

令和 4 年度第 1 回シンビオ研究談話会 報告

辻倉米蔵¹、森下和功¹、古田 泰²、出町和之³、吉川榮和¹

(1:シンビオ社会研究会、2:電力中央研究所 3:東京大学)

「ゼロエミッションエネルギーインフラ構築のための高度 ICT 保全技術基盤の研究」を主旨として、京都大学エネルギー理工学研究所ゼロエミッション研究拠点の令和 4 年度共同研究（課題番号 ZE2022B-41, 研究代表者：吉川榮和、世話人：森下和功）による提案型共同研究に令和 4 年度取り組んだ。その一環で我が国の原子力発電事業におけるリスク情報に基づく保全活動の取り組み状況を把握するため、令和 4 年度第 1 回研究談話会を開催して関係機関の専門家 2 名を招聘し、討議を行った結果をまとめた。

主催： NPO 法人シンビオ社会研究会

共催： 京都大学エネルギー理工学研究所ゼロエミッション(Ze)研究拠点

日時：令和 4 年 12 月 19 日(月) 14:30-17:30 (14:15 会場受付の開始と ZOOM 開設)

会場： 京都大学宇治キャンパス 5 F 本館会議室 (N571)及びオンライン会議

開会の挨拶

14 時 30 分～14 時 35 分

吉川 榮和 シンビオ社会研究会会長

当会は、本年度から京都大学エネルギー理工学研究所ゼロエミッション研究拠点の支援を得て「ゼロエミッションエネルギーインフラ構築のための高度 ICT 保全技術基盤の研究」に取り組んでいます。この研究では ICT 技術により保全技術の高度化をはかることを研究目的としていますが、その研究を実施する上で、京大エネルギー理工学研究所が所有する各種の先端エネルギーに関わる実験施設を利用することが前提になっていて、今年はイオン加速器により材料の劣化挙動を模擬実験する DuET 施設での異常劣化検知診断に係る実験に取り組んでいます。

そのようなエネ理工研実験設備での劣化診断実験の一方で、実際の原子力発電所での保全活動の状況の理解や高度情報処理技術としてリスク解析や AI/ML(人工知能・機械学習)の理解のため、研究談話会の開催を当会の辻倉米蔵副会長を中心に検討しておりました。その結果、我が国の原子力発電事業におけるリスク情報に基づく保全活動の取り組み状況を勉強する機会として本日の研究談話会の開催に至ったわけですが、電力中央研究所の古田様と東京大学の出町先生には年末のご多忙な中を京大宇治キャンパスのエネルギー理工学研究所まで来ていただいて我々のためにご講演をいただけることに厚く御礼申し上げます。コロナ感染がまだ収束しない中会場への参加者は 10 名に制約していますが、Web 参加の方や学生さんを含めて全体で 35 名が聴講しています。それではどうかよろしくご講演の程をお願いいたします。

講演 1

14 時 35 分～15 時 55 分

司会：辻倉米蔵理事

講演題目：「原子力発電所の安全・保全におけるリスク情報活用の経験と今後について」**【講師】** 古田 泰 氏（一財）電力中央研究所原子力リスク研究センター 副所長**【略歴】**1991 年 4 月 関西電力(株) 入社。美浜発電所技術係長、高浜発電所技術課長、電気事業連合会出向などを経て、2013 年 6 月 関西電力(株) 原子力事業本部安全・防災グループチーフマネジャー、2016 年 6 月関西電力(株) 高浜発電所原子力安全統括、2020 年 6 月より（一財）電力中央研究所原子力リスク研究センター副所長。**【要旨】** 原子炉施設、特に商用発電プラントに対する保全活動を含むリスク情報の活用は米国ですでに 30 年を超える経験がある。国内でも同様にリスク情報活用に向けた取り組みは進められているが、福島第一原子力発電所事故を踏まえて、継続的安全性向上における重要な手段として更なる拡大に向け、産業界の取り組みが続けられている。講演では米国、日本での取り組みについて紹介する。**講演のまとめ****①電力中央研究所と原子力リスク研究センターについて**

1951 年末に財団法人として発足した電力中央研究所の研究拠点、組織陣容、予算規模の概略紹介後福島第一発電所事故を契機に 2014 年 10 月に発足した原子力リスク研究センター（NRRC）の設立経緯、NRRC のビジョン、ミッションと組織体制、各原子力事業者と NRRC の役割分担の説明があった。とくに NRRC 設立後 2 年目の 2016 年 7 月に各事業者と NRRC 間の連携をはかるためにリスク情報活用チームが設置されたこと、NRRC が PRA 手法、リスクマネジメント手法の国際的なセンターオブエクセレンスとなってあらゆるステークホルダーから信頼を得るビジョンの下、NRRC のセンター所長に前米国 NRC 委員のアポストラキス博士、顧問に元米国 NRC 委員長にメザーブ博士が就任していること、また技術諮問委員会が年 2 回開催されて技術評価に関わるレターを発行していること、国内の事業者、産業界とは社長層との対話、原子力担当役員層との原子力経営責任者会議、および部長級での技術会議を設けていることの紹介があった。

②リスク情報活用にかかる米国の状況

★米国では、1975 年米国原子力委員会実施の原子力安全研究 RSS（WASH1400 報告書）に始まる確率論的リスク解析が、1979 年の TMI-2 号炉事故を契機として米国の原子力安全規制におけるリスク情報活用の展開につながった。

★講師は講演の冒頭、米国では、安全性とコストのトレードオフの役割を明確にした安全目標、PRA を用いた規制基準である Reg.Guide1.174,個別のリスク情報活用のガイド類の体系化を図 1 のように整理した。

