 層（拡張した STAMP/STPA 手法で構築）</td></tr>
<tr><td>ベイジアンネットワーク</td><td>--</td></tr>
</table>

3.4. インタラクション・マルチレイヤ・モデルのまとめ

外的事象による深層防護レベル 4 及び 5 相当の核燃料施設における事故を対象としたリスク評価では、機器故障や人的操作等による影響のフィードバックや、複数事象の同時発生の影響を考慮する必要がある。従来の PRA のハザード分析手法ではこれらを考慮するには不十分であった。

筆者はこのような評価を可能にするため、Leveson が開発した STAMP/STPA 手法を導入した。STAMP/STPA は、システム理論に基づくアクシデントモデルであり、システムを構成する機器間の制御の相互作用の観点からリスクを分析するのに適した方法である。ただし、STAMP/STPA は、「制御」に関する相互作用のみを取り扱い、「物理的な影響」や「物質の移動」といった作用については考慮されていないことから、筆者は STAMP/STPA で考慮する相互作用に、「物理的な影響」や「物質の移動」といった作用を加えることにより、その分析対象を拡張した。また、STAMP/STPA は定性的なハザード分析手法であるため、リスク評価に必要な定量評価手法の構築が必要となる。この課題に対し、筆者は STAMP/STPA に従来の PRA 方法を結びつけたインタラクション・マルチレイヤ・モデルを開発した。さらに、深層防護レベル 4 相当の事故と対策のリスク評価を実行するため、このモデルを用いた一連のリスク評価手順を開発した。

また、本稿では、インタラクション・マルチレイヤ・モデルの妥当性を確認するために、仮想的な核燃料加工施設において、地震により 2 つの GB 火災が同時に発生したことを想定したハザード分析を実施した。この試解析を通し、ンタラクション・マルチレイヤ・モデルを用いることにより、従来の PRA 手法ではできなかった以下の同定が可能となることが確認された。

- 様々な相互作用で構成される *Loop*

  STAMP/STPA 手法の拡張により、制御・情報に加えて、物理的な作用、物質の移動による影響によって結ばれた *Loop* の同定が可能となった。これにより、人的操作による影響のフィードバックの考慮も可能となった。

- 事象間で生ずる相互作用及びハザード

  物理的影響の伝播の考慮が可能となったため、制御や情報のやり取りの観点からは独立した系に対しても、事故時にこれらの系の間に生ずる物理的な相互作用を考慮することが可能となった。これにより、複数事象の相互作用によるハザード分析が可能となった。

- マルチレイヤ上の *Element* 及び伴う *Action*

  マルチレイヤの構築により、STAMP/STPA 手法で作成されたレイヤ上で、様々な *Element* 及びこれらに伴う *Action* が整理され、これらで構成される基本的な事象進展が明確にすることが可能となった。これにより、従来の PRA では分析が難しかった上述のフィードバック及び複数事象間の相互作用の効率的な分析が可能となった。なお、これら *Loop* 及び複数事象間の相互作用を含む事象進展の定量評価で得られた結果（機器損傷及び人的過誤等の発生確率等）を従来の PRA で作成したレイヤに引き渡すことで、システム全体の状態の評価やその状態確率を算出することが可能となる。

- *Element* に係る負荷、事故対策の多重性

  各 *Element* の入出力 *Line* の本数を確認することで、各 *Element* に係る負荷、事故対策の多重性を容易の確認できるようになった。

また、インタラクション・マルチレイヤ・モデルと類似し、相互作用及びフィードバックを考慮でき、体系だったリスク評価手法である Mohaghegh のハイブリッドモデル[23]と、その特徴を比較することによりインタラクション・マルチレイヤ・モデルの優位性について考察した。その結果、インタラクション・マルチレイヤ・モデルは、分析ベースのリスク評価が可能であることから、ハイブリッドモデルに対し、シミュレーションによる動的な定量評価では抽出が困難な、潜在的なリスクを抽出・評価するのに適しているという優位点があることが確認できた。

以上のように、本手法により、深層防護レベル 4 に対応する事故及び対策を対象とした定性的なハザード分析が可能となることが示された。一方、本手法には下記の課題があり、これらは今後検討していく必要がある。

