

日本原子力学会
「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」
研究専門委員会

活動報告書

令和3年3月

目 次

1. 緒言	1
2. 活動概要	4
3. 活動成果	6
3. 1 レベル1PRA(人間信頼性解析/従属故障/ 故障データ/動的解析を除く)に関する現状認識及び提言	8
3. 1. 1 当該分野の現状の認識	8
3. 1. 2 今後の展開と提言	14
3. 1. 3 PRAに関する全般的な人材育成方針	15
3. 2 レベル1PRA(人間信頼性解析/従属故障/ 故障データ/動的解析)に関する現状認識及び提言	16
3. 2. 1 当該分野の現状の認識	16
3. 2. 2 今後の展開と提言	22
3. 2. 3 PRA 技術或いは技術分野毎の人材育成方針	26
3. 3 レベル2及び3PRA に関する現状認識及び提言	28
3. 3. 1 当該分野の現状の認識	28
3. 3. 2 今後の展開と提言	31
3. 3. 3 人材育成方針	33
4. 結言	34
添付表	35
添付資料	第1～6回専門委員会開催報告

1. 諸言

東京電力福島第一原子力発電所の事故を教訓に、我が国の原子力産業界及び規制行政庁においては、原子力施設に対して高い水準の安全を達成すべく様々な活動を進めている。その中の重要な活動の一つとして、「リスク」を「安全」の指標と捉え、その情報を活用した意思決定に基づいて効果的にリスクの管理(安全性の向上)を図る取り組みが挙げられる。原子力施設の確率論的リスク評価(PRA)は、この取り組みにおいて重要な役割を果たしている。

PRA は、レベル 1 からレベル 3、内部事象、外部事象を含め、原子力施設の設計から廃止措置に至る各段階において多岐にわたる応用が可能な技術である。一方で、実際に応用する場合には、適切なデータやパラメータの設定、目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築、不確かさの評価等、幅広い科学・技術分野の知識を必要とする。この点において、国内外における PRA の応用事例を収集・分析することは、PRA に関連する学術的・技術的知見を習得する一助になると同時に、我が国における PRA 手法の整備及び PRA の応用を進める上で不可欠であると考えられる。

近年においては、プラント状態等との動的なカップリングを取り入れたダイナミック PRA、サイトレベル PRA、リスク集約といった新たな技術の進展や課題が示されている。このような最新知見の有用性を専門家により適時に評価するとともに、得られた情報を PRA に関する研究・開発や実務を行っている組織で共有することは、効果的・効率的な PRA 手法の発展に向けた重要なステップになり得る。

以上の観点に鑑み、現在から将来においてリスク情報の活用に参照される PRA に必要となる技術開発の方針の策定に資すること、並びに PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし、令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した。

なお、本研究専門委員会は日本原子力学会のリスク部会と関連を持ち、連携して活動を行った。

本研究専門委員会では活動期間において以下の活動を行った。

- i. PRA 手法に関する最新知見の調査
- ii. PRA の活用に係わる調査及び課題の抽出
- iii. PRA に関する研究及び PRA の実施を担う人材の育成
- iv. 上記研究活動成果の発信

活動期間は、2019 年 4 月 1 日から 2021 年 3 月 31 日までの二年間とした。

また、成果の公表については、日本原子力学会ホームページ、日本原子力学会春の年会・秋の大会における報告、或いはリスク部会報、ニュースレターにて行う。

本研究専門委員会のメンバーは、学識経験者、国立研究機関、産業界（電力会社、メーカー、エンジニアリング会社）等から確率論的リスク評価における研究や実務を行なっている専門家から構成し、前述の目標を達成するに十分な人材を擁している。また、様々な立場から今後の研究ニーズや将来的な人材育成を検討できるように配慮されている。

本研究専門委員会のメンバーを次ページの表1に示す。

表1 研究専門委員会メンバー

	氏 名	所 属
主査	牟田 仁	東京都市大学
幹事	井手 善広	アドバンスソフト
委員	池側 智彦	日立製作所
	石川 淳	日本原子力研究開発機構
	氏田 博士	アドバンスソフト
	江藤 淳二	三菱総合研究所
	蛭澤 勝三	電力中央研究所
	北田 孝典	大阪大学
	木村 仁宣	日本原子力研究開発機構
	久保 和造	原子力安全推進協会
	佐藤 博之	日本原子力研究開発機構
	新崎 聡司	原子力エンジニアリング
	高原 省五	日本原子力研究開発機構
	竹次 秀一	関西電力
	竹田 敏	大阪大学
	武田 大介	電力中央研究所
	玉置 等史	日本原子力研究開発機構
	當房 拓朗	東芝エネルギーシステムズ、
成宮 祥介	原子力安全推進協会	
増山 大輔	三菱重工	
山野 秀将	日本原子力研究開発機構	

(50音順, 敬称略)

2. 活動概要

「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会では、以下の項目について各委員の知見や調査した結果を持ち寄り、議論を行った。

- i. PRA 手法に関する最新知見の調査
- ii. PRA の活用に係わる調査及び課題の抽出
- iii. PRA に関する研究及び PRA の実施を担う人材の育成

これらに基づく議論の結果は、後述の研究マップの形でまとめた。この研究マップを基に、本委員会として今後の PRA に関する研究や応用の方針を策定し、さらには関連して人材育成について提言するものとし、本報告書をまとめた。

活動期間において、以下に示すように6回の会合を実施した。これらの議論の結果を次章以降にまとめる。

(1) 第 1 回会合

開催日時: 令和元年 7 月 23 日(火) 10:00—12:00

開催場所: JANSI 13 階 第 4 会議室(港区芝 5-36-7 三田ベルジュビル)

出席者: 18 名

主な議題: 委員会の主旨説明, 委員自己紹介・各機関での PRA に係る活動の紹介, 今後の活動に関する議論

(2) 第 2 回会合

開催日時: 令和元年 10 月 18 日(金) 14:00—17:00

開催場所: JANSI 13 階 A 会議室(港区芝 5-36-7 三田ベルジュビル)

出席者: 16 名

主な議題: 第 1 回委員会開催報告の確認, 国内外研究マップの作成に関する議論, 国内外研究マップの作成に関する宿題事項, 次回の委員会(第 3 回委員会)以降のスケジュール

(3) 第 3 回会合

開催日時: 令和 2 年 1 月 29 日(水) 13:30—17:00

開催場所: JANSI 13 階 B 会議室(港区芝 5-36-7 三田ベルジュビル)

出席者: 15 名

主な議題: 第 2 回委員会開催報告の確認, 国内外研究マップの作成に関する議論, 国内外研究マップの作成に関する宿題事項, 人材育成のアイデアに関する議論,

次回の委員会(第4回委員会)以降のスケジュール

(4)第4回会合

開催日時:令和2年6月16日(火) 13:30 ~ 17:00

開催場所:ウェブ会議@Zoom

出席者:18名

主な議題:第3回委員会開催報告の確認, 令和元年度活動報告(案)に関する議論, 研究領域毎のグループ別議論, 今後の活動に関する議論

(5)第5回会合

開催日時:令和2年10月28日(水) 13:30 ~ 16:45

開催場所:ウェブ会議@WebEx

出席者:18名

主な議題:第4回委員会開催報告の確認, 各グループ検討結果を共有し議論, 今後の活動に関する議論

(6)第6回会合

開催日時:令和3年2月24日(水)13:30 ~ 16:45

開催場所:ウェブ会議@WebEx

出席者:18名

主な議題:第5回委員会開催報告の確認, 活動報告書(案)に関する議論

3. 活動成果

本章では、本研究専門委員会の活動成果について述べる。本研究専門委員会が目指す成果物は以下の通りである。

- A) 各委員の現状の知見に基づく近年の研究分野の分類整理とこれに対応した論文リスト、並びに研究マップとしてまとめ
- B) 上記を踏まえた、各分野における今後の研究方針に関する提言
- C) 確率論的リスク評価に関連する分野で活躍する人材の育成方針に関する提言

本研究委員会を立ち上げるに先立ち、各委員の研究領域やこれまでの研究活動を共有するために、委員全員の研究実績を作成した。これを初回の委員会で共有し、2回目以降の委員会での議論の進め方を議論した。その結果、本研究委員会で議論すべきステップおよび論点を以下のようまとめた。

① これまでの研究の整理：

委員全員を研究領域である程度グループ分けし、各々の研究分野における近年（過去 5 年程度とする）実施の研究項目の抽出する。例えば、動的 MUPRA 手法...など。調査対象論文は、PRA に係る国際会議（PSAM, PSA, ASRAM など）および学術論文（JNST, Elsevier の論文誌など）とした。

各委員の研究実績および近年の論文調査結果（論文リスト）を基に、研究マップを作成する。研究マップのサブ分類（複数階層で整理する）を適宜見直しつつ、マップを洗練した。関連する技術分野は、例えば国際会議であればセッションの名称のレベルで分類した。内容については、必要に応じて概要を調査するが、特記すべき論文は区別した。

② 研究課題の整理：

②で作成した抽出した各研究領域における課題の明確化を行った。学会標準の今後の動向（改訂予定など）や各研究機関の研究計画（電中研 NRRC, 原子力規制庁安全研究, JAEA 安全研究）も参考とした。

課題の抽出、明確化においては、各委員の意見を持ち寄り、議論を行うことで整理した。ここでは、課題解決に資する人材の育成の方針についての意見を含んでいる。

③ 人材育成のアイデア

上記③での意見に追加して、次のような論点を出して、自由に議論を行った。

- ・ 現状のリスク研究にかかる技術者、研究者の所属分布、年齢分布（可能であればジャンル別）
- ・ 各機関における人材育成の方針（差し支えない範囲で）
- ・ インターンやサマースクール等の企画の意図

- ・ ASRAM における学生セッションの在り方

議論の際には、議論をし易くするために検討領域を以下の3つのグループに分類した。特にレベル1PRA は、最近5年間の論文調査を行った上での判断ではあるが、比較的論文数が多かった人間信頼性解析(HRA)、従属故障、動的解析等をトピックとして取り扱い、その他の領域とは別個に取り扱った。

- (1) レベル1PRA(人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析)
- (2) レベル1PRA(前述以外の領域)
- (3) レベル2PRA

各グループによって作成された研究マップを添付表3—1～13に示す。各表の内容は以下の通りである。

- ・ 添付表3—1:レベル1PRAに関する論文のうち、火災 PRA, 溢水 PRA, 主に PRA・リスク情報活用に係る論文を除いたもの
- ・ 添付表3—2:火災 PRA に係る論文
- ・ 添付表3—3:溢水 PRA に係る論文
- ・ 添付表3—4～11:不確かさ, 感度解析, リスクの統合, 安全目標, 性能目標, 設計変更, OLM, 設計基準と確率値の統合, 目的とリスク評価の詳細度, 知識不足, 定性分析/評価, PRA のスクリーニング基準に係る論文
- ・ 添付表3—12:レベル2, 3PRA に係る論文(評価手法に係るもの)
- ・ 添付表3—13:レベル2, 3PRA に係る論文(活用に係るもの)