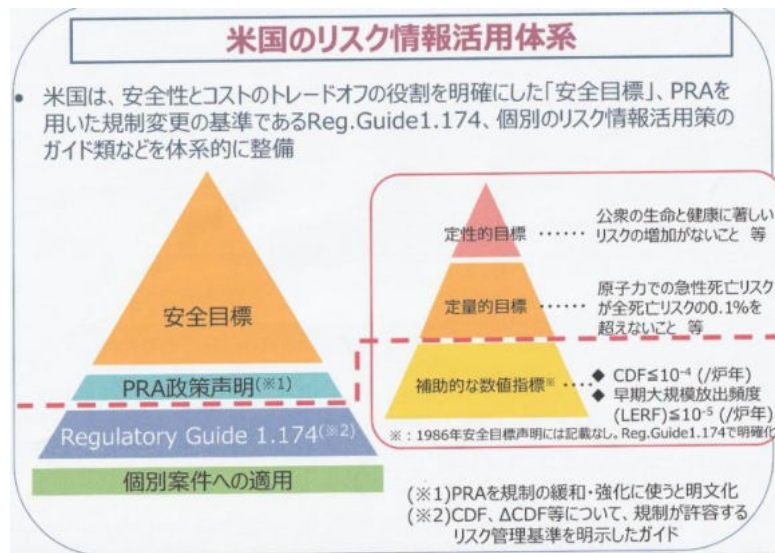


図1 米国のリスク情報活用体系

そして NRC の 1985 年の安全目標および 1995 年の PRA 政策声明を嚆矢とする規制指針の歴史的展開を表にして示した。その後の講師の講演の進行は以下の流れに要約される。

★1975 年の RSS は原子炉のリスクをどのような事故（シナリオ）がどんな頻度で生じ、どんな結果をもたらすかを推定する方法として体系化した。リスクの定量化は、リスク（炉心損傷頻度など点推定値）と、それに付随する不確かさが定量化できることに意義がある。

★RSS で示された小破断 LOCA が最も起こりやすい事故との推定結果は、大破断 LOCA を重大な事故とする通念に反したが、1979 年の TMI 事故は RSS の結果を支持するものだったことから、原子炉安全評価での PRA の有用性の認識が高まった。RSS で使用された方法はその後 1990 年の NUREG-1150 で専門家判断を取り入れるなど新たな方法を取り込んで更新された。

★1980 年初頭から個別の原子炉に PRA が適用され、その結果はより経済的で効果の高い安全対策の導入や避難計画策定の要否の評価に役立った。

★1986 年に公表された安全目標は、「どの程度の安全が、十分に安全なのか」という疑問に対する回答となった。

★1995 年の PRA 政策の声明は、PRA を用いる規制を恒久的な制度にした。

★保守規則は、利用可能性と信頼性のバランスを目指し、リスク情報を用いたパフォーマンスベースの最初の規則である。

★R.G.-1.174 などの規制指針により PRA の利用が促進された。

★民間規格により PRA の標準化がされ、規制がそれを認知することで自らの役割を縮小させた。

★ROP は、事業者と規制当局のリソースをリスクの上で重要な側面に向けさせる効果があった。

③我が国のリスク情報活用

★講師は、図1に示した米国のリスク情報活用体系に対比させて、図2に日本のリスク情報活用体系を示した。そして日本の安全目標の構成は米国に似ているが、規制の活用方針や規制ガイドは、個別案件である原子力規制検査の重要度評価に関わる部分では SDP ガイドがあるものの、米

国の状況に比較すれば改善の余地があると述べた。そして現行の原子炉等規制法でのリスク情報の活用事例、再稼働プラントに届け出が義務化されている安全性向上評価での PRA の適用例、原子力規制検査の重要度評価におけるリスク指標を説明した。

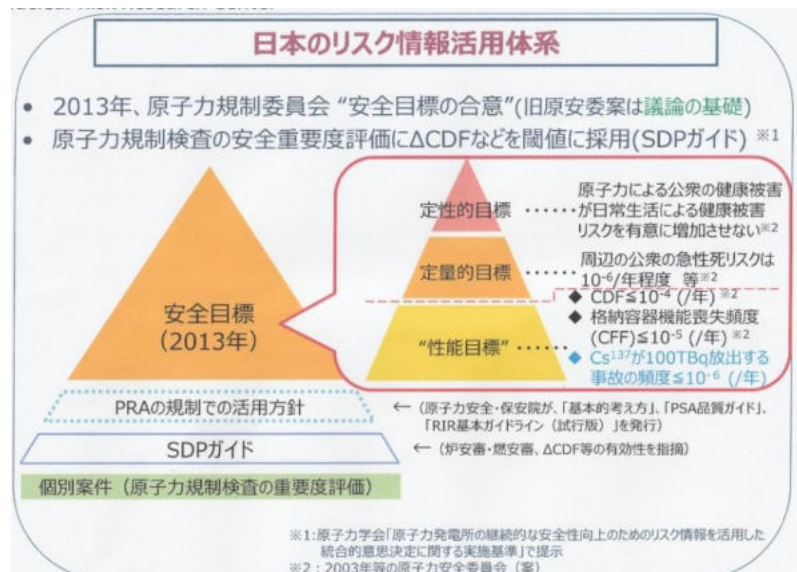


図2 日本のリスク情報活用体系

その後、産業界、NRRC における状況の全般的な紹介があった。全般として以下のように国内状況を要約した。

★福島事故による震災後の原子炉等規制法の中で、リスク情報が活用されているものがあるが、それらは再稼働プラントに適用されるもの、あるいは NRA の確認が必要なものなど事業者全体への展開は途上にあり、リスク情報活用の規制体系全般への展開が期待される。

★学協会での PRA手法などの標準化は着実に進捗している。

★産業界は、リスク情報活用に係るアクションプランを策定し、再稼働状況に応じて各社が基盤整備と実務への適用に継続して取り組んでいる。NRRC は、PRA 技術の開発と基盤整備の支援を行っている。

④安全・安定運転に向けた産業界の取り組み

★安全・安定運転とリスク情報の活用の必要性として、①安全運転のパフォーマンスを継続的に高めることで、安全性の向上、継続的なリスク低減を示し、社会の信頼を回復する、②資源の制約下リスク管理上優先順位の高いものから限られた資源を投入する（最適資源配分）ことを挙げた。

★そのメリットとして、米国では、供用期間中検査によって安全上重要な部位に注力して点検箇所が削減され、運転中保全によって、定検中のクリティカル機器やその他の機器を運転中に保全することで、定検短縮による稼働率の向上と、個々の機器の故障率を下げ信頼性を上げ、予期せぬ発電損失の機会を減少させることが可能になったこと、プラントリスクは全体で考える必要があり、運転中保全により対象機器のアベイラビリティが低下し運転中のリスクを上げるが、定検中のリスクは下がるので、保全時期の調整や代替ないし緩和措置によってリスク管理が図られていることが紹介され、稼働率の向上と安全性・信頼性の維持向上と経済面での正味のメリット