- 複数の事象間の相互作用発生のタイミングの組み合わせの効率的な同定方法

  複数の事故の同時発生に対しては、事故の組み合わせの同定が重要である。事故の組み合わせの同定及び事故シーケンスの展開方法については検討が行われた例がある[42]。

- *Element* 間の相互作用の動的定量評価のためのフレームワークの構築

  そもそも STAMP/STPA 手法は動的ではあるが定性的な分析手法であり、定量評価のフレームワークへの拡張については、STAMP/STPA とシステムダイナミクスモデルやベイ

ジアンビリーフネットワーク、エージェントベースモデリング等の手法との組み合わせが検討された例がある[3、12、23]。特に、筆者は、マルチエージェントシミュレーションが動的定量評価方法の有効な候補であると考えている。

- システム構成の変化に対応した動的定量評価のためのフレームワークの構築

事象進展に伴いシステム構成が変化する場合、その都度マルチレイヤを構築する必要がある。したがって、刻々と変化するシステム全体の構成を動的に定量的に評価するための枠組みを構築する必要があると考えられる。このようなシステムの変化は、状態遷移確率によって分析でき、マルコフ連鎖に基づく DET で表すことができるものと考えられ、インタラクション・マルチレイヤ・モデルと DET を組み合わせることで、システム全体の状態を動的に定量的に評価することが可能になるものと考えられる。

- 時間依存に対する処理及び適用性の明確化

インタラクション・マルチレイヤ・モデルは相互作用のフィードバックの評価をモデルに組み入れているため、*Element* 間の相互作用の計算の中で反復計算が必須となる。その際、数値の発散が生ずる可能性が否定できず、これに対する対処が必要になる可能性がある。これについては、*Loop* の繰り返えし回数を制限するほか、計算上の収束因子を設定する等の工夫が必要となるが、これは上述した *Element* 間の相互作用を制御するフレームワークを構築するなかで検討する必要があることから、今後の課題とする。その際、インタラクション・マルチレイヤ・モデル適用の際の適切性（どのようなリスク評価の体系にインタラクション・マルチレイヤ・モデルを適用するのが有効か或いは有効でないか）も示す必要がある。

- 他リスク評価モデルとの比較による優位性の確認

インタラクション・マルチレイヤ・モデルは従来の PRA で評価困難と考えられる機器故障や人的操作等による影響のフィードバックや、複数事象の同時発生の影響を考慮するために開発したモデルであるが、この点も含めて従来の PRA と比較してどのような優位点があるか明確に示すことは、本モデルを適用するための判断として重要である。このため従来の PRA との比較を実施する必要がある。

また、今回は体系だった評価手法として Mohaghegh のハイブリッドモデルとの比較を行ったが、その他の体系的な評価モデルについてもインタラクション・マルチレイヤ・モデルの優位性を確認するため調査を進める必要がある。さらに、インタラクションモデルを構成する個々のモデルについても同様である。なお、STAMP/STPA 手法では、

効率的で網羅的な分析のため、必要に応じて他の手法と組み合わせることにより力強いツールとなる例が示されている［3、17、21、43］。このような例を踏まえ、上記の課題を解決するには、他の手法と組み合わせることも有効であると考えられ、積極的に他の手法との連携を検討することが必要である。

- より複雑な体系での有効性の確認

  インタラクション・マルチレイヤ・モデルの有効性確認のため、本稿で実施した試解析は、その基本的な機能を確認するため簡単な体系で実施した。このためより複雑な体系で確認を実施する必要がある。ただし、インタラクション・マルチレイヤ・モデルの基礎の一つとなっている STRAMP/STPA 手法は、様々の分野のリスク評価で用いられており、複雑な相互作用の分析にも活用されている。このため、インタラクション・マルチレイヤ・モデルは、定性的にはより複雑な体系に対する適用も可能であることが期待できる。

- 深層防護レベル 5 相当の事故及び対策に対するリスク評価への適用性確認

  インタラクション･マルチレイヤ･モデルは上述した相互作用の考慮できることから、システムの動向を人間に置き換えることで、深層防護レベル 5 相当の事故及び対策のリスク評価に拡張できることが期待される。本稿では深層防護レベル 4 相当のリスク評価について適用性を確認したことから、今後の課題として層防護レベル 5 相当の事故及び対策への適用性を確認する。

3.5. 3.の参考文献

[1] 日本原燃株式会社, ”MOX 燃料加工施設における新規制基準への適合性について”, 資料５(2), 第 238 回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合,” 2018 年 7 月 6 日, http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11285463/ www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/tekigousei/ nuclear_facilities/20180706.html.