次節以降、各研究領域グループの検討結果についてまとめる。

3. 1 レベル1PRA(人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く)に関する現状認識及び提言

3. 1. 1 当該分野の現状の認識

(1) PRA 技術

内の事象レベル 1PRA(人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く)の技術は、一般的に出力運転時と停止時の運転状態を区別して PRA が分類されているものの、事故の発端となる事象の特性に応じて、発電システムの内部で起きる機器故障及び人的過誤などの内の事象に起因して、評価する指標の範囲として炉心損傷頻度までを評価する目的においては、技術的にほとんど成熟しており、研究開発要素はほとんどないと現状認識を確認した。

また、資源に乏しい我が国では、資源を有効活用する観点で、原子力発電所で発生した使用済燃料から再利用可能なプルトニウムやウランを取り出して、燃料として加工し、もう一度発電に利用する核燃料サイクルを推進していることもあり、潜在的なリスク(公衆や環境への影響の頻度と大きさ)が大きい原子力発電所の PRA 技術の研究開発が優先されるべきではあるが、再処理施設や加工施設などの核燃料施設や原子力発電所の廃止措置に対する PRA 技術の研究開発の重要性についても確認した。

国内外での内の事象レベル 1PRA(人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く)の近年の研究開発に係る動向について調査・確認し、技術的な研究開発を行うことでは、活用する目的を踏まえて取り組むことの重要性を確認した。具体的には、次のような議論があった。

- 数 10%程度の誤差低減を追求するよりも、オーダーエスティメートが重要となる場面が多いことから、様々な要因を想定しつつ、目的を踏まえた合理的なリスク評価手法の検討が重要である。
- リスク評価モデルはより複雑化・高コスト化しており、特に物理パラメータのシミュレーターをモデルに含めて、モンテカルロ法に基づく評価を行う場合には、計算負荷が大幅に増大する傾向にある。例えば、アイダホ国立研究所で開発されている RAVEN は、RELAP5-3D のような軽水炉解析基盤ソフトだけでなく、一般的な核計算コードシステム SCALE とも結合させることが可能となっている。このようなコードシステムの結合により様々な要因を想定した精度のよい評価が可能となるが、計算負荷の課題が顕在化している。
- PRA の詳細度(例えば、ポンプの機能喪失を見るか、ポンプの中の構成部品(主軸、羽根車、潤滑油や電気回路など)までをみるのか)についての検討も必要であり、必ずしも詳細化したからといって、不確かさが低減したりせず、意味のある精度で評価できるわけではない。

我が国の PRA 技術については、2020 年 4 月から本格運用されている原子力規制

検査において PRA モデルを活用することを目的として、四国電力が開発していた伊方発電所 3 号機の内部事象出力運転時レベル 1PRA モデルに対して、原子力規制庁による適切性確認が実施されている。

この確認において、PRAモデルの適切性については、PRAに係る安全研究で得た知見、日本原子力学会のPRA実施基準、米国機械学会及び米国原子力学会のPRA標準などを参考に、PRAモデルの確認に必要な項目を設定し、それぞれの確認項目について、次の3つの視点が満足されているかについて確認がなされた。

- ① 設計、運転管理、運転経験などのプラント情報を適切に反映していること。
- ② 起因事象の発生箇所や規模を特定するなど、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。
- ③ 他の類似のPRAモデルと比べて、PRAモデルの差異の根拠が明確なこと。

上記の確認の他、米国NRCの専門家にPRAモデルの結果である炉心損傷頻度、炉心損傷となる緩和設備の故障の組み合わせ、機器の重要度などを提示して確認がなされた。

これらの適切性確認の結果、技術的にほとんど成熟しており、研究開発要素はほとんどないと現状認識と同様に、原子力規制検査で活用するにあたり大きな問題は確認されなかった。ただし、次のような要修正箇所が3点及び中長期的な改善箇所が3点あることが確認された¹。

¹ 原子力規制庁、四国電力株式会社伊方 3 号機 PRA モデルの適切性確認結果(案)、令和 2 年 3 月

表 3.1.1-1 伊方 3 号機の PRA モデルの修正箇所一覧

番号	修正箇所	理由	今後の方針
1	外部電源喪失の発生頻度	外部電源喪失の原因となる自然災害（地震、風雪等）、送電網の不具合、送電線の不具合等の特徴は、プラント型式で大きな差異はないため、PWR及びBWRの運転経験を含めることが適切である。なお、これまでに発生した地震のうち、直接プラント内の機器等に影響を与えず外部電源を喪失させた地震については、内部事象PRAの外部電源喪失に含めることが適切である ^{注1)} 。	令和3年度末までに事業者がPRAモデルを修正
2	交互運転している系統（原子炉補機冷却系等）のモデル化（フォールトツリ一）	原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系、制御用空気系等のように、非常時において必要な設備でかつ常時運転している系統は、定期的に運転するトレインを切り替える運用になっている。そのため、このような系統は、運用を考慮してモデル化することが適切である。	令和3年度末までに事業者がPRAモデルを修正
3	共通原因故障の範囲及び発生頻度	共通原因故障を考慮する機器の範囲について、冗長性のある機器のうち運転状態が異なる機器についても共通原因故障を考慮することが適切である。また、共通原因故障により起因事象が発生する可能性がある場合、その共通原因故障は、1年間に発生する頻度を算出することが適切である。	発生頻度については、令和元年度末までに事業者がPRAモデルを修正

注1) 地震時を対象にしたPRAにおいては、一般的に、地震によりプラントが停止するような事象を評価対象にする。

表 3.1.1-2 伊方 3 号機の PRA モデルの中長期的な改善箇所一覧

番号	修正箇所	理由	今後の方針
1	冷温停止及び冷温停止に失敗した高温停止の2つの状態を安定状態と定義している	安定状態を複数設定することで、全炉心損傷頻度、機器の重要度等に及ぼす影響が定かではないため。	原子力規制庁が、安定状態の定義の違いによる影響を評価
2	緩和機能の継続を必要とする時間(使命時間)を一律24時間としている。	安定状態の定義により、24時間以上の使命時間が必要な場合もあるため。	原子力規制庁が、安定状態の定義の違いによる影響を評価
3	機器故障率に、国内機器故障率を用いている。	国内機器故障率は、米国の機器故障率に比べ1桁から2桁程度小さい値であるため、この差異を分析する必要がある。	事業者が機器故障率の算出方法を検討中

(2) PRA, リスク情報活用

リスク情報活用については、原子力産業界で積極的に活用していただくことが望ましい。リスク情報の活用の機会としては、以下が挙げられる。

- ① 設置許可時の原子力施設のリスク把握
- ② 変更時の原子力施設のリスク変化
- ③ 原子力規制検査(維持・向上の活動)

設置許可時の原子力施設のリスク把握では、いつまでに、どの程度の安全を達成するのかについて、特に規制のバックフィットや事業者の外的事象に対する意思決定において、有効に活用できると考えられることから、安全目標・性能目標など、リスク評価の指標が何と紐づいていて、本質的にどこまでリスクを低減されるべきかなどの考え方を規制に取り入れることが必要である。

放射線安全の観点から定められている性能目標と一般的な人間の死亡率から定められている安全目標には本来ギャップがあり、「なぜ現場では性能目標を使うことで達成されるのか？」そのギャップの説明がリスク情報活用では基盤となる。

世界的に小型炉の研究開発が進んでいるが、設計条件にたとえ事故が発生したとしても敷地境界外には有意な影響がないことが追求されているが、環境への影響・財産への影響についての考え方を構築することも必要である。

変更時の原子力施設のリスク変化では、定期検査時などの停止時におけるリスクモニタとして国内でもリスク情報の活用が進んでいるが、設計変更や保全プログラムの変更など、原子力施設としてのリスクの増減を評価することでのリスク情報の活用への展開が課題である。

また、PRAでは、最適評価による事故解析などを必要とするが、特に時間に依存した原子炉の事故応答において、成功基準や事象進展に関する知見を得ることが重要と考える。安全解析では、設計基準をベースとして、評価が必要なケースを限定(保守的な評価条件など)しているが、リスク評価ではより多数の実際的な事故進展シナリオに対して、原子炉がどのように応答するのか、炉心損傷にどう繋がるのか、どう放出されるのかなどを理解することに有効である。最適評価を含むリスク評価は、普段経験することがほとんどない設計基準を超えた事象への対応に、深層防護の観点でリスク思考を醸成することに必要である。

原子力規制検査(維持・向上の活動)については、米国の原子炉監督プロセス(ROP)を参考とした原子力規制検査が2020年4月から本格的に運用が開始された。安全なプラントの運転に最も影響を及ぼすパフォーマンスの側面に、規制機関と事業者のリソースが集中できるように、リスク情報に基づいたプロセスと意思決定を行う検査制度が導入された。

リスク思考を日々の活動に取り入れるためには、機器の稼働中と故障中(停止中含

む)のリスクの変化を、事業者のスタッフが理解でき、リスクレベルを監視できるような方法(指標など)を検討する必要がある。例えば、機器の安全重要度分類、耐震重要度や保全重要度はリスク思考を日々の活動に取り入れるための一つの方法(分類プロセスの整理を見える化することも重要)であると考える。

また、設計基準が満たされ、技術仕様なども満たされている場合に、事業者には原子力の安全性の責任は、全て規制機関が負っているとの、自己満足的な安心感に陥る可能性がある。このことは、福島事故の教訓から安全に対する重大な脅威であるため、安全文化のベースとしてリスク情報を活用することが重要である。

(3) その他

これまで炉心損傷頻度までを評価するレベル 1PRA、レベル 1PRA の結果を受けて格納容器破損頻度及び放射性物質の環境への放出量やタイミングなど(ソースターム)を評価するレベル 2PRA、さらに、ソースタームをもとに公衆や環境への影響の頻度と大きさを評価するレベル 3PRA に分類され、各区分で PRA 評価がなされてきたが、このような区分を取り払って、STEP1:何が起こるのか、STEP2:どう対策するか、STEP3:どう活かしていくか、の3段階で PRA 評価が実施されることが重要である。

- STEP1 について、まずは何が起きるのかを明らかにする必要がある。発電所の外への影響や、周辺の住民への影響をも明らかにする必要があるため、従来のレベル 1、2 及び 3 といった区分を取り払って、起きる現象をシミュレーションしていくことが重要である。
- STEP2 について、実際に起きる現象への対策を立案するにあたっては、シミュレーションの活用だけではなく、モニタリングポスト等による実測値を活用して危険回避策を立案できるような枠組みを用意しておくことは重要である。また、設計を超えたところで何が起きるかを考える、クライシスマネジメントの枠組みも重要である。
- STEP3 について、PRA の結果の活用にあたっては、プラントの周囲までを考慮した周辺住民に対するリスクを評価できる枠組みが必要である。また、住民がリスク評価結果を受け取るリスクコミュニケーションの在り方についても検討が必要である。