が得られた旨の説明があった。

★以上のような米国での先行例に見習って、現在国内各社は、戦略・アクションプランを定め、フェーズ1ではリスク情報を活用した自律的な発電所マネージメントの高度化、フェーズ2では自律的な発電所マネージメントの継続的改善とリスク情報を用いた意思決定（RIDM）の活用範囲の拡大をはかろうとしている。そしてNRRCではそれを支援するため研究ロードマップを定め、①RIDMの適用拡大をはかれるようにPRA手法の拡大と、意思決定に必要な品質確保のためのPRA高度化をはかるとともに、②発電所幹部、PRAエンジニア、技術系職員の人材育成を支援している。

★講師は、産業界のこのような取り組みへの課題として、①規制体系でのリスク情報活用の位置づけが挙げられた（原子力規制検査での検査指摘事項の重要度評価はその糸口の一例）、また②リスク情報活用に係る費用の回収については、図3に示す商用原子力発電所設備容量の日米推移の比較をあげ、運転期間の上限に加え、プラント再稼働時期、稼働率などの制約を受けることが指摘された。

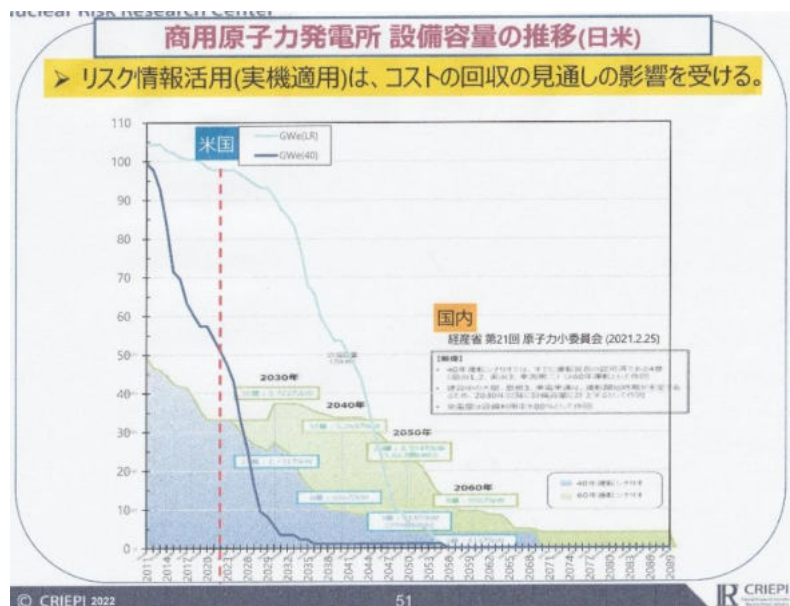


図3 商用原子力発電所設備容量の日米推移の比較

【発表PPT】 [こちら](#)

質疑応答

Q1：最後の図3のグラフの意味がよく分からなかった。縦軸の数字は何を表すのか？赤い線は何を意味するのか？GWe(40)、GWe (LR) とは何を意味するのか？これらを含めてこの図の言いたいことを説明してください。

A1：縦軸の数字は設備容量、赤線は現在の時点、GWe(40)は運転期間40年での設備容量、GWe (LR) (LR: License Renewal) は運転期間認可更新済みの設備容量です（米国では100基程度の方がLRを取得済みだが日本では運転延長がほとんどない）。米国では過去20年間稼働率が90%程度で運転しているが、2022年時点では日本では再稼働している発電所は10基しかなく、稼働率は米国より低い。実際、福島事故以前でも70%程度でした。これではリスク情報活用のた

めに必要な費用を回収できる総額が小さくなり、リスク情報活用のインセンティブが弱くなってしまう。

C：日本には原発があるといっても再稼働が進んでいないから米国と比較して稼働率が低い。原発の再稼働が進まない限り産業界ではリスク情報の活用に必要な資金も得られないということですね。

Q2：P.14のスライドでは、米国でのプラント個別のPSAの実施によって原子力批判派UCSの要求や隣州の避難計画が不要なことの説得性をもった論拠を与えたという意味なら、米国規制のPRA導入は実業界にとっても歓迎できるということですか？

A2：インデアンポイント炉の場合、UCSの要求する設備よりは安いやり方でより高い安全を達成できることをPRAで示して、自らが提案した安全対策を講じました。シーブルック炉の場合は隣州の避難計画が不要なことをPRAで示して認められたものですが、日本では避難計画は規制庁でなく内閣府が担当で、避難計画策定の枠組みが米国と異なることもあり、日本でそのまま適用できるものではありません。

Q3：PRAの方からこういう技術があればこういうことが改善できるということが指摘できますか？

A3：たとえば現在ある部位の検査技術がないとか精度の限界から、PRA評価でその部位の故障率を保守的に仮定していることがあれば、その部位のための検査技術の開発が必要ということと言えます。またPRAで不確実性の範囲が示されますが、その不確実性に寄与する原因は分かるので、その点の不確実性を下げることにつながる技術があれば役に立つといえますが、いずれにしても現時点でPRA側からこの技術が必要との具体的な提案があったかどうかは知りません。

Q4：PRAの評価を保全の改善などの妥当性に活用することはあるが、既存の技術の適用を前提として検討されることもあるものと思います。新技術を適用することで改善が図れるのであればPRA改善のために新技術を導入することが有ってもよいのではないのでしょうか。

A4：PRA評価側のニーズとして保全の新技術を考えた時、評価に役立つシーズとしての保全の新技術があるのか、私もそれには興味がある。そういうものがあれば使いたいと思う。

Q5：人間の要因についてはどうしているのか？

A5：PRAでは人間の信頼性の評価法（HRA）で考慮しています。福島第一事故以前は、事故対応は中央制御室の運転員による対応で完結しており、それ専用のHRAが存在し使われていました。福島第一事故以降は、事故時に現場で（運転員ではない）保修員がシビアアクシデント対策の対応を行い、現場の対応者は事故対策本部からの指示で動くので、中央制御室とは異なる評価が必要となっておりNRRCではそのための評価方法を開発しています。先生のご指摘は保全作業の信頼性が機器の故障につながるという観点だとすると、機器の故障自体は故障率のなかに人的要因も含んだ保全作業の信頼性が含まれていますので、保全の方法が変わると機器の信頼性に影