[2] J. C. Lee, N. J. McCormick, “*Risk and Safety Analysis of Nuclear Systems*,” John Wiley & Sons, Inc, ISBN: 978-0-470-90756-6 (July, 2011).

[3] N. G. Leveson, “*Model-based analysis of socio-technical risk*,” Massachusetts Institute of Technology Engineering Systems Division Working Paper Series, ESD-WP-2004-08, (Dec, 2004).

[4] N. G. Leveson, “*Engineering a Safer World: Systems Thinking Applied to Safety*,” The MIT Press, ISBN: 9780262016629 (Jan., 2012)

[5] N. G. Leveson and J. P. Thomas, “STPA handbook” (2018), https://psas.scripts.mit.edu/home/get_file.php?name=STPA_handbook.pdf.

[6] (独) 情報処理推進機構技術本部 ソフトウェア高信頼化センター ソフトウェア高信頼化推進委員会, “はじめての STAMP/STPA, ～システム思考に基づく新しい安全性解析手法～,” Ver.1.0 2016 年 3 月, 2016 年 4 月, https://www.ipa.go.jp/files/000051829.pdf.

[7] (独) 情報処理推進機構技術本部 ソフトウェア高信頼化センター ソフトウェア高信頼化推進委員会, “はじめての STAMP/STPA (実践編), ～システム思考に基づく新しい安全性解析手法～,” Ver.1.0 2017 年 3 月, ISBN978-4-905318-51-4, 2017 年 5 月, https://www.ipa.go.jp/files/000059652.pdf. [in Japanese].

[8] (独) 情報処理推進機構技術本部 ソフトウェア高信頼化センター ソフトウェア高信頼化推進委員会, “はじめての STAMP/STPA (活用編), ～システム思考で考えるこれからの安全～,” Ver.1.0 2018 年 3 月, ISBN978-4-905318-61-3, 2018 年 5 月, https://www.ipa.go.jp/files/000065199.pdf.

[9] I. Friedberg, K. McLaughlin, P. Smith, D. Laverty and S., “Sezer STPA-SafeSec: Safety and security analysis for cyber-physical systems,” *Journal of Information Security and Applications*. 2017; 34:183-196 (2017).

[10] Y. Lu, S. Zhang, P. Tanga and L. Gong, "STAMP-based safety control approach for flight testing of a low-cost unmanned subscale blended-wing-body demonstrator," *Safety Science*. 2015; 74:102-113 (2015).

[11] C. K. Allison, K. M. Revell, R. Sears and N. A. Stanton, "Systems Theoretic Accident Model and Process (STAMP) safety modelling applied to an aircraft rapid decompression event," *Safety Science*. 2017; 98:159-166 (2017).

[12] N. Moglesa, J. Padgeta and T. Bosseb, "Systemic approaches to incident analysis in aviation: Comparison of STAMP: agent-based modelling and institutions," *Safety Science*. 2018; 109:130-143 (2018).

[13] R. Apsa, M. Fetissov, F. Goerlandt, J. Helferich, M. Kopti and P. Kujala, "Towards STAMP based dynamic safety management of eco-sociotechnical maritime transport system," *Safety Science*. 2018; 108:59-71 (2018).

[14] S. Williams, "Use of STAMP/STPA to model organizational risk and safety management at cruise and ferry companies," MATEC Web of Conferences, 2019; 273: ICSC-ESWC 2018: 02004 (2019), https://doi.org/10.1051/matecconf/201927302004.

[15] O. A. V. Banda and F. Goerlandt, "A STAMP-based approach for designing maritime safety management systems," *Safety Science*. 2018; 109:109-129 (2018).