3. 1. 2 今後の展開と提言

(1) PRA 技術

内的事象レベル 1PRA(人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く)の技術は、ほとんど成熟しており、技術的な研究開発を行うことでは、活用する目的を踏まえて取り組むことが重要である。

潜在的なリスク(公衆や環境への影響の頻度と大きさ)が大きい原子力発電所の PRA 技術の研究開発が優先されるべきではあるが、再処理施設や加工施設などの核燃料施設や原子力発電所の廃止措置に対する PRA 技術の研究開発は、リスク情報活用の観点からも国内原子力関連施設を念頭に実施すべきである。

(2) PRA, リスク情報活用

原子力産業界で積極的にリスク情報活用がなされる必要がある。そのためには、機器の稼働中と故障中(停止中含む)のリスクの変化を、事業者のスタッフが理解でき、リスクレベルを監視できるような方法(指標など)や機器から逆引きで、当該機器の重要性について、リスクに紐づけて示せるツールを検討する必要がある。例えば、安全重要度分類、耐震重要度や保全重要度はリスク思考を日々の活動に取り入れるための一つの方法(分類プロセスの整理を見える化することも重要)であると考える。

(3) その他

レベル 1~3 の各区分で PRA 評価がなされてきたが、このような区分を取り払って、STEP1:何が起こるのか、STEP2:どう対策するか、STEP3:どう活かしていくか、の 3 段階で PRA 評価が実施されることが重要である。例えば、地震ハザード評価を担当するエンジニアとフラジリティ評価を担当するエンジニアが交流し、お互いが専門性を有する分野の理解促進などを進めるべきである。また、リスク情報の設計への活用の観点からは、リスク評価を担当するエンジニアと設計を担当するエンジニアの交流も進めるべきである。

3. 1. 3 PRAに関する全般的な人材育成方針

(1) 教育対象

教育対象として、規制機関と事業者、規制機関(事業者)と公衆、運転員と保守員など、原子炉施設を取り巻く多様な内外のリスクコミュニケーションが図られるためには、属性と責任または関心に応じた教育訓練内容の提供がなされる必要がある。したがって、発電所職員(運転員だけでなく、保全部門や非エンジニアも含む)や地元の自治体の職員、規制機関の職員、エンジニア予備軍の学生なども対象として考慮されるべきである。

(2) 教育内容

教育内容は、教育対象に応じたプログラムとすることが望ましい。

新人エンジニアの育成の場合、OJT 重視の教育にしてしまうと、プラント情報の収集に関する作業の量が多くなり、肝心のリスク解析技術の習得やリスク評価結果の解釈へ業務が到達するのが遅くなるケースがある。一方、座学中心で一通り先に教えることを目指す場合、教育事項が多いため教育期間が間延びしてしまい、教育を受けた者にとって学習内容の定着度合いが悪いように見えるケースがある。特に、新人エンジニアの早期育成に資することでは、学会標準の講習会はある程度分かっている人でないといけない場合があるため、初学者向けでコンパクトにポイントを押さえた講習が有効である。

原子炉施設のリスクマネジメントの観点(マネージャー以上)では、決定論的な要件(設計基準要件)と PRA のような確率論的評価時の要件(モデル、前提条件など)は、必ずしも一致しているわけではなく、決定論と何がどう異なるか、PRAと決定論的アプローチが比較できるように、深層防護の観点で文書化され説明されることも重要である。

リスク情報活用の観点では、日本原子力学会で RIDM 標準が発行され、ルールが整備されている状況にある。決定論的な事項に加えて、確率論的な事項を考慮することが原子力学会 RIDM 標準に示されているが、考慮すべき事項(キーエレメント)として、様々な事項が例示されている。個別プラントの置かれた状況によって、原子炉施設が意思決定によってとりえる対策は様々であり、例えば、外的事象の津波では①防潮堤を高くする、②水密扉を設置する、③モバイル機器を高台に設置するなどの対応が考えられるが、意思決定ための情報とプロセスを文書化し、実際に適用した事例を収集及び蓄積し、リスク情報活用事例集とすることが重要である。今後は、これらのルールを実際に適用した事例を収集及び蓄積し、事例集として広く共有することが有意義である。

3.2 レベル1PRA(人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析)に関する現状認識及び提言

3.2.1 当該分野の現状の認識

(1) HRA

- ・ タスクを見る THERP 等の第 1 世代、状況(コンテキスト、これまでの経緯や周囲の環境条件等)を見る ATHEANA 等の第 2 世代の評価手法はほぼ確立している。加えて、最近、第 2 世代の考え方を取り入れた簡易手法として IDHEAS 等の第 1.5 世代の手法も開発されている。
- ・ これまでの適用範囲(内的事象)に加えて、外的事象等(地震、津波、火災、マルチユニット PRA(MUPRA)、デジタル中央制御室(MCR))への適用先拡大も検討されており、手法の拡張が進んでいる。
- ・ 国外新手法は、第 4 回委員会で取りまとめた添付表 3-1 でカバーされている。欧州では、フランスで第 2 世代の MERMOS の活用が継続的に進められている。また HALDEN 原子炉プロジェクトの HAMMLAB では米国 NRC との協力で、多数の手法の評価結果比較から結果の大きな相違はタスク分析の不備だと指摘し、タスク分析手法の確立に向けた研究をしている。一方米国では、NRC と産業界とが協調して IDHEAS 等の第 1.5 世代の手法開発に注力している。日本においても電中研においてコンテキストを記述する方法を開発中である。
- ・ 今後とも国外新手法の調査を継続し国内適用を検討することが望まれる。但し、国外新手法の国内適用時には、国内の各サイトで訓練データを収集し、収集した国内データを用いることで精度向上を目指す必要がある。
- ・ 人間の認知メカニズム(対応の成否は認知のうち意思決定の要素に強く関係する)や状況(コンテキスト、これまでの経緯や周囲の環境条件等)の依存性が、人間行動の成否を決定つけることが理解されてきている。しかし現状の HRA 手法は、その依存性を十分に取り込めておらず、手法や分析者による評価結果(HEP)の差異が大きい。手法改良には、タスク分析手法の確立が課題である。タスクは実機の状況に大きく依存するので、実際に現地に赴きそこでの分析経験をタスク分析に反映することが期待される。
- ・ HRA で求めた HEP と、PRA で使用する機器等の故障確率とを同等に取り扱えるかどうかについても検討の余地がある。即ち、人間による失敗のリスクの方が機器故障に起因するリスクに対して高い/低いと議論できる程度に HRA の HEP の精度を確保できるかに疑問が残る。
- ・ 但し、HRA の不確かさのうち、実機の実要員のタスク対応行動を現場で確認することにより、“解析者による差異”は低減できる可能性がある。しかし、外部ハザードのように、不確かさを低減しづらいハザードもあることから、開発すべき HRA 手法の詳細度は、PRA の不確かさレベルと整合させる必要があるかもしれない。

- ・ 以上のように、手法開発(第 1～第 2 世代)は着実に進行している。しかし現状は、専門家の緊急時対応には、プラントにおける事象の複雑な挙動とそれに対応する要員の認知のメカニズムの理解不足が相乗しており、手法により HEP 評価結果が 3 桁程度相違するケースも散見される。実機の対応を観察しつつ現場で実際のタスクに対する対応を理解して、概略で良いがタスク分析結果とリンクする形でデータを取り続けることが望まれる。
- ・ HEP の真値を求めることが困難という状況(特に外的事象やレベル 2 等の過酷状況下では、その実際の状況での人間行動データをとることは事実上難しく、訓練時のデータと実際の災害時ではデータの質が異なる懸念もある)は依然として課題となる。
- ・ より現実に即した HRA とするためには、個別の案件毎に異なるはずのプラント状況や人間の行動に影響する要因をどのように考慮して HEP を求めたのか、その説明性を定性分析にて充実させることが重要であるが、定性分析の充実には相応の労力が必要となる(担当者へのインタビューや現場・訓練状況の観察等)。

(2) マルチユニット

- ・ 近年、各機関にてマルチユニット、マルチサイトのリスク評価に関する研究が活発に実施されている。技術的な研究としてユニット間の相関のモデル化に関するものが多い一方、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価におけるリスク指標や安全目標、リスク情報活用といったリスク評価の方向性に関するテーマの研究も活発に行われている。
- ・ シングルユニットのリスク評価におけるユニット内の相関関係でさえ評価が難しい中、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価手法は、検討の途上であるため課題が多い。特に、外的事象(地震)の PRA における相関性のモデル化については、大きなテーマとなっている。
- ・ シングルユニットのリスク評価モデルと比較して、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価モデルは大規模になるため、合理的なモデルの構築が重要である。
- ・ 実用的なマルチユニット、マルチサイトのリスク評価の実現のために、安全目標の議論への利用だけでなく、リスク情報活用として評価をどのように活かすか、評価のご利益は何か、といったリスク評価の方向性に係る議論も重要である。

(3) CMF(=CCF)

(ア) 内的事象

- ・ 冗長系の機器数が増えると実データ(複数同時故障回数のデータ)が少なくなり、CCF 発生確率評価時の不確かさが増加する。これを解決するためのシミュレーションによる CCF 発生確率の定量化研究が散見される(添付表 3-1 参照) シミュレ