響が生じる可能性は考えられ、NRC の R.G.-1.174 の 5 つの判断要素では、リスク情報を基に保全方法（点検対象の変更など）を変えた後どのように影響を監視するかが 5 番目の項目として含まれています。

Q6：その HRA では平均的な人的過誤率を用いるのですか？ばらつきはどうするのですか？

A6：標準的な値が、対応者のストレス、判断の時間余裕などに応じて決められており、それを用いる。人によるばらつきは評価上、モンテカルロ法を用いて評価している。

Q7：（PRA 上の）教育訓練はどうしているのか？

A7：NRRC では、各社の PRA に関係する要員の教育訓練にも注力して行っているが、PRA のモデルには各社の教育訓練の違いが組み込まれておらず、評価できるわけではない。

研究談話会後に追加した質問事項とその回答

Q8：P.19 での機器が待機除外される保全のリスクとは具体的にどういう意味ですか？

A8：P.49 に記載した運転中保全により、運転中に、本来、待機（スタンバイ）状態にあるべき機器が保修のため待機除外されることで当該機器の機能を果たさなくなるのでその機器が PRA の評価で考慮されている安全機能を持っていると、CDF（炉心損傷頻度）などのリスクが増えることを意味しています。NRC では、運転中に多くの機器が待機除外される（当該機器の availability が 0 になる）ことで、運転中保全をしない場合よりも、リスクが増えることを懸念して、そのリスク評価を事業者が義務付けたものです。ただし p.19 記載のように PRA を必須とした訳ではありません。

Q9：P.20 から P.22 に説明の一連の規制指針は PRA の活用によって何を保証しようとしているのですか？また統合的意思決定とは具体的にはどういうことなのですか？

A9：一連の規制指針は 1995 年に NRC が規制に PRA を適用することを決めたもので事業者からの PRA を用いた規制案件が申請された際に、NRC の職員（審査者）が一貫した判断を行うため、行政官の規制判断のよりどころを与えるものとして策定されたものです。また、統合的意思決定（Integrated Decision Making）とは、P.21 の図のように、リスク情報が 4 項目目に入っても、従来決定論で行政判断が行われたときから存在する「深層防護概念」や「安全余裕」といった基本的な概念も使って、リスクの数値的情報だけではなく、その他の要素も考慮して（それらの概念を統合して）、NRC 職員が意思決定（申請案件の認可可否の判断）をすることを意味します。

Q10：P.23 から P.25 に出てくる「配管セグメント」は配管をどのような考えで分割するのですか？またその「カテゴリー」とはどういうものですか？

A10：RI-ISI においては、「配管セグメント」とは、評価対象とする系統（ISI の検査対象となる系統を含む）について、セグメントを以下の観点から分割することを意味します。

①そのセグメント内では、起こりうる劣化メカニズムが同じで、そのセグメントのいずれの部分

での破損も生じる影響が同じである。

②配管が分岐・合流する場所、配管系が変わる場所、配管上の弁のある場所は、セグメント境界とする。

③破損確率が大きく異なる部位は別のセグメントとする。

また P.25 の「カテゴリー」とは、「配管の破損可能性」(大・中・小)と「配管破損影響」(大・中・小・なし)の2つの評価軸からなる「リスクマトリクス」を構成する、 3×4 、計12の「カテゴリー」(マトリクスの一つ一つのマス目)に評価対象部位が分けられるものです。

Q11: 米国と日本の比較した説明の全般についての質問ですが、福島第一事故の前、どうして日本の規制は当時の米国規制のやり方やその PRA 適用を採用しようとしなかったのですか? 当時日本では炉心溶融事故に至る可能性に対する対策の検討に PRA を利用することはやっていたように記憶しているのですがその辺の事情はなぜ書いていないのですか? また米国では保全の合理化にいわゆるリビング PSA を活用しているようですが、日本では福島第一事故以前から現在までリビング PSA にはあまり取り組んでいないように見えますがどういう状況でしょうか?

A11: P.30 に記載の通り、原子力安全・保安院は、リスク情報を規制に適用するにあたり「基本的考え方」、「PSA 品質ガイド」、「RIR 基本ガイドライン (試行版)」を発行し取り組みを始めていました。その最中に福島第一事故がおこり、以後規制当局の規制案件は再稼働審査に重点が置かれてきています。

旧原子力安全委員会がチェルノブイリの事故などを踏まえて事業者の自主的措置としてアクシデントマネジメント(AM)対策を奨励し、事業者も PSA(当時)をおこない AM 対策を講じたことは事実です。今回は震災以降の国内状況に絞って説明しました。ただし、安全目標に関しては、旧原子力安全委員会の決定などを含めて紹介いたしました。

プラントの最新状況を反映する「リビング PRA」の取り組みについては、震災後は、国内プラントの震災前からの PRA モデルが、国際慣行に比肩しうる品質を持っているかという観点から、海外専門家のレビューを受けてモデルを精査し (P.45 「パイロットプロジェクト」)、伊方 3 号機、柏崎刈羽 7 号機にて、モデルの高度化とその成果のガイド化を行っています。現在、国内事業者は、最新のプラントモデルや国内機器故障率を適用することの必要性を認識し、再稼働した電力では、新規制基準に対応した重大事故対策設備や特定重大事故等対処施設や、その他の安全対策工事も個別プラントの PRA モデルに取り込みながら、安全性向上評価届出書では最新の PRA の結果 (簡略評価含む) を示しています。

「リビング PSA」ですが、PRA 関係の用語を解説した NUREG-2122 の定義に従い回答しました。すなわち、「リビング PRA とは、現在のプラント設計と運転上の特徴を反映するように維持された PRA」(*)とあります。また、「ダイナミック PRA」という用語もあり、こちらは、「時間依存性の効果をそれらを直接計算機モデルに取り込んで説明する PRA」(**)とあります。こちらは NRRC では研究段階です。なお、両者の関係について同 NUREG の解説では、「プラント構成と運転手順書は連続的に更新され改造され、運転経験が時と共に増加するので、PRA モデルは、構築されたまま、運転される通りのプラントを反映すべく逐次更新される必要がある。その場合、そのモデルは、最新の (up-to-date) (すなわち、現行の) ものであるといわれる。プラントの変更を取り