[16] M. Ouyang, L. Hong, M. Yu and Q. Fei, "STAMP-based analysis on the railway accident and accident spreading: Taking the China-Jiaoji railway accident for example," *Safety Science.* 2010; 48:544-555 (2010)

[17] G. Faiella, A. Parand, B. D. Franklin, P. Chana, M. Cesarelli, N. A. Stanton and N. Sevdalis, "Expanding healthcare failure mode and effect analysis: A composite proactive risk analysis approach," *Reliability Engineering and System Safety*. 2018. 169:117-126 (2018).

[18] B. Antoine, Systems theoretic hazard analysis (STPA) applied to the risk review of complex systems: An example from the medical device industry," Ph.D. thesis; Massachusetts Institute of Technology (2013).

[19] A. D. Williams, "Beyond a series of security nets: applying STAMP & STPA

to port security," *J Transp Secur*. 2015; 8:139-157. DOI 10.1007/s12198-015-0161-y (2015).

[20] C. YANG, "Software safety testing based on STPA," 3rd International Symposium on Aircraft Airworthiness, ISAA 2013; Procedia Engineering. 2014; 80:399-406 (2014).

[21] X. Meng, G. Chen, J. Shi, G. Zhu and Y. Zhu, "STAMP-based analysis of deepwater well control safety," *Journal of Loss Prevention in the Process Industries*. 2018; 55:41-52 (2018).

[22] Z. Zhou, Y. Zi, J. Chen and T. An, "Hazard analysis for escalator emergency braking system via system safety analysis method based on STAMP," *Appl Sci.* 2019; 9:4530. doi:10.3390/app9214530 (2019).

[23] Z. Mohaghegh, R. Kazemi and A. Mosleh, "In corporating organizational factors into Probabilistic Risk Assessment (PRA) of complex socio-technical systems: A hybrid technique formalization," *Reliability Engineering and System Safety*. 2009; 94:1000-1018 (2009).

[24] Z. Mohaghegh and A. Mosleh, "Incorporating organizational factors into probabilistic risk assessment of complex socio-technical systems: Principles and theoretical foundations," *Safety Science*. 2009; 47:1139-1158 (2009).

[25] E. Hollnagel, "The functional resonance analysis method," (2018), http://functionalresonance.com/onewebmedia/Manual%20ds%201.docx.pdf.

[26] T. Bjerga, T. Aven and E. Zio, "Uncertainty treatment in risk analysis of complex systems: The cases of STAMP and FRAM," *Reliability Engineering and System Safety*. 2016; 156:203-209 (2016).

[27] J. Thomas, "Extending and automating a systems-theoretic hazard analysis for requirements generation and analysis," Ph.D. thesis; Massachusetts Institute of Technology (2013).

[28] M. Rodríguez and I. Díaz, "A systematic and integral hazards analysis technique applied to the process industry," *Journal of Loss Prevention in the Process Industries*. 2016; 43:721e729 (2016).

[29] 大鳥靖樹, 牟田仁, 尾本彰, “アクシデントモデル STAMP を用いた原子力発電所の自然外部事象に対するリスクマネジメントの研究その１：自然外部事象に対する STAMP モデル,” 日本原子力学会 2018 年秋の大会 予稿集, 岡山大学津島キャンパス 9 月 5 日～7 日, p.2011 (2018).

[30] 後藤歌穂、大鳥靖樹, 牟田仁, 尾本彰, “安全解析手法 STAMP/STPA による JCO 事故時の避難分析,” 日本原子力学会 2019 年春の年会 予稿集, 茨城大学水戸キャンパス 3 月 20 日～22 日, p.1N07 (2019).

[31] 日本原子力学会標準委員会, ”原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）: 2013,” AESJ-SC-P008:2013, 2014 年 8 月, ISBN978-4-89047-376-2 C3058 (2014).

[32] 日本原子力学会標準委員会, “核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準: 2018,” AESJ-SC-P011:2018, 2019 年 6 月, ISBN978-4-89047-409-7 C3058 (2019)

[33] Y. Dutuit, E. Chatelet, J.-P.Signoret, and P. Thomas, “Dependability modelling and evaluation by using stochastic Petri nets: application to two test cases,” Reliability Engineering and System Safety 55, 117-124 (1997).