ーション技術の向上は、実機からの故障データ拡充が期待できない CCF 分野においては、実データ(故障データ)不足を補完できる可能性を有する。

- ・ 現在の CCF モデルは機器の対称性あり(機器の個性なし)を仮定しているが、非対称 CCF(機器の個性あり。具体的には、メーカーの違いによる設計・製造・加工・輸送・据え付け・運転・保守・使用環境等の違いによる機器の個性)の取り扱いが可能な、より詳細な CCF モデル化手法も検討されている(添付表 3-1 参照)。しかしながら、非対称 CCF は、現行の対称 CCF モデルを適切な保守性を担保した上で用いることで、実用上は対応可能と考える。
- ・ デジタル I&C 向けの CCF モデル開発、動的 PRA (Dynamic Bayesian Network(DBN))向けの CCF モデル開発、マルチユニットサイト向けのユニット間 CCF 相関評価モデル開発等の研究も行われている(添付表 3-1 参照)。デジタル I&C 向け、動的 PRA 向けの CCF モデルは、現行のモデルを移植したものであり、特段の開発要素は見受けられない。マルチユニット PRA 向けの CCF 技術開発は、ユニット間 CCF (Inter-Unit CCF)モデル開発が主となるが、ユニット内 CCF (Intra-Unit CCF)モデルの考え方を拡張する評価手法が電中研より提案されている(研究報告:O18012、内的事象(レベル 1)マルチユニット PRA 評価手法の開発 ―ユニット間共通原因故障評価手法の提案―、2019 年 5 月、猪俣、曾我、三浦)。試評価による実機適用性検討等の課題は残るものの、評価モデルの基礎は確立されている。
- ・ 部品(スイッチやアクチュエータ等)レベルで相関を有する、異なる機器間の CCF の存在が報告されている(添付表 3-1 参照)。しかしながら、部品レベルの CCF は、リスク上問題となるレベルの実例が発生した場合にのみ、追加研究(合理的なモデル化検討等)を行えばよく、先行して技術開発を行う必要はないものとする。
- ・ 電中研ロードマップ(2019/2)に、「国内 CCF 事象の収集・分析」「CCF パラメータ推定手法の構築」「サポート系起因事象の CCF モデル化手法構築」の 3 項目が実施事項として記載されている。電中研ロードマップの「CCF パラメータ推定手法の構築」に対応する研究成果として、Staggered 試験の数学的な妥当性検証に係る基礎研究論文が電中研から報告されている(S. Soga, "Mathematical Justification of the Staggered Test Scheme by a Time-Dependent Failure Model", ESREL2020-PSAM15, November 1-5, 2020)。また、応用研究として、同じく電中研から、冗長性を持つ複数の機器を適切にグルーピングし、同一グループ内の機器を Non-staggered 試験で、異なるグループ間の機器を Staggered 試験で検査することにより、故障確率を低減する試験方法 (Multi-Group Staggered Test Scheme)が提案されている(S. Soga, "Multi-Group Staggered Tests for Highly Redundant Systems", ICONE2020-16172, August 4-5, 2020)。上記のように、現状の CCF モデル(α ファクタモデル、 β ファクタモデル、Multiple Greek Letter(MGL)

モデル、Binomial Failure Rate(BFR)モデル等)、BFR モデルに基づく Mapping up 手法、Bayes 推定の事前分布評価手法(最小情報 Dirichlet 事前分布(MIDP)を用いる INL(アイダホ国立研究所)手法)等についても、投入するリソースを限定すべきではあるものの、Staggered 試験の数学的妥当性検証研究(電中研)のような理論研究や、実データ(故障データ)等による検証研究を粛々と継続していく必要があると考える。

(イ) 外的事象

- ・ 地震 PRA では、複数の機器が同時に地震動を受けて故障する事象(共通原因故障)を考慮する必要があるが、機器間の応答相関や耐力相関を相関係数等を用いて評価する手法は既に整備されており[3.2-1]、レベル 1PRA までの手法的な研究課題は概ね解決済みと考えられる。近年、入力地震動の応答係数の改善及び機器フラジリティ評価における建屋非線形応答特性の考慮の観点でのフラジリティ手法高度化研究[3.2-2]、簡便な評価方法に代わる応答相関計算方法の研究[3.2-3]、DQFM(Direct Quantification of Fault Tree Using the Monte Carlo Simulation)法への実装に適した相関係数導出法の研究[3.2-4]、耐震機器と免震機器の併用時の機器間周期相関性の研究[3.2-5]等、手法高度化や、より複雑な場合に対応できるように手法を拡張する研究等が精力的に行われている。
- ・ 津波 PRA も、複数の機器が同時に被水する等の原因によって故障する事象(共通原因故障)を考慮する必要があるが、地震 PRA 同様、学会標準が整備されており、[3.2-6]、レベル 1PRA までの手法的な研究課題は概ね解決済みと考えられる。近年、レベル 1 ～レベル 2 までの一貫した津波 PRA の技術基盤の構築を目指した研究[3.2-7]や、3 つの課題(津波の発生頻度・ハザードの到達有無・プラント影響等のリスクレベルに応じた評価手法(Graded approach)の具体化、ハザード・フラジリティ・システム評価の接続部の具体化、及び津波による種々の影響に対するフラジリティ評価)の解決に係る研究[3.2-8]等が精力的に進められている。

(参考文献)

[3.2-1] 日本原子力学会標準、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

[3.2-2] 蛭沢ほか 3 名、地震フラジリティ評価手法の高度化の提案 (1)概要、2016 秋の大会、3G05

[3.2-3] 大鳥ほか 2 名、地震における損傷相関に関する研究 その 1:地震時相関係数の算定法、2017 秋の大会、3C10

[3.2-4] 大鳥ほか 2 名、地震 PRA における損傷相関に関する研究 その 2:応答係数の共通変数と独立変数の分離に基づき生成した乱数を用いた DQFM 法、2021

春の年会、3F08

[3.2-5] 大鳥ほか 5 名、地震 PRA における耐震多様性の評価、2019 春の年会、1L11

[3.2-6] 日本原子力学会標準、原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2016、AESJ-SC-RK004:2016、2017 年 3 月

[3.2-7] 山田ほか 5 名、津波 PRA に関する技術基盤の構築 その 1:津波 PRA プロジェクトの概要、2019 秋の大会、2010

[3.2-8] 木原ほか 11 名、仮想プラントへの適用を通じた津波脆弱性評価手法の高度化研究 (1)研究のスコープと概要、2019 秋の大会、2015

(4) PRA に使用するデータ

- ・ 機器の信頼性データに関連して、デジタル機器、静的機器、可搬設備などの信頼性データの論文発表がなされている。これらは使用できるデータが少数であることが課題であるが、データ分析手法としては従来から用いられているベイズ更新を用いており、手法自体の研究発表事例はない。論文分析結果からは、データに関して研究開発によるブレークスルーが必要な状況ではない。

(5) 動的(ダイナミック)PRA

- ・ INSS ジャーナル[3.2-9]に、動的 PRA 研究の世界的な状況が整理されている。現状、米国アイダホ国立研究所 (INL) の RAVEN (Risk Analysis Virtual ENvironment)コード[3.2-10]に代表される種々の動的 PRA コードが世界で開発されているものの、残る動的 PRA の主要な研究課題は以下の 3 つに集約されるものと考えられる。

➤ 過大な計算コスト

離散化イベントツリー (DET) 法を用いる場合、計算コストは離散化幅 (時間幅) に依存する。時間幅を大きくする (精度を落とす) ことで計算コストを下げられる反面、計算の不確かさが増大する。連続マルコフ過程モンテカルロ (CMMC) 法は、DET 法と比較すると汎用的で高精度な評価手法である反面、計算精度を向上させるにはサンプル数を増やす必要がある。文献[3.2-11]によれば、0.1% の確率で発生する事故シナリオを定量化するには、10 万サンプル程度の解析が必要であり、標準的な PC では現実的な解析時間で実機解析に使用することは困難であると指摘されている。

➤ 成功/失敗の分岐確率データ及び評価式の拡充

動的 PRA では、熱流動解析を行うことで、機器及び機器の周辺環境 (圧力、温度、湿度等) の時間的な変化を考慮することができる。継続運転中の機器の故障率やスタンバイ中の機器の起動デマンド当たりの故障確率は、周辺環

境に依存すると考えられることから、ポンプや弁毎に、環境に依存した機能喪失確率を計算するための評価式を構築する必要がある。しかしながら、評価式構築には、事故時環境条件下で緩和設備(機器)を劣化・機能喪失させる試験を数多く行う必要があり、リスク評価に係るコストが増加する恐れがある。

➤ 人的過誤モデルの妥当性検討

例えば、現行の静的 PRA で用いられている EPRI の HRA Calculator®では、診断失敗確率は許容時間に応じて 0.001(許容時間 60 分)から 0.1(許容時間 20 分)に段階的(不連続)に変化する。そのため、ある時間を境に、人的過誤確率がクリフエッジ的に変化する可能性がある。特に、動的 PRA 手法の離散化の時間幅が小さい場合は、診断失敗確率の切り替わり時間を跨ぐ際に人的過誤確率が急激に(ほぼ瞬時に)変化するようになるが、その妥当性確認が必要となる。妥当性確認の結果次第では、人的過誤確率を離散化して評価するのではなく、連続関数で評価できる人間信頼性解析手法を新規に開発する必要が生じる可能性がある。

[3.2-9] 楠木ほか 2 名、ダイナミック PRA に関する研究のレビュー、INSS Journal Vol.26 2019 C-2

[3.2-10] C. Rabiti, A. Alfonsi and J. Cogliati, et al., "RAVEN user manual", INL/EXT-15-34123, 2017.

[3.2-11] 新崎聡司, 原子炉プラント動特性を考慮したレベル 2PSA 定量化手法に関する研究, 修士論文, 大阪大学, (2011)

3. 2. 2 今後の展開と提言

(1) HRA

- ・ HRA 手法の確立のためには、人間の緊急時の認知メカニズムやレジリエンス能力を考慮したモデルの開発と実プラントにおける対応データの収集が必要である。この背景として、福島第一事故の現場対応において、福島第一、福島第二、女川、東海第二のいずれのプラントにおいてもレジリエンスな対応の好例が多く見られたことが挙げられる。米国においては、福島事故対応として可搬機器を活用する FLEX を策定した。この有効性を評価するために、エキスパートパネルの議論と IDHEAS-ECA(Event & Condition Assessment)を用いた評価により、FLEX の実効性を確認している。日本においても、Phased Approach など緊急時においてレジリエンス能力による現場力の有効性を定量的に示し、緊急時対応を安全評価においてヒューマンクレジットとして認められる努力が重要である。ただし、レジリエンスは特定の個人が発揮する臨機応変の対応能力である一方、既存の HRA 手法は多数の中の任意の一人の手順書対応を主に評価するものであるため、いまだその乖離は大きく、課題が残されている。
- ・ 日本でも NRC の SACADA のような人間信頼性に関するデータベースが開発されることが望ましいが収集の負荷は大きい。
- ・ データベースの開発には運転訓練部門の協力が不可欠であり、データ収集における運転訓練部門の負荷軽減や既存の訓練との調整等、解決すべき課題がある。
- ・ データの収集方法については、フルスコープのトレーニングシミュレータを用いたものから、簡易的なプログラムを用いた実験的アプローチによるものまで様々あるが、過酷状況下での失敗確率のような、実際の状況でのデータ採取が困難な状況での人間行動データをどのような方法で採取するか、今後の検討課題となる可能性がある。
- ・ 定性分析の重要性が認識されている一方、簡易手法も実用の観点から期待されている。
- ・ 簡易手法は労力が少ないものの、HEP の説明性についての課題は残される。
- ・ 簡易手法を用いる場合には、簡易手法を用いるべきスクリーニング基準をどうすべきかの議論も行う必要がある。
- ・ HRA の定量化手法はそれぞれ扱っている行動影響因子が異なる等一定の限界があるため、定性分析結果を十分に反映できない可能性があり、より現実に即した HRA という観点からは、定量化手法と定性分析結果とのギャップの取り扱いについては今後の検討課題となる可能性がある。
- ・ 現状としては、定量化手法に用いる情報を定性分析にて入手しているが、本来的には定性分析の結果により適した定量化手法を選択することが理想ではある。
- ・ 確かに外的事象のような新たな適用先も拡大しつつあり、手法の拡張が進んでい