込み連続的に更新される PRA はリビング PRA と呼ばれる。それに対して、ダイナミック PRA は、事故シーケンスを、自動的に確率論的および決定論的モデルの間の連携を構築することでモデル化し、システム応答と運転員対応の特徴が自動的に PRA モデルのなかで説明されるようにするものである。ダイナミック PRA とリビング PRA は同じではない。リビング PRA では、構築されたまま、運転される通りのプラントを表現するために、必要に応じてプラントの特徴（例えば、設計、運用）の変更を反映して PRA が更新されるものである。」(**)としています。

注：(*)(**) NUREG-2122, p.4-63, (***)NUREG-2122, p.4-10, p.4-35

なお、震災以前は、プラントのリスクを監視する「リスクモニター」を整備する取り組みがなされており、産業界で基礎的な検討は行われていました。震災後は、「リスクモニター」を実機に適用する事例が複数存在しています。国内電力の場合は、米国流の恒常的な運転中保全を行わないので、定検中のプラントリスクを監視することがむしろ重視されていますが、運転中についても行う会社もあります。

Q12：安全目標の日米比較で米国のほうでは CDF と LERF になっているのが日本のほうは CDF と CFF になっているのはどういう理由からですか？

A12： 米国の CDF と LERF は、安全目標(P.15)の内の定量的目標とつながっています。個人的急性死亡リスクの「補助的な数値指標」(P.10)が LERF、社会的ガン死亡リスクのそれが CDF に対応すると理解しています。LERF とは大規模早期放出頻度、すなわち住民避難が間に合わない中で大量の放射性物質が放出される頻度ですが、日本の CFF は格納容器という構造物が破損の時期を問わずに機能喪失する頻度なので、LERF よりも大きい値となります。日本では、リスクを大きく評価することが「保守的」と考えられ、CFF を採用したものと理解していますが、本来、原子力規制が公衆の安全を防護するためのものと考えれば、一貫性の観点からは LERF を使う方が論理的・合理的であると言えます。

米国では当初から規制当局は PRA といい、米国産業界は PSA と称していました。日本では震災前は規制・産業界とも PSA と称し、震災後共に PRA を使っていますが、リスクを評価する（その結果をもとに改善方策につなげる）のか、安全を評価する（安全であることを証明する）のかは、このあたりの指標の選定にも影響していると古田は考えています。

Q13：P.42 で SSHAC プロセスとはどういう意味ですか？またハザード・フラジリティ評価とはどういうものですか？

A13： SSHAC は Senior Seismic Hazard Analysis Committee（上級地震ハザード解析委員会）の略です。この委員会での議論が、地震ハザード評価に係る方法論として NUREG にまとめられています。地震 PRA では、地震ハザードが必要となり、「確率論的地震動ハザード（PSHA: Probabilistic Seismic Hazard Analysis）」を個々のサイトで評価する必要があります。米国では PSHA 検討に関する主要な検討内容の不確かさの取り扱いについて、検討項目・検討手順を定めた SSHAC ガイドラインが NUREG-2117 として制定されており、ここに定められたプロセスを SSHAC プロセスと称しています。

次の NRRC の報告書が、大部な原典を分かりやすくまとめているのでご参照ください。

<https://criepi.denken.or.jp/hokokusho/pb/reportDetail?reportNoUkCode=O15008>

また、SSHAC については、国内電力の震災後の PRA にかかる取り組みの金字塔である、四国電力の伊方 SSHAC プロジェクト（「地震ハザード評価」にかかわる取り組み）に言及せざるを得ません。次のサイトでは、1400 頁の報告書が全て公開されています。

https://www.yonden.co.jp/energy/atom/safety/sshac_project/index.html

また、そのサイトに「伊方 SSHAC プロジェクトの意義」がまとめられており、「4. SSHAC ガイドラインの意義」にも SSHAC ガイドラインの意味合いが示されています。

https://www.yonden.co.jp/assets/pdf/energy/atom/safety/sshac_project/significance.pdf

次いで「ハザード・フラジリティ評価」は、「ハザード評価」と「フラジリティ評価」をまとめ総称したものです。それぞれの定義は以下の通りです。地震などの外部事象に関する PRA 評価では、これら二つの評価の上で、事故シーケンス評価（事故シナリオを特定し、シナリオの確率を評価する）を行うのが一般的な PRA 評価の流れとなります。

「ハザード評価」（Hazzard Analysis）については、NUREG-2122*を引用して私訳します。

注*NUREG-2122, p.4-50

「ハザード評価」とは、「自然現象を含む潜在的なプラントへの脅威と、典型的には過酷度と関数として、その蓋然性を評価するためのプロセス」であり、「PRA では、具体的なハザードの性質や原因を特定し、特徴づけることが重要である。ハザードは、施設に何らかの脅威を与える事象や自然現象を意味する。PRA で評価される典型的な外部ハザードの例には、外部洪水、強風、地震、外部火災が含まれる。ハザード評価は、評価されるハザードに対して異なる過酷度の発生頻度を評価するために行われる。ハザード評価の結果は、その後、PRA の入力として用いられ、それらのハザードがリスクにかかわるかが検討される。」

一方、アメリカ機械学会/アメリカ原子力学会 PRA 標準(第 2 版) では、ハザード評価は、『(例えば、地震による地盤揺動を特徴づける最大地盤加速度)ハザードの強度のある特徴的な尺度の様々なレベルでの予想される（ある特定の時間間隔を越える）超過頻度を決定するプロセス。評価の対象期間は、しばしば 1 年とされ、その場合、評価されたものは、年超過頻度と呼ばれる。』とあります。

次いで「フラジリティ評価」（Fragility Analysis）についても、NUREG-2122*を引用して私して引用します。注*NUREG-2122, p.4-46