[34] N. Gilbert and K. G. Troitzsch, “Simulation for the social scientist,” Second ed. 2005, Open University Press (2005).

[35] C. Acosta and N. Siu, “Dynamic event trees in accident sequence analysis: application to steam generator tube rupture,” Reliability Engineering and System Safety 41, 135-154 (1993).

[36] C. Smidts, “Probabilistic dynamics: A comparison between continuous event trees and a discrete event tree model,” Reliability Engineering and System Safety 44, 189-206 (1994).

[37] T. Aldemir, “A survey of dynamic methodologies for probabilistic safety assessment of nuclear power plants,” Annals of Nuclear Energy 52 113-124 (2013).

[38] H. Sezen, J. Hura, C. Smithb, T. Aldemira, and R. Denninga, “A computational risk assessment approach to the integration of seismic and flooding hazards with internal hazards,” Nuclear Engineering and Design

355 110341 (2019).

[39] 日本原燃株式会社, “ＭＯＸ燃料加工施設における新規制基準に対する適合性 第 15 条：設計基準事故の拡大の防止,” 第 344 回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合資料 1-7, 2020 年 3 月 19 日, http://www2.nsr.go.jp/data/000305811.pdf.

[40] 総務省消防庁, “地震時における出火防止対策のあり方に関する調査検討報告書, (一財) 消防防災科学センター, (1998). https://www.bousaihaku.com/wp/wp-content/uploads/2017/03/h_all.pdf.

[41] 日本原燃株式会社, “再処理施設前処理建屋における油漏れについて（火災に対する安全確保のための方策等）,” 平成 20 年 6 月 23 日 https://www.jnfl.co.jp/daily-stat/topics/080623-recycle-b01.pdf.

[42] 横塚 宗之, 髙梨 光博, 佐々木　憲明, 山手　一記, “加工施設及び再処理施設に対するリスク評価手法に係る検討 (2)複数の重大事故の同時発生について,” 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集, 2016 年 9 月 7 日～8 日, 久留米シティプラザ, p.2G19 (2016).

[43] A. L. Dakwat and E. Villani, “System safety assessment based on STPA and model checking,” *Safety Science*. 2018; 109:130-143 (2018).

Ⅲ. 結論

2011 年 3 月に東京電力福島第一原子力発電所で発生した事故の教訓を踏まえ、日本では、核燃料施設の安全性の向上や規制について将来的なリスク情報の活用に向けた動きがある。このような背景の下、本研究は、核燃料施設を対象として地震などの外部事象による事故のリスク評価を実施することを目的として、深層防護の観点からリスク評価を実施する上での課題点を明確にし、これを踏まえたリスク評価手法の整備を行った。

地震を誘因事象とした設計基準事故、即ち深層防護レベル 3 相当の事故を想定した場合のリスク評価には、従来の地震に対する確率論的リスク評価手法を適用することが見込まれる。その一方、核燃料施設では、定量的なリスク情報（信頼性データ）を得難く、評価に必要な構成要素の脆弱性データが十分に整備されていないことが想定される。このような課題については、Kennedy の考案した簡易ハイブリッド法を適用する案が考えられるが本手法は、不確かさが大きく、対象とするシステムの構成により過大あるいは過小評価する場合がある。このため筆者は、この不確かさを低減するための改良簡易ハイブリッド法を開発した。開発した改良簡易ハイブリッド法については、その有効性を確認するため試解析を実施した。その結果、試解析で確認した範囲で、従来の簡易ハイブリッド法に見られる過大評価及び過小評価を改善し、簡易ハイブリッド法が持つ不確かさの振れ幅を低減し､地震リスクの評価結果を許容できる範囲に収めることに有効であることを確認できた。