る(地震、津波、火災、MUPRA、デジタル MCR 等)が、現状は適用先毎に評価方法を検討している状況であり、まだまだ手法が確立しているとは言えず、引き続き研究開発が必要である。

- ・ 既存 HRA 手法は中央制御室におけるレベル 1 内の事象対応を主な評価対象としており、地震・津波等によるシビアアクシデント時の緊急時対策本部を介するタスクのような、広範な人物・機器が介在する事象に対する評価手法は確立されておらず、福島以後の設計変更や訓練を加味した手法の確立やデータ収集が必要である。
- ・ HRA は主に中操を対象に開発されてきたが、オフサイトやサイト外のインフラも対象として考えるべきである。電中研ではモバイル機器について HRA ガイドを出し、この分野にも踏み込みつつある。
- ・ レベル 2 HRA に関する研究(特に手法開発)は少なく、今後必要となってくる可能性がある。
- ・ (航空宇宙産業など)原子力以外の他分野でのヒューマンファクターの取り扱い及び HRA ニーズについての調査も必要。
- ・ 組織文化が、プラントの全体的に安全性、特に人間信頼性に強く影響されることは理解されているが、それを手法として開発することは難しく現状では評価手法は存在せず、今後の長期的課題であると判断される。

(2) マルチユニット

- ・ マルチユニットのリスク評価は、手法の研究開発段階であり、安全目標の議論に資する PRA モデルの開発が求められる。また、リスク情報活用の観点から、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価のニーズは何か、リスク情報活用として評価をどのように活かすか、評価のご利益は何か、といった議論も必要である。リスク情報活用の観点での評価のメリット(ご利益)を示すことで、産業界における研究予算の確保や人材育成の動きを活発化させることも求められる。
- ・ 外的事象(特に地震)のマルチユニット、マルチサイトのリスク評価モデルの構築においては、相関のモデル化が重要となるため、地盤や建物、構築物に係る土木建築系の専門家、及び機器、設備の損傷の評価に係る専門家の更なる関与が求められる。
- ・ 地震、津波等の大規模な災害の場合、50~70km 圏内が同時に被災する可能性がある。そのため、サイトレベルではなく、エリアレベルでの安全目標や防災の議論が必要である。
- ・ ユニット、サイトを集積することのデメリットだけでなく、メリット(防災体制、訓練、教育体制の充実化や効率化等)を含めて定量的に評価、比較できるようなリスク評価方法を検討することが必要である。

- ・ 現在の計算資源では、原子炉監視プロセス(ROP)で用いられるような精緻なリスク評価モデルをマルチユニット、マルチサイトに拡張し、評価することは難しい。そのため、合理化(簡略化)したモデル化を行う必要がある。現実的な規模のマルチユニット、マルチサイトのリスク評価モデルを構築するためには、理論的なモデル構築と、モデル構築の勘所(何が重要で何が重要でないか)の判断の両輪が必要である。前者はアカデミアで、後者は事業者やメーカーで協力ができれば、有益な研究につながると考えられる。また、簡略化したモデルの開発、及びモデルを検証するためのデータ収集を計画的に行うことも求められる。

(3) CMF(=CCF)

(ア) 内的事象

- ・ 実機プラントからの CCF データ拡充は殆ど見込めないため、実データ不足を補完する可能性のあるシミュレーション技術開発は重要である。但し、検証データが少ないことから、詳細評価を狙うよりも、保守性を取り込んだ簡易評価モデルを志向すべきと考える。
- ・ マルチユニット PRA 向けの CCF 技術開発は、ユニット間 CCF モデルの基本的なアイデアは確立しているものの、試評価による実機適用性検討等の課題が残っており、研究開発の継続が望まれる。
- ・ 投入するリソースは限定すべきではあるものの、米国成果を鵜呑みにすることが無いように、CCF モデルの数学的妥当性検証研究のような理論研究、もしくは故障データ等による CCF モデル検証研究を、国内でも肅々と継続していく必要があると考える。

(イ) 外的事象

- ・ 地震 PRA は、基本的な評価手法は確立しているものの、フラジリティ手法高度化研究、簡便な評価方法に代わる応答相関評価方法の研究等、手法高度化が課題になると考えられる。しかし、単純に手法を詳細化すると計算コストが増加して実用に耐えなくなるため、計算コストの目標値を具体的に定めた研究開発が特に重要になるものとする。
- ・ 津波 PRA に関しては、レベル 1~2 までの一貫通貫の評価手法構築や、リスクレベルに応じたリスク定量化手法構築等の課題が提示されているものの、機器同時故障の影響範囲は遡上解析等で評価可能と考えられることから、CCF 評価手法については、特段の技術課題は見受けられない。但し、地震 PRA 同様、遡上解析手法等の詳細化が過ぎると計算コストが許容できなくなるので、計算コストの目標値を具体的に定めた研究開発が重要になるものとする。

(4) PRA に使用するデータ

- ・ データに関する研究開発に注力する必要はない。
- ・ 産業界では、機器の信頼性データベースの更新等を電中研で実施しており、この活動は継続的に実施していく必要がある。

(5) 動的(ダイナミック)PRA

- ・ 動的 PRA の課題は、(ア) 過大な計算コスト、(イ) 成功/失敗の分岐確率データ及び評価式の拡充、及び、(ウ) 人的過誤モデルの妥当性検討にあると考える。
- ・ 計算コストの低減には、より革新的な動的 PRA 手法開発、もしくは、合理的な簡素化 PRA モデル開発が重要になると考える。
- ・ 国内外において動的 PRA 手法開発が精力的に行われているにも関わらず、実機適用が思うように進まない背景には、計算コストへの強い懸念があると推測される。開発手法の実用化を促進するには、「計算負荷の大幅な低減が可能」等の定性的な表現に代えて、リスク評価の規模感(評価に関連する機器数等)や計算環境、及びリスク評価に要した時間を、論文や発表に定量的に記載する事が非常に重要になると考えられる。
- ・ 現在の PRA はより多くの SSC を取り込む事で詳細化の一途を辿っており、リスク定量化に要する時間は内的事象で数時間/プラントとなることもある。そのため、数万ケースの解析を流す必要のある CMMC のような手法を高度化するだけでは、実用に足る評価ツールの構築は困難と考える。
- ・ 一方、PRA モデル自体を合理的に簡素化することで1ケースあたりのリスク評価時間を低減する方法は、計算コスト低減に有効であると考え。しかしながら、PRA モデルを簡素化する際には、動的 PRA の評価結果(リスク)の使用目的を明確にしておく必要があると考える。例えば、リスクの絶対値の評価を目的とする場合は、簡素化モデルと詳細モデル(現行の静的 PRA モデル)との整合性(同等の評価が可能であること)を確認する必要があり、難易度が上がる。対して、設備やマネジメントの追加・変更に伴うリスクの相对比较を目的とする場合は、詳細モデルとの整合性確認に係る難易度が下がるため、合理的な簡素化 PRA モデルの構築、及び計算コストが妥当な動的 PRA 評価手法の構築が容易になると推測される。
- ・ (イ)についても、(ア)同様、リスクの相对比较に動的 PRA の利用目的を制限することで、詳細な評価式を構築する代わりに、簡素な評価式を構築するための手法開発が進むものと推測される。
- ・ (ウ)については、種々の HRA 手法を様々な動的 PRA 手法(DET 手法や CMMC 法等)に実際に適用してみることで、現行の HRA 手法(HRA Calculator)の動的 PRA への適用の妥当性を検証する必要があると考える。

3. 2. 3 PRA 技術或いは技術分野毎の人材育成方針

(1) リスク評価全般

- ・最近の学生は情報収集を積極的に行っているように見受けられるため、優秀な若手を引き付ける一つ的手段として、各研究機関や企業において事業や研究に係る情報発信を積極的に実施することが考えられる。

(2) HRA

- ・プラント、PRA、ヒューマンファクター(HF)の3つの知識をバランスよく体得することがHRAの専門家に求められる。そのような人材は稀有であることから、原子力業界として専門家を育成する必要がある。
- ・上記の理由もあり、現状、HRAの専門家は少ない。HRA専門家を育成するには、現行のHRA研究従事者の経歴を整理すると共に、HRA専門家になるための理想的なキャリアパス(例:原子力工学→PRA→HRA、HF→HRA等)の検討・提示が重要と考える。また、HRA研究の将来性が理解できるようなロードマップ等があると、若手研究者が参画しやすくなると思われ、大学の授業等で示されるとより効果的と考えられる。
- ・外的事象のような不確かな事象にマネジメントで対応する場合、HRAは非常に重要となることから、大学での講義・研究を促進し、幅広い学生にHRAの基礎を習得する枠組みが必要にあると考える。
- ・HRAの原子力以外への他分野展開を促進し、HRA技術の有用性を示すことで、研究開発、人材確保に継続して資金を投じることができる環境とする。

(3) マルチユニット

- ・PRAの中でも今後主流となるテーマであり、多数の人材がこの分野に入ってくるのが望ましい。安全目標等の社会性の議論もあるため、社会系を専門とする人材の参加も求められる。

(4) CMF(=CCF)

(ア) 内的事象

- ・現状、米国モデルが標準的に採用されており、大きな研究開発用は不要であること、CCF研究成果を図書化することで技術の伝承が可能であることから、継続的な人材育成は不要と考える。但し、CCFモデルについては、不断の検証努力が粛々と必要で、場合によっては新たなモデル構築が必要になる可能性は残る。

(イ) 外的事象

- ・主要な外的事象(地震・津波)を起因とするCCFは地震PRAや津波PRA研究の一部でしかなく、外的事象CCF専門の人材育成は不要と考える。外的事象PRAの

研究には、リスク評価に係る知識以外に、構造力学等の機械系の専門知識が必要となる。そのため、外的事象 PRA の専門家を育成するには、HRA 同様、現行の外的事象 PRA 研究従事者の経歴を整理すると共に、専門家になるための理想的なキャリアパス(例:原子力工学→PRA→機械系専門知識等)の検討・提示が重要と考える。

(5) PRA に使用するデータ

- ・データ分析は、統計の専門家が必要であり、産業界での活動を継続的に実施していくことにより継続的に人材、技術を伝承する。

(6) 動的(ダイナミック)PRA

- ・静的 PRA 実施に必要となる幅広い知識(プラント、系統、機器、仕様、アクシデントマネジメント、PRA 技術等)に加えて、動的 PRA に係る広範な知識(CMMC 法や DET 法等)を持つ人材が必要となる。また、動的 PRA の実用化に必須と考えられる簡素化 PRA モデルを具体的に構築するには、大学での理論研究に加えて、事業者やメーカーの静的 PRA 実践経験が重要となる。以上の事から、動的 PRA 実現には、あらゆる知識を有する一人の専門家を育てるのではなく、各分野(手法、解析、データ、実務等)の専門家が集まって議論できる環境整備が重要と考える。