「フラジリティ評価」とは、「与えられた機器、系統や構造物がある強度のハザード事象の発生の下で機能を停止する蓋然性の評価」であり、「PRA では、フラジリティ評価では、外部ハザードの影響に感受性がある機器、系統と構造物を特定し、それらのフラジリティ・パラメータを評価する。これらのパラメータはその後、ハザード事象のある強度レベルでの機器、系統及び構造物のフラジリティ（機能喪失の条件付確率）の計算に用いられる。フラジリティ評価は、ある外部ハザード事象の発生に伴うすべての機能喪失メカニズムを考慮する。フラジリティ評価が、外部洪水ハザード、火災ハザード、強風ハザード、地震ハザードあるいはその他の外部ハザードに用いられるかどうかといえば、それは事実である。例えば、地震事象においては、アンカー破損、構

造破損、そして系統間相互作用は、考慮されうる損傷メカニズムのいくつかである。」

Q14：古田様のご講演では、PRA 適用の利点として、内部事象・自然災害・人為災害での重大リスク事象の生起確率の平均値だけでなく、そのばらつきの評価が得られること、就中その上限値が得られることを挙げられていましたが、そのばらつき評価には重大リスク事象をもたらす個々の起因事象、個別的なトラブル事象の生起確率とばらつき(分散)のデータが必要と思われます。NRRC ではこの辺のデータベース構築についてはどのようにされていますか？（個々の基本故障事象の生起確率については、正規分布や対数正規分布などの確率分布の分布形を仮定してデータを与えないとモンテカルロ計算も出来ないと思いますが、どのように仮定されているのか？）

A14：通常 PRA の世界では、対数正規分布を使用しています。（データを作る最初の段階では、事象に応じた確率過程（ポワソン過程など）を考えて行いますが、最終的に PRA 用のデータとしての仕上がりは、対数正規分布になります。）

内部事象の場合、起因事象は、発生事例を基に統計処理する場合と、フォールトツリーを構築し故障率から当該起因事象の発生頻度を算出する場合がありますが、いずれも平均値とばらつきをセットで求めます。

自然災害に係る発生頻度は、「ハザード評価」の中で、災害の規模（過酷度）とその超過確率を求めます（「ハザード曲線」として表示されます）が、その場合も平均値とばらつきを含めて求めています。このような平均値とバラツキの求め方には一定の方法論が存在するので、NRRC が研究で取り扱う PRA モデルでは、既存のデータを基に多くは自ら作成して評価を行っています。

なお、現行 PRA では人為災害は扱っていません。

講演 2

16 時 10 分～17 時 30 分

司会：森下和功理事

講演題目：「原子力保全と核セキュリティのための AI 技術応用」

【講師】出町 和之 氏 国立大学法人東京大学工学系研究科原子力専攻准教授

【略歴】1992 年 3 月 東京大学工学部原子力工学 卒業、1994 年 3 月 東京大学大学院工学系研究科システム量子工学専攻修士課程修了、1997 年 3 月 東京大学大学院工学系研究科システム量子工学専攻博士課程修了、1997 年 4 月 東京大学工学部附属原子力工学研究施設（現・工学系研究科原子力専攻）

【要旨】原子力分野は、他産業に比べて AI や深層学習の導入に後れをとっている点が否めない。その理由としては、厳しい規制要求のために新たな取組みに及び腰になることに加え、AI をどこに導入し、どのように運用し、またどのようなメリット・デメリットがあるのかが判然としないこともあるだろう。今回の講演では、原子力への AI 応用の例として、原子力保全および核セキュリティのための AI 技術の開発例を紹介する。



講演のまとめ

講師の出町先生は、自分は保全より核セキュリティの研究に長らく取り組んできているから現在ロシアのウクライナ侵略で現実の脅威になっている核セキュリティ問題から紹介したいと前置き

して、出町先生が取り組んでいる核セキュリティ脅威の検知に関する研究の紹介から講演をスタートした。次いで DX(Digital transformation)への世界と我が国の取り組みを解説し、とくに原子力分野の DX 問題を論じ、新たな AI を駆使する核セキュリティ DX 構想への取り組みを紹介した。以下講演の流れにそって要約する。