深層防護レベル 4 及びレベル 5 に相当する規模な地震の場合、その地震規模の大きさから複数の事故が核燃料施設やその周辺で同時発生することが想定され、それらの事故が互いに相互作用を及ぼす場合や、機器故障や人的操作による事故への影響のフィードバックが生ずることが考えられる。このため、深層防護レベル 4 及び 5 に相当する事故のリスク評価では、これらの相互作用を考慮できる動的な定量評価手法が必要となる。しかし、従来の PRA 手法は、静的な評価手法であり、このような相互作用を考考慮した動的なリスク評価には不十分である。本稿では、深層防護レベル 4 相当の事故及その対策を対象に、このような評価を可能にするため、Leveson が開発したシステム理論に基づくアクシデントモデル STAMP/STPA 手法を導入した。STAMP/STPA は、システムを構成する機器間の「制御」による相互作用の観点からリスクを分析する方法であるが、「物理的な影響」や「物質の移動」といった作用については考慮されていないことから、筆者は STAMP/STPA で考慮する相互作用に、「物理的な影響」や「物質の移動」といった作用を加え STAMP/STPA が分析で

きる対象を拡張した。このような STAMP/STPA は、定性的なハザード分析手法であるため、定量評価手法の開発が必要となる。この課題に対し、筆者は STAMP/STPA に定量評価に適した従来の PRA 方法を結びつけたインタラクション・マルチレイヤ・モデルを開発した。インタラクション・マルチレイヤ・モデルは、対象とするシステムについて、相互作用に関する動的評価を STAMP/STPA で構築したレイヤで処理し、そこから得た情報を基に静的な定量評価を PRA 方法で構築したレイヤで処理するというモデルである。このモデルを基に、筆者は深層防護レベル 4 相当の事故と対策のリスク評価を実行するためのリスク評価手順を開発した。本手順を用いた試解析により、インタラクション・マルチレイヤ・モデルは、定性的な範囲であるが、複数事象の同時発生の影響、機器故障及び人的操作の影響のフィードバックを考慮したハザード分析に有効であることを確認した。

Ⅳ. 今後の課題

1. 深層防護レベル 1 から 3 の核燃料施設の地震リスク評価の定量化方法

Ⅲ.結論で述べたように、Kennedy の考案した簡易ハイブリッド法が持つ不確かさを改善するため改良簡易ハイブリッド法を開発し、試解析によりその有効性を確認できた。一方、本手法には下記の課題があり、これらは今後検討していく必要がある。

- 改良簡易ハイブリッド法の適用範囲の明確化

  改良簡易ハイブリッド法の補正の効果の大きさは、各機器の HCLPF 耐力及び対数標準偏差のほか、ハザード曲線、フォールトツリーの構造に依存するため、改良簡易ハイブリッド法の妥当性及び適用範囲を明確に示すためには、特に、本稿で述べた試解析では限定された数であったハザード曲線及びフォールトツリーについて、様々なケースによる試解析を行う等、更なる検証が必要である。

- 人的過誤への対応

  核燃料施設においては、事故対策に多くの人的対応が用いられるが、簡易ハイブリッド法の人的過誤に対する処方は Kennedy の経験によるもので、その根拠及び妥当性は明確ではない。このため、改良簡易ハイブリッド法での根拠ある人的過誤評価の取り扱い方法について検討する必要がある。

- 多重故障起因事象への対応

  簡易ハイブリッド法は、地震による機器故障の相関について特段の仕組みはなく、相関がないものとして処理が行われることになる。より現実的な評価を行うためには、機器間の相関性を考慮する必要があるため、相関の改良簡易ハイブリッド法への取り込について検討する必要がある。

2. 深層防護レベル 4 及び 5 の核燃料施設の地震リスク評価の定量化方法

本研究で開発したインタラクション・マルチレイヤ・モデルにより、深層防護レベル 4 に対応する事故及び対策を対象とした定性的なハザード分析が可能となることが示された。一方、本手法には下記の課題があり、これらは今後検討していく必要がある。

- 複数の事象間の相互作用発生のタイミングの組み合わせの効率的な同定方法

  複数の事故の同時発生に対しては、事故の組み合わせの同定が重要である。

- *Element* 間の相互作用の動的定量評価のためのフレームワークの構築

  STAMP/STPA 手法は動的ではあるが定性的な分析手法であり、定量評価のフレームワー

クへの拡張が必要である。STAMP/STPA の定量化には様々な手法との組み合わせが検討された例があるが、筆者は、マルチエージェントシミュレーションが動的定量評価方法の有効な候補であると考えている。