3.3 レベル2及び3PRAに関する現状認識及び提言

3.3.1 当該分野の現状の認識

レベル2及びレベル3PRA研究の現状を把握するにあたり、研究の歴史が長い軽水炉における事故進展をベースに各々の施設で想定される事象における評価すべき項目、データや研究の実施状況を整理した。本項目では、軽水炉をはじめ高速炉、高温ガス炉及び核燃料サイクル施設と多岐にわたる施設を対象としたレベル2及びレベル3PRAの現状を調査した結果を記す。

(1)軽水炉を対象としたレベル2PRA

軽水炉の事故時ソースタームの評価では、原子炉容器内熱水力、燃料挙動、また、損傷した燃料からのFP放出、さらには放出されたFPが環境に至るまでの移行挙動等の解析を行う。これら現象は解析モデル化され、例えば米国のMELCOR等、シビアアクシデント総合解析コードに反映されており、一通りの一貫した解析が可能となっている。一方で溶融燃料とコンクリートとの相互作用(MCCI)や水素爆発などそれぞれの現象を詳細に解析するためのコード開発も行われ、これらは評価の目的に応じて選択、もしくは組み合わせて利用されている。

近年の研究開発状況は、原子力学会シビアアクシデント熱流動現象評価やレベル2標準などから得ることができるが、ここではこれら活動の中から特徴的な例を取り上げて記載する。

- ・ 溶融燃料のリロケーション

福島第一原子力発電所(1F)の事故を経験し、溶融燃料の流出経路やその途中での固化により冷却水(もしくは蒸気)の流路面積の減少や閉塞により燃料損傷挙動に影響が出ることが想定されている。従来の溶融モデルより詳細な金属の固体から液体、液体から固体の相変化を模擬できる解析コードの検討及びそのコードのシビアアクシデント解析コードへの取込みが行われている。

- ・ FPやヨウ素の化学変化

燃料から放出されたFPの化学変化は、シビアアクシデント総合解析コードでは平衡モデルを使う場合が多い。しかしながら、比較的低温となる格納容器内では、速い反応や遅い反応が混在することから反応速度に基づき解析する必要がある。これを実現するため実験や文献から反応速度データを取得し解析コードへの反映が行われている。

- ・ 格納容器との相互作用

水素爆発や水蒸気爆発、また、格納容器への高圧溶融物放出や格納容器内におけるデブリの冷却性などそれぞれの現象の解析の試みは行われている。これら現象と格納容器との相互作用については格納容器イベントツリー解析に必要な情報となる。

(2)軽水炉を対象としたレベル 3PRA

1F 事故でオフサイトでの事故影響が現実となったことでレベル 3PRA の重要性が一段と増している。ここでは、1F 事故の経験に加えて、その後の国際的な最新知見も踏まえながら、レベル 3PRA の評価ステップに応じて研究開発の近況を記載する。なお、全体的な方向に係る項目として、近年原子力防災においてもオールハザードアプローチが強調されており、他の自然災害や人為災害での経験を踏まえつつ、資機材や対応の枠組みを共有して効率的な防災体制の構築が国際的に進められているところである。

- ・ 大気拡散・沈着解析

大気拡散・沈着解析においては、すでに、ガウスプルームモデル、パフモデル及び粒子法という方法が用いられ、1990 年代の初めに国際間でのレベル 3PRA コードの国際間比較計算が行われてきた。我が国においてもレベル 3PRA コード OSCAAR の開発を進め現在公開に至っている。

- ・ 被ばく線量評価

被ばく線量評価においては、1F 事故後の経験として、原子力学会のレベル 3PRA 標準にも記載されているように、いくつかの被ばく経路が新しく検討すべき項目として列挙されている。

- ・ 防護対策による被ばく低減解析

防護対策による被ばく低減解析については、1F 事故後、いくつかの措置についてモデルの開発および改良が進められている。除染については従来、我が国の住環境等に適用した研究が存在していなかったが、1F 事故の経験を踏まえてモデルの開発が進められている。また、屋内退避についても従来、欧米の研究に基づいて低減効果が評価されてきたが、近年の日本家屋における換気率を考慮した新しいモデルの開発が進められている。

- ・ 影響評価

健康影響評価については、原爆被爆者の寿命調査集団の死亡状況に関する最新報告(2012 年の第 14 報)が出版されており、その結果に基づいて定期的な見直しが期待される。また、経済影響については、原子力学会のレベル 3PRA 標準において、(i)放射線による健康影響の費用、(ii)線量を低減するための防護対策の費用、そして(iii)放射性物質に起因する雇用・所得及び財の損失を対象として取り扱っている。これらのうち特に(ii)については、1F 事故後の経験を基に、除染費用、長期的な人々の移動に関する費用等防護措置費用に関する評価モデルの開発が行われている。

(3)高速炉を対象としたレベル 2PRA

高速炉を対象としたレベル 2PRA のために、主に日本、米国、フランスで炉心溶融後

の現象解析のためのデータ取得が行われてきた。高速炉では燃料要素の違いにより事象推移が変わるため、これらのデータの取得は盛んにおこなわれ解析モデル化を進めている。燃料再配置挙動やデブリ/冷却材相互作用に関してはスケール効果やデータ取得領域の問題から今後もデータ取得を継続する。

(4)高温ガス炉を対象としたレベル 2 及びレベル 3PRA

高温ガス炉のレベル 2 及びレベル 3PRA に関して、軽水炉と共通する領域(大気中に放出された放射性物質の環境中移行、それに続く公衆の被ばく線量、防護措置による被ばく低減、被ばく集団の健康影響評価など)については、軽水炉の評価手法(評価手順や評価ツール)を使用可能である。しかしながら高温ガス炉の特徴的な事象(被覆燃料粒子からの FP 放出及び沈着 FP の水侵入時の離脱現象)については試験データの不足から援用及び保守的な仮定に基づいて行われた経緯がある。

(5)核燃料施設を対象としたレベル 2PRA

核燃料施設、特に再処理施設では火災、爆発、臨界など様々な事故による FP 放出が想定される。想定される事象に対し、核物質質量、事象により影響を受ける割合、事象によりエアロゾル化する割合、エアロゾル化したもののうち肺に取り込まれ得る割合、環境へ漏洩する割合といった 5 つの要素の積算で表す 5 因子法を用いて簡易的にソースタームを得ることが可能である。これら現状は再処理部会の核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究 WG 報告書や核燃施設を対象としたリスク評価標準にその詳細が記載されている。

3.3.2 今後の展開と提言

軽水炉のレベル2PRA 研究に関して、3.3.1(1)で記した研究は今後も継続していくことが期待される。OECD/NEA の下で行われた福島第一原子力発電所の事故解析に関するベンチマーク解析(BSAF)国際研究プロジェクトでは、参加機関が様々なシビアアクシデント総合解析コードを用いて、1F 事故を炉内事象進展、格納容器及び原子炉建屋内 FP 挙動等に焦点を当てた解析を行い、また、解析期間を1週間から3週間程度の従来の解析期間より長期間の解析を行った。このような解析経験を通じ、溶融燃料のリロケーションモデル、ヨウ素化学挙動モデル、また、格納容器へ影響を与える MCCI や水素爆発等の解析モデルに不確かさが残る現象として当該プロジェクトの報告書において指摘されている。さらに1F 事故のような長期間の事故を解析する場合、一旦沈着、沈降したFPが再度浮遊して格納容器内及び建屋内を移動する現象をとらえることが必要であると指摘しているが、現状のシビアアクシデント総合解析コードではこのメカニズムを考慮していない。このため今後検討を進める分野であると考えられる。

軽水炉を対象としたレベル3PRA 研究では、大気拡散・沈着解析において各国開発を進めているが、近年これらコード間の比較や実測データとの比較はあまり報告されていない。このためこのような比較計算等は今後行うべき課題である。また、被ばく線量評価では、1F 事故後の経験に基づき新しく検討すべきいくつかの被ばく経路や外部被ばく及び内部被ばくの双方について、国際放射線防護委員会による線量係数に関する新しい勧告が出版されており、今後、これらの取り込みを検討すべきである。防護対策による被ばく低減解析に関しては、1F 事故後に開発及び改良されたモデルがあり、これら成果を評価に取り込むための検討を進めるべきである。また、複合災害を考慮した場合には予定していた避難経路を利用できない場合も考えられ、そのような場合の避難時間推計の結果をレベル3PRA に反映させる方法など、検討すべき課題が残っている。健康影響評価についても同様、近年の最新知見を取り込んだ評価を行う必要がある。

高速炉を対象としたレベル2PRA 研究では、ソースターム評価手法開発がリスク情報活用の観点から重要視されている。しかしながら基礎的な試験データが不足しておりかつ実験実施が容易ではない。このためこの分野へのリソースの投入が必要と考えられる。また、国際協力による効率的な研究開発を通じて、試験データや解析モデルのデータベース化を進めていくことも重要である。炉型横断的なリスク情報活用アプローチを国内に取り入れるためのステークホルダー間の交流が必要である。

高温ガス炉を対象としたPRA 研究では、より現実的なリスク評価に向けた評価手法改良や不確かさ低減に向けた研究、多目的利用に向けた研究、リスク情報の活用に係る研究等が重要である。具体的には以下が候補と考える。

- 異常状態における被覆燃料粒子からの核分裂生成物放出挙動評価手法の高度化
- 水素製造施設の異常を起因とする高温ガス炉のリスク評価手法
- リスク情報を活用した安全重要度分類や耐震設計上の重要度分類、防護措置範囲

の適正化手法。

核燃料施設を対象としたレベル 2PRA 研究では、すでに簡易的なソースターム評価を行う手法及びデータは整備されているが、リスク情報活用や重大事故等対処設備の有効性評価を行うためには対象事象ごとに詳細な解析モデルを構築する必要がある。特に重大事故として取り上げられている高レベル廃液貯槽の冷却機能喪失事故では、高レベル廃液が蒸発及び乾固する過程で放出されるRuの建屋内移行挙動は雰囲気依存する。このため Ru の放出挙動に係る実験及び解析モデル化を進めるべき研究の一つと考える。また、グローブボックス(GB)内火災のより詳細な評価に資するため、GB 構成材料の燃焼特性や火災により生成したばい煙のフィルタへの影響に関するデータの取得を目的とした実験も行われている。

3. 3. 3 レベル 2 及びレベル 3 分野における人材育成方針

レベル 2 及びレベル 3 の分野に関して、物理・化学等の現象解析の部分があることから、この分野に関しては大学での教育・育成に期待するところである。また、シビアアクシデント研究においては個々の事象についての深い知識とともに事象進展全体を把握できる人材を育成する必要がある。加えてレベル 1 及びレベル 2、また、レベル 2 及びレベル 3 と境界を越えてシームレスに事象進展を把握するような教育も今後は必要になっていくものと考ええる。