①核セキュリティと保全のための AI 技術

★原子力安全、核セキュリティ、核不拡散の枠組みの説明

原子力技術と核物質の平和利用という目的は共通だが、その使命と対象、手段の違いを図4に示す。

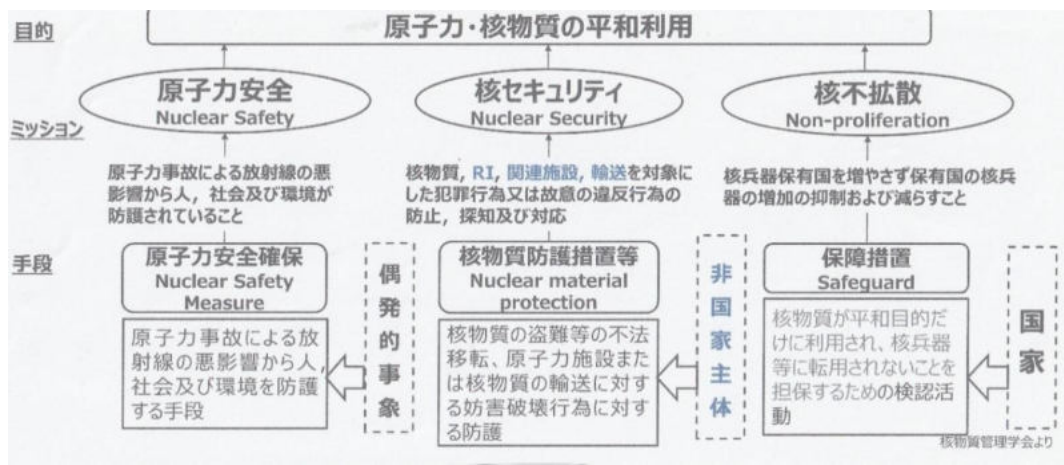


図4 原子力安全、核セキュリティ、核不拡散の枠組み

★変遷を続ける核セキュリティの新たな脅威を図5に示す。



図5 変遷を続ける核セキュリティの新たな脅威

★出町研における新たな脅威のための検知研究

物理的防護の4段階(抑止→検知→時間稼ぎ→対抗)を図6に示す。

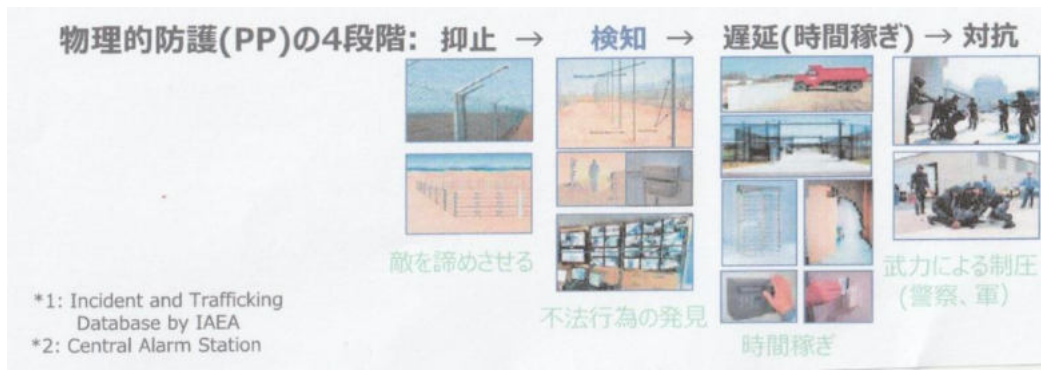


図6 物理的防護の4段階

★出町研では図6の検知に注目し、内部脅威者への対策（悪意者の行動を画像認識で検知）、サイバー攻撃への対策（ネットワーク層→制御層→物理（機器）層の3層構造で構成されるサイバー空間で物理層での新たな早期検知）、スタンドオフ攻撃への対策（ドローンやロケットランチャーによる施設の長距離遠隔攻撃を防止のためドローンの飛来前のスタンドオフ攻撃者を画像検知）を進めてきている。

★出町研での検知技術研究での手法の発展を図7に図示する。初期には主成分分析、画像処理、線形解析でモデル駆動型、それが多様な状況に対応するため徐々にAIを導入してデータ駆動型に発展してきた。図7中の①、②、③、④の具体的方法は発表PPT中に掲載されている）。

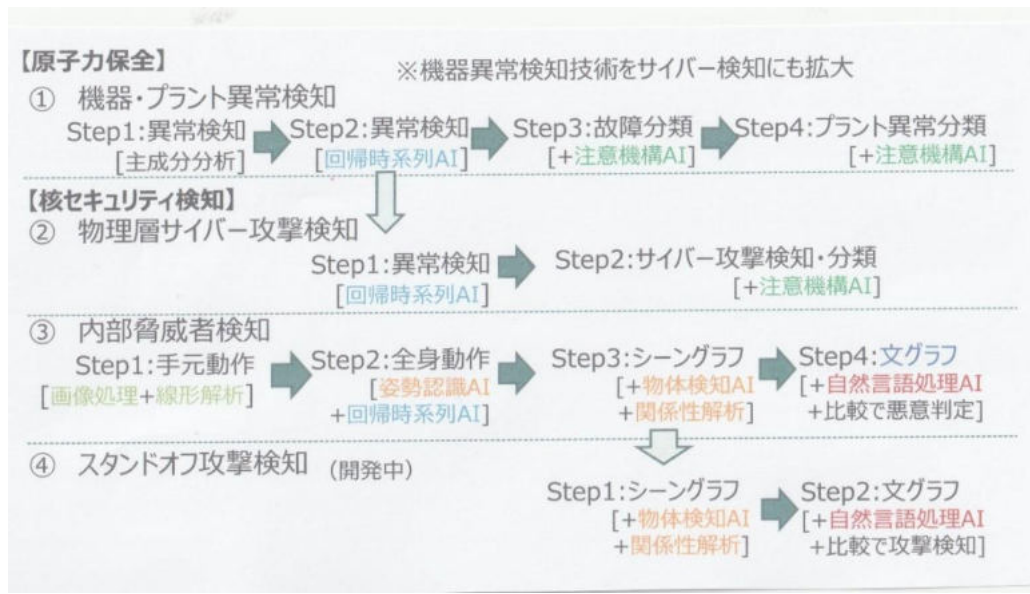


図7 出町研での検知技術研究の発展

②Society5.0 と DX(Digital Transformation)

Society5.0 とは我が国内閣府の提唱する狩猟社会、農耕社会、工業社会、情報社会に続く新たな社会。DX とはいわゆるデジタル革命のこと。ここでは Society5.0 と DX の様々な定義とイメージ、国際比較を紹介している。

③原子力 DX とは？

上記の Society5.0 と DX を原子力発電に当てはめてどんなイメージが描けるかを東大原子力専攻（専門職大学院）の学生に、ブレインストーミングしてもらった結果を、各企業で実施している既にあるものとまだ無いものに分類して紹介。そして資源エネルギー庁の令和 3 年度原子力基盤強化事業に反映したことを紹介するとともに、米国 DOE の LWR 研究・技術開発プログラムと対比し、国内原子力業界の現状への悲観的見解に対して日本こそ原子力 DX 開発の素地があると鼓舞している。

④原子力 DX の課題とその解決策は？

ここでは日本における原子力 DX の課題として規制対応、情報セキュリティ、人材不足、開発予算をあげてそれぞれの対策を述べている。とくに開発予算については原子力事業界が大学と連携して 10 兆円ファンドを活用することを提案している。

⑤トップダウン型原子力 DX と核セキュリティ DX（案）

出町先生は、五月雨式に下から個々の小さい課題を DX 化するボトムアップ方式では Society4.5 に過ぎないとし、Society5.0 に適合するトップダウン型原子力 DX の全体概念として、「強化学習 AI に原子力プラントのあらゆる情報を学習させ、経営要求に対して強化学習における報酬を設定して意思決定を自動化させる」という方式を提起している。強化学習とは教師在り/なし学習とは異なる深層学習であり、自ら試行錯誤を繰り返し、適切な制御方法を学習していくものである。出町先生はこの全体概念によって、前掲の図 7 の①、②、③、④の手法を、プラントシミュレータ、机上演習、レジリエンス指標と結びつけて、図 8 に示すような BDBT(想定を超える脅威)への最適対応案を提示するシステムを提案した。