- システム構成の変化に対応した動的定量評価のためのフレームワークの構築

事象進展に伴いシステム構成が変化する場合、その都度マルチレイヤを構築する必要がある。したがって、刻々と変化するシステム全体の構成を動的に定量的に評価するための枠組みを構築する必要があると考えられる。このようなシステムの変化は、状態遷移確率によって分析でき、マルコフ連鎖に基づく DET で表すことができるものと考えられ、インタラクション・マルチレイヤ・モデルと DET を組み合わせることで、システム全体の状態を動的に定量的に評価することが可能になるものと考えられる。

- 時間依存に対する処理及び適用性の明確化

インタラクション・マルチレイヤ・モデルは相互作用のフィードバックの評価をモデルに組み入れているため、*Element* 間の相互作用の計算の中で反復計算が必須となる。その際、数値の発散が生ずる可能性が否定できず、これに対する対処が必要になる可能性がある。これについては、*Loop* の繰り返えし回数を制限するほか、計算上の収束因子を設定する等の工夫が必要となるが、これは上述した *Element* 間の相互作用を制御するフレームワークを構築するなかで検討する必要がある。その際、インタラクション・マルチレイヤ・モデル適用の際の適切性（どのようなリスク評価の体系にインタラクション・マルチレイヤ・モデルを適用するのが有効か或いは有効でないか）も示す必要がある。

- 他のリスク評価モデルとの比較による優位性の確認

インタラクション・マルチレイヤ・モデルは従来の PRA で評価困難と考えられる、機器故障や人的操作等による影響のフィードバックや、複数事象の同時発生の影響を考慮するために開発したモデルであるが、この点も含めて従来の PRA と比較してどのような優位点があるか明確に示すことは、本モデルを適用するための判断として重要である。このため従来の PRA との比較を実施する必要がある。

また、今回は体系だった評価手法として Mohaghegh のハイブリッドモデルとの比較を行ったが、その他の体系的な評価モデルについてもインタラクション・マルチレイヤ・モデルの優位性を確認するため調査を進める必要がある。さらに、インタラクションモデルを構成する個々のモデルについても同様である。なお、STAMP/STPA 手法では、

効率的で網羅的な分析のため、必要に応じて他の手法と組み合わせることにより力強いツールとなる例が示されている。このような例を踏まえ、上記の課題を解決するには、他の手法と組み合わせることも有効であると考えられ、積極的に他の手法との連携を検討することが必要である。

- より複雑な体系での有効性の確認

  インタラクション・マルチレイヤ・モデルの有効性確認のため、本稿で実施した試解析は、その基本的な機能を確認するため簡単な体系で実施した。このためより複雑な体系で確認を実施する必要がある。ただし、インタラクション・マルチレイヤ・モデルの基礎の一つとなっている STRAMP/STPA 手法は、様々の分野のリスク評価で用いられており、複雑な相互作用の分析にも活用されている。このため、インタラクション・マルチレイヤ・モデルは、定性的にはより複雑な体系に対する適用も可能であることが期待できる。

- 深層防護レベル 5 相当の事故及び対策に対するリスク評価への適用性確認

  本モデルは上述した相互作用の考慮できることから、システムの動向を人間に置き換えることで、深層防護レベル 5 相当の事故及び対策のリスク評価に拡張できることが期待される。本稿では深層防護レベル 4 相当のリスク評価について適用性を確認したことから、今後の課題として層防護レベル 5 相当の事故及び対策への適用性を確認する。

謝辞

本論文は筆者が東京都市大学大学院総合理工学研究科共同原子力専攻博士後期課程に在籍中の研究成果をまとめたものです。同専攻准教授牟田仁先生には指導教官として本研究の遂行にあたって終始，ご指導を戴きました。ここに深謝の意を表します。また、同専攻教授大鳥靖樹先生，同専攻教授鈴木徹先生，並びに，早稲田大学理工学術院先進理工学研究科共同原子力専攻准教授山路哲史先生、同専攻教授古谷正裕先生には副査としてご助言を戴くとともに本研究の細部にわたりご指導を戴いきました。ここに深謝の意を表します。本研究は、日本学術振興会科学研究費助成事業からの助成金で実施されました。 助成してくださった日本学術振興会、および助成を受けてくださった東京都市大学に感謝いたします。