我が国においては、高速炉及び高温ガス炉とも研究開発段階路及び試験研究炉であり、軽水炉と状況が異なる。例として、高温ガス炉の人材育成方針を以下に記す。

高温ガス炉は開発段階の原子炉であること、稼働している炉が試験研究炉である HTTR のみであることから、現時点では国内で高温ガス炉自体の技術開発に携わる研究者及び技術者は、例えば高温ガス炉の安全研究に限定した場合、原子力機構の職員数人のみと非常に限られている。一方で、前述のとおり、高温ガス炉を対象とした PRA の多くの工程に軽水炉の評価手法や知見が適用可能である。以上を踏まえ、高温ガス炉を対象とした PRA の人材育成方針としては、以下が重要と考える。

- 大学での講義を通じて、学生に高温ガス炉に対する認知度の向上及び基礎的な知識の習得
- 公募事業などの枠組みを活用して、他炉型の PRA 研究を実施している大学や研究機関の高温ガス炉を対象とした研究への参画の促進

4. 結言

本研究専門委員会は、現在から将来においてリスク情報の活用に参照される PRA に必要となる技術開発の方針の策定に資すること、並びに PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし、令和元年度に設置された。

活動期間を通じて、各委員の現状の知見に基づく近年の研究分野の分類整理とこれに対応した論文リスト、並びに研究マップとしてまとめ、各分野における今後の研究方針に関する提言や PRA に関連する分野で活躍する人材の育成方針に関する提言の検討を行った。

議論をし易くするために検討領域を、レベル1PRA(人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析)、レベル1PRA(前述以外の領域)、レベル2および3PRA の3つのグループに分類し、議論を進めた。特にレベル1PRA は、近年の論文数が比較的多かった人間信頼性解析(HRA)、従属故障、動的解析等を重要トピックとして取り扱い、その他の領域とは別個に取り扱った。この結果、各グループにおいて、当該分野の現状の認識、今後の展開と提言、人材育成方針の3つの観点から提言をまとめることができた。

今後、本委員会での議論を踏まえ、本委員会の各委員が中心となって日本原子力学会リスク部会の活動や各機関での研究開発活動、人材育成活動に関わることで、リスク情報の一層の活用や PRA 関連技術の開発に寄与することが期待される。

- 添付表3—1:レベル1PRAに関する論文のうち, 火災 PRA, 溢水 PRA, 主に PRA・リスク情報活用に係る論文を除いたもの
- 添付表3—2:火災 PRA に係る論文
- 添付表3—3:溢水 PRA に係る論文
- 添付表3—4:不確かさ, 感度解析, リスクの統合, 安全目標, 性能目標, 設計変更, OLM, 設計基準と確率値の統合, 目的とリスク評価の詳細度, 知識不足, 定性分析／評価, PRA のスクリーニング基準に係る論文
- 添付表3—5:レベル2, 3PRA に係る論文(評価手法に係るもの)
- 添付表3—6:レベル2, 3PRA に係る論文(活用に係るもの)

表3-1 レベル1PRA研究マッピング(1/8)

分類		発表先	タイトル	概要	所属、氏名	
対象	原子カプラント	ASRAM2017	Risk Assessment for UK ABWR	日立GEの英国向けABWRのリスク評価をまとめた。	Daisuke Taniguchi, Naoki Hirokawa, Yuki Ishiwatari (Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)	
		ASRAM2017	Benchmark Analyses Using Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Codes for Reactor Pressure Vessels	圧力容器の健全性を評価するための破壊確率解析コードPASCAL、FAVORを用いてベンチマーク問題を解析した。	Kensaku Arai, Jinya Katsuyama, Yinsheng Li (Japan Atomic Energy Agency)	
		ASRAM2017	Level 1 PRA for Optimization of Safety Systems of the iB1350	iBWR1350の二つの設計についてリスク評価を実施し、両者を比較した。	Takashi Sato, Yuji Komori, Go Tanaka (Toshiba Energy Systems and Solutions Co.)	
		ASRAM2019	Review of House Load Operation Experience from Probabilistic Risk Assessment Perspective	韓国での実績をふまえて原子力発電所の系統単独運転のリスクを再評価した。	Jong-hoon Park, Hak-kyu Lim (KEPCO International Nuclear Graduate School)	
		PSAM14	Analysis of Turbine Missile & Turbine-Generator Overspeed Protection System Failure Probability at NPPs: A case study from PSA perspective	ゲスゲン原子力発電所を対象として、タービン発電機の過回転防止装置の失敗確率も含めたリスク評価を実施した。	Duško Kančev, Stefan Heussen, Jens-Uwe Klügel, Thomas Kozlik, Pere Drinovac (NPP Goesgen-Daeniken AG)	
		PSAM18	Level 1 PRA considering optimization of safety systems for the iB1350	iBWR1350用の安全システム(IDHS)として考えられる3つの設計について、内的PRAの観点で評価を実施した。	Tanaka, G., Komori, Y., Matsumoto, K., Sato, T. (Toshiba Energy Systems and Solutions Co.)	
	サイクル施設		該当なし			
	燃料輸送	PSAM14	System Theoretic Frameworks for Mitigating Risk Complexity in the International Transportation of Spent Nuclear Fuel	使用済燃料の国際輸送におけるリスクの複雑さを軽減するためのシステム理論的枠組みの検討	Adam Williams, Douglas Osborn, and Elena Kalinina Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM, USA	
		PSAM13	Risk Analysis of Accident of Released Radioactive Material during Spent Fuel Cask Transportation Using Ocean Dispersion Model and Nodalization Method	海洋分散モデルとノード化法を使用した使用済燃料キャスク輸送中の事故時放出に係るリスク分析	Mirae YUN (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea, Republic of) Hyungook KANG	
		PSAM13	Probabilistic Risk Assessment of Cask Drop Accident considering Human Errors during on-site Spent Nuclear Fuel Transportation	オンサイトの使用済燃料輸送中のヒューマンエラーを考慮したキャスク落下事故の確率的リスク評価	Jaehyun HAM (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea, Republic of) Robby CHRISTIAN, Belal MOMANI, Hyungook KANG	
		PSAM13	Radiological Impact Assessment for a Road Transport of Radioactive Wastes	放射性廃棄物の道路輸送時の放射線影響評価	Jongtae JEONG (Korea Atomic Energy Research Institute, Korea, Republic of) Min Hoon BAIK, Kyungsu KIM	
		PSAM12	Consideration on the Assessment of the Environmental Consequences and Impacts During Transport of Radioactive Materials (RAM)-A Safety Case	環境への影響と放射性物質の輸送中の影響の評価に関する考察	Gheorghe Vieru AREN, Bucharest, ROMANIA	
		PSAM12	Development of Domestic Maritime Transportation Scenario for Nuclear Spent Fuel	使用済燃料の国内海上輸送シナリオの開発	Min Yoo and Hyun Gook Kang KAIST, Daejeon, Korea	
	輸送・貯蔵	PSAM12	Current Research in Storage and Transportation of Used Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste	使用済燃料と高レベル放射性廃棄物の貯蔵と輸送に関する最新研究	Sylvia J. Saltzstein Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico, USA	
		PSAM13	Probabilistic Risk Assessment of Interim Dry Storage Facility Subjected to an Aircraft Impact	航空機衝突時の乾式貯蔵施設の確率的リスク評価	Belal ALMOMANI (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea, Republic of) Sanghoon LEE, Hyungook KANG	
	廃炉	PSAM14	The Study of Spent Fuel Pool Risk at Decommissioning Nuclear Power Plant in Taiwan	台湾の原子力発電所の廃止措置における使用済燃料プールのリスク評価	Yicheng Tian ,Chun-Chang Chao, Chen-Che Hsua, Po-Jung Chiu, Yu-Ting Chiou and Tzu-Shiu Lin The Institute of Nuclear Energy Research, Taoyuan, Taiwan	
		PSAM14	Application of Bayes' Theorem for Risk-Informed Decision-Making at the Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant	福島第一原子力発電所の廃止措置に関するリスク情報に基づいた意思決定のためのベイズ定理の適用	Guang Tan, Sunghyon Jang, And Akira Yamaguchi The University of Tokyo, Tokyo,	
		PSAM13	Decommissioning Level 2 Probabilistic Risk Assessment Methodology for Boiling Water Reactors	沸騰水型原子炉の廃止措置レベル2確率的リスク評価手法	Davide MERCURIO (Jensen Hughes, United States) Vince ANDERSEN, KC WAGNER	
		PSAM13	Risk Assessment Strategy for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station	福島第一原子力発電所の廃止措置のためのリスク評価戦略	Akira YAMAGUCHI (The University of Tokyo, Japan) Kazuki HIDA, Yasunori YAMANAKA, Yoshiyuki NARUMIYA	
	誘因事象	地震	Reliability Engineering & System Safety Volume 171, March 2018, Pages 34-47	An improved multi-unit nuclear plant seismic probabilistic risk assessment approach	マルチユニットPRA、プラント間相関を考慮 An improved approach is proposed to external event probabilistic risk assessment for multi-unit sites. The issues in dependency modeling in multi-unit seismic PRA are discussed. The issues related to the current discretization-based scheme are highlighted. A case study is developed for the seismic-induced SLOCA for a hypothetical nuclear plant site. Three multi-unit CDF metrics are calculated and discussed in the case study.	
			Earthquakes and Structures Volume 15 Issue 3 / Pages 295-306 / 2018 /	The capacity loss of a RCC building under mainshock-aftershock seismic sequences	余震時のRCCの耐力劣化の考慮 Reinforced concrete containment (RCC) building has long been considered as the last barrier for keeping the radiation from leaking into the environment. It is important to quantify the performance of these structures and facilities considering extreme conditions. However, the preceding research on evaluating nuclear power plant (NPP) structures, particularly considering mainshock-aftershock seismic sequences, is deficient. Therefore, this manuscript serves to investigate the seismic fragility of a typical RCC building subjected to mainshock-aftershock seismic sequences. The implementation of the fragility assessment has been performed based on the incremental dynamic analysis (IDA) method. A lumped mass RCC model considering the tri-linear skeleton curve and the maximum point-oriented hysteretic rule is employed for IDA analyses. The results indicate that the seismic capacity of the RCC building would be overestimated without taking into account the mainshock-aftershock effects. It is also found that the seismic capacity of the RCC building decreases with the increase of the relative intensity of aftershock ground motions to mainshock ground motions. In addition, the effects of artificial mainshock-aftershock ground motions generated from the repeated and randomized approaches and the polarity of the aftershock with respect to the mainshock on the evaluation of the RCC are also researched, respectively.	