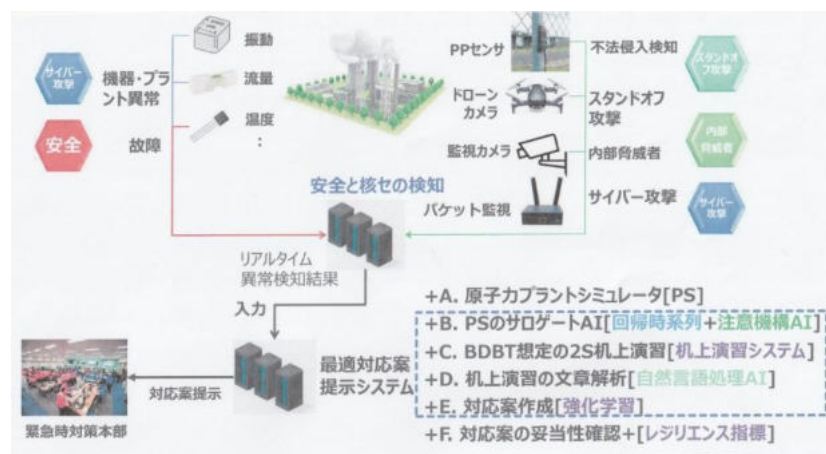


図 8 BDBT(想定を超える脅威)への最適対応案を提示するシステム

出町先生は、この提案後、2022 年 3 月ロシア軍がウクライナのザポリージャ原発を攻撃する事態が起こったことを述べ、現在、研究室の学生諸君が手分けして図 8 中の A～F を研究中とのことである。(破線で囲った B,C,D,E の個々の方法説明と、全体システムのアルゴリズム構成と学習時および実用時のイメージについては発表 PPT に示されている。)

【発表 PPT】 [こちら](#)

質疑応答

Q1: サイバーセキュリティ関係では研究内容を公開するのはヒントを与えていわば敵に塩を送ることにならないか？

A1: そういう面もある。今回使用した水処理システム SWAT の件ではデータがすでに公開されているが、原子力では同じわけにはいかない。機微データについては取り扱いに一層気を付ける。

Q2: ぜひ一緒にやってやるというのはどうか？

A2: 規格化を一緒にやってみるのが良いだろう。

Q3: 図8の対応案有効性評価指標で出てくるレジリエンス指標とは何か？

A3: PRA に近いものであるが、単に成功確率を求めるのではなく、各シナリオが失敗を回避する余裕がどの程度あるかを評価する点に特徴がある。

Q4: 想定外の unknown についてだが AI を使うと unknown はどうなるのか？

A4: セキュリティでは安全に比べてシナリオが多岐に渡るため、悩みの多いところだ。机上訓練を通してありとあらゆるシナリオを出来るだけ満遍なく想定するのが現実的であろう。学習済みでなくとも近いシナリオであればある程度の推定は出来る。

Q5: 強化学習では違う方向にいつてしまわないか？

A5: 違う方向というより過学習という問題があり、注意が必要である。

Q5: AI ツールはデータバンク化されて公開されているとのことだったが、どこにあるのか？

A5: WEB 空間に自分でアップするサイトがある。AI 研究者のコミュニティは open な文化になっている。アップする研究者には中国が多い印象である。

閉会の挨拶

17 時 30 分～17 時 35 分

辻倉米蔵 シンビオ社会研究会 副会長

最新の検査や診断システム等をリスク情報に基づく保全を保全現場に展開しつつある原子力発電所の現場に展開し、安全性、信頼性、経済性等の向上に資するという観点から共同研究を進めている。

本日ご講演頂いた「原子力発電所の安全・保全におけるリスク情報活用の経験と今後について」では、リスク情報活用の日米における歴史的変遷からその活用の意義や我が国における制度構築や現場への適用の課題等について認識することが出来ました。

また、「原子力保全と核セキュリティのための AI 技術応用」のご講演では、原発の機械システムの構成と運用に起因する事象（内部事象）に対する安全性の確保だけでなく、自然災害から人為的な要因に対する対策まで含めての核セキュリティ対策に対する接近の仕方の現状を展望する貴会となり、そこへの AI の活用事例として核セキュリティ分野での AI 活用の最新の研究状況を解

説頂きました。今後ますます AI 技術が様々な分野で活用され効果を上げていくことが十分期待できることがよくわかりました。

原子力分野への事業の展開にあっては、常に規制との整合が問題になりますが、規制そのものも技術革新に即して変化していく必要が求められます。

これらのご講演から得た知見を踏まえて、現状のリスク情報に基づく保全を前提としている原子力分野にどのように新しい検査や評価技術を適用していくのか、今後の課題であるように思いました。

本日のお二人の講師の方々にお礼申し上げまして、本日の研究談話会を示させていただきます。本日はありがとうございました。

結 び

当会では、京大エネルギー理工学研究所 Ze 研究拠点に、「ゼロエミッションエネルギーインフラ構築のための高度 ICT 保全技術基盤の研究」と題する新たな提案型共同研究を令和 4 年度に提案し、大学研究者および企業の専門家で共同研究グループを構成して共同研究の実施計画を策定し、本年度はこれまでエネルギー理工学研究所の場を借りた実験として、高調波診断システムによる DuET 施設の電気機器の劣化診断を行いました。

今回の研究談話会では、原子力事業者による原子力発電所の安全性向上のための確率論的リスク解析法をベースとするリスク情報活用により、過大で保守的な安全性に偏することなく、保守性および経済性向上にも目を配る取り組みの現状と課題の展望と、原子力施設の安全性を含んだ核セキュリティ確保への新たな取り組みとして AI や ML の適用に関する大学研究者の先駆的な取り組みの紹介をいただきました。

Ze 拠点支援による本共同研究の代表者としては、今回の研究談話会で得られた知見をもとに、当会自身がこれまで継続的に取り組んできている事業の方向である「先端エネルギー科学への高度 ICT 基盤技術の適用研究」において、次年度の Ze 拠点支援の共同研究の計画にどのように活かしていくかについて、大変参考になった研究談話会でした。御協力いただいた講演者の古田様と出町先生、そして研究談話会の企画実施に当たられた辻倉副会長および森下理事に厚く御礼申し上げます。

令和 5 年 1 月 6 日 シンビオ社会研究会 会長 吉川榮和

講演会場写真



総合司会 辻倉 副会長 の挨拶



電中研 古田氏の講演風景



東大 出町先生の講演風景