表3-1 レベル1PRA研究マッピング(2/8)

外的		Reliability Engineering & System Safety Volume 134, February 2015, Pages 134-142	A method to improve cutset probability calculation in probabilistic safety assessment of nuclear power plants	地震PRAにおける成功バスの取り扱い EPRI report [32] introduces many successful events in the seismic PSA cutsets. This results in drastically overestimated top event probability. In order to overcome this problem, the author developed ACUBE software. ACUBE calculation can be determined according to the cutset structure (Section 4). ACUBE calculation removes unnecessary conservatism in the top event probability.	
		Reliability Engineering & System Safety Volume 185, May 2019, Pages 84-99	Simulation-Informed Probabilistic Methodology for Common Cause Failure Analysis	シミュレーションによるCCF推定手法 A simulation-informed method for Common Cause Failure (CCF) Analysis is developed. Physical failure mechanisms are explicitly incorporated by simulation models. Simulation-based CCF data is integrated with existing CCF data by Bayesian method. Probabilistic Validation characterizes and propagates epistemic uncertainty.	
	津波		該当なし		
	マルチハザード		Safety Science Volume 121, January 2020, Pages 283-302	A new framework for multi-hazards risk aggregation	マルチハザードリスクのアグリゲーション The importance of communicating the level of trustworthiness for DM is demonstrated. A framework is developed to assess the level of trustworthiness of PRA models. DST-AHP method is used to implement the developed framework. The weighted posterior method is used to consider the trustworthiness in MHRA. An application to a case study is provided to show the feasibility of the framework.
		http://hdl.handle.net/1969.1/174275	Combined Safety and Security Risk Evaluation Considering Safety and Security-Type Initiating Events	セーフティとセキュリティ融合のリスク評価 This research thesis contains three major analysis sections that provides security, safety, and combined safety-security risk analysis that studied and analyzed possible accident scenarios. This research starts with the security pathway analysis, which eventually calculated the initiating event frequency of a successful adversary attack and estimated the security risk value.	
		http://dx.doi.org/10.3327/taesi.j16.013-10 refs_6 figs_6 tabs: This record replaces 48085810: 雑誌名: 日本原子力学会論文誌	Proposal of evaluation methodology of multiple-failure-initiating events for seismic PRA	多重故障起因事象の取り扱い After the severe accident at the Fukushima-Daiichi nuclear power station, the regulation of nuclear plant safety in Japan was upgraded, and continuous effort to enhance risk management in the medium and long term is required. Seismic risk is important in Japan, and one of the major issues of current probabilistic risk assessment (PRA) methodology is the enhancement of seismic PRA including the evaluation of initiating events induced by simultaneous multiple failures of components and of subsequent accident sequences. The Nuclear Regulation Authority (NRA) addressed the issue as "...multiple-failure-initiating events should be considered." In addition, the standard for the procedure of seismic PRA for nuclear power plants in 2015 identifies this issue in the same manner. This study proposes an enhanced seismic PRA methodology considering multiple-failure-initiating events that is expected to contribute to improving the safety of nuclear power plants. This study also discusses the issues that need more research for their resolution.	
内的	SFP	PSAM14	MELCOR2.2/SNAP Analysis of Oxidation Response during Spent Fuel Pool Quenching	SFPのクエンチについてMELCORの解析結果を述べたもの。 →PRAではないがSFP関連	
		PSAM14	Probabilistic Risk Assessment of the Spent Fuel Pools of Olkiluoto 1 and 2 NPP Units	The PRA includes internal events, internal fires and floods and external hazards during power operation of the reactor of the NPP unit. During shutdown of the reactor, the spent fuel pool is included in the PRA of the reactor. 内部火災、溢水、外部ハザード、プラント運転中、停止中 オルキオルトの実機のPRAの結果。 SFP関係	
		PSAM14	Internal Events Level 1 PSA study of Armenian NPP Spent Fuel Pools	米国原子力発電所の使用済み燃料プールを対象として、定格運転時もふまえたリスク評価を実施した。	Gurgen Kanetsyan, Armen Amirjanyan, and Zoltan Kovacs Nuclear and Radiation Safety Center, Armenia, RELKO Ltd.
		PSAM18	The study of spent fuel pool risk at decommissioning nuclear power plant in Taiwan	廃止後も長期間燃料が保管される使用済み燃料プールについて、リスク評価を実施した。	Tian, Y., Chao, C.-C., Hsu, C.-C., Chiu, P.-J., Chiou, Y.-T., Lin, T.-S. Institute of Nuclear Energy Research
	マルチユニット	PSA2019	Consideration of Multi-Unit Risk Aspects Within an Integrated Risk-Informed Decision-Making Framework	マルチユニットにおけるリスク情報活用のための既存技術の可用性、課題や実用面からの現状のギャップについて分析。	Fernando Ferrante (EPRI), Westinghouse 4名
		PSA2019	A Review of Selected Multi-Unit PRA Issues	マルチユニットPRAとその利用に存在する誤解釈や混乱といった問題、並びにそれらの問題のマルチユニットリスク尺度、安全目標、及びリスクに	Mohammad Modarres (Univ of Maryland)
		PSA2019	Simplified Methodology for Multi-Unit Probabilistic Safety Assessment (PSA) Modeling	簡略化マルチユニットPSAに関する報告。	Dennis Henneke, Jonathan Li (日立GE)
		PSA2019	A Method for Considering Numerous Combinations of Plant Operational States in Multi-Unit Probabilistic Safety Assessment	マルチユニットPSAでのプラント運転状態(POS)の組合せのモデル化手法と適用結果の説明。	Dong-San Kim, Jin Hee Park, Ho-Gon Lim (KAERI)
		PSA2019	Methodological Approach for a Hydrological Hazards PSA for a Multi-Unit, Multi-Source Site	リスクの積算による個別プラントPSAからサイトレベル用への拡張及び内部/外部ハザード対応の拡張手法の紹介。	Matthias Utschick, 他 (GRS: 独原子力安全協会)
		PSA2019	Insights From a WGRISK Activity on the Status of Site-Level PSA Developments	国際的なワーキンググループWGRCISKによるサイトレベルPSAの情報共有等の活動報告。	Yolande Akl, 他 (NRC, カナダ原子力安全委員会, 各国規制組織等)
		PSA2019	Understanding of the Overall Risk Profile: Multiunit Context and Risk Aggregation	単一ユニットのPRAの複数ユニットへの拡張、それぞれのリスクの重ね合わせに関する議論。	Patricia Dupuy, 他 (IRSN 他、規制組織、研究所等)
		PSA2019	Development of Multi-Unit PSA Model for the Case Study of the IAEA Project	IAEAにおけるマルチユニットPSAプロジェクトと、そこでの検討内容の説明。	Pavol Hlavac, 他 (民間企業, IAEA)
		PSAM14	Framatome's lessons learned on Multi-Unit PSA	フラマトムでのマルチユニットPRAの経験、単一ユニットPSAとサイトPSAの相異の説明。既存の単一ユニットPSAモデルを基にしたマルチユニット	Jean-Yves Brandalet, 他 (Framatome)
		PSAM14	Practical Methods for Composing Multi-unit PSA Model	単一ユニットPSAモデルを組み合わせてマルチユニットPSAモデルを生成する方法を説明。	Woo Sik Jung (Sejong University)
		PSAM14	Analysis of different quantitative safety goals for nuclear power plants	PSAのレベル毎の定量的安全目標の整合性等の考察。	Ji Suk KIM, 他 (Chung-Ang University)
		PSAM14	Application of Bayes' Theorem for Risk-Informed Decision-Making at the Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant	複数の情報源からの情報をベイズ更新し、異常診断や意思決定に用いる方法の紹介。	山口、張、TAN (東大)
		PSAM14	IAEA Project: Multiunit Probabilistic Safety Assessment	IAEAのマルチユニットPSAプロジェクトおよびケーススタディの紹介。	Ovidiu Coman, Shahen Poghosyan (IAEA)
		ASRAM2019	APPROACH TO DEVELOPING LEVEL 1 MULTI-UNIT PSA MODELS AND INSIGHTS FROM THE MODELS	KHNPにおけるマルチユニットPSAへの取り組みとモデル開発進捗の紹介。	Hojun Jeon, 他 (KHNP: 韓国水力原子力発電)
		ASRAM2019	CONSIDERATION OF RISK METRICS FOR SITE PROBABILISTIC SAFETY ASSESSMENT	単一ユニットPSAで用いられるリスク指標 (e.g. CDF) を拡張し、マルチユニット及びサイトのPSAに適用できるようにした、新たな指標の説明。	Yein Seo, Seunghyun Jang, 他 (Hanyang University)
		ASRAM2019	Development of A Data Management System, MSPAR-DB, for Level 1 PSA	マルチユニットに関するデータは膨大となることから、ユーザーフレンドリーなデータ管理システムを開発した。	Byeongmun Ahn, Seokwoo Sohn, Moosung Jae (Hanyang University)
	技術報告書	Framework for Assessing Multi-Unit Risk to Support Risk-Informed Decision-Making Phase 1: Initial Framework Development	Graded Approach (重要度による意思決定)を用いた、原子カプラントサイトにおけるマルチユニットリスクを取り扱う枠組みの説明。	F. Ferrante (EPRI)	
	ランダム以外	火災	「火災PRA」タブに記載		
		溢水	「溢水PRA」タブに記載		

表3-1 レベル1PRA研究マッピング(3/8)

		Reliability Engineering & System Safety, Volume 194, February 2020, Article 106415	Effects of digitalization of nuclear power plant control rooms on human reliability analysis - A review	HRA適用-制御室デジタル化の影響評価	
		Reliability Engineering & System Safety, Volume 194, February 2020, Article 106371.	Application of human reliability analysis in the deterministic safety analysis for nuclear power plants	HRA適用-DSAにおけるHuman Interactionの検討	
		PSA 2019, pages 634-642, 28 April-4 May 2019.	Human reliability analysis quantification guidance for main control room abandonment scenarios in fire PRAs: What's and when can existing methods be used?	HRA適用---HRAガイダンス	
	HRA適用	PSA 2017, Volume 2, pages 1045-1051, 24-28 September 2017.	Developing human reliability analysis guidance for main control room abandonment scenarios in fire PRA : What's different about "command and control"?	#PSA2017では、上記の内容の前身が発表されている。	
		PSA 2019, pages 805-810, 28 April-4 May 2019.	Human reliability dependency analysis and configuration risk management	HRA適用-Human actionの依存性の検討	
		PSA 2019, pages 870-874, 28 April-4 May 2019.	HRA and dependency analysis insights from a dominion energy model update project	HRA適用-HRAおよびHuman actionの依存性の検討	
		PSAM13	Lessons Learned from HRA Results for FP and LPSD PRA with K-HRA Methodolgoy	K-HRA方法論を用いたFP(フルパワー)およびLPSD(低出力/シャットダウン) HRA結果の妥当性の評価	Seong Kyu PARK (Atomic Creative Technology, Inc., Korea, Republic of)
		PSAM13	A French Experiment about CREAM	internal explosion PSAモデルへの適用を通じたCREAMの長所と短所の分析	Veronique FAUCHILLE (Institut de Radioprotection et de Surete Nucleaire, France)
		Reliability Engineering & System Safety, Volume 194, February 2020, Article 106416.	Development of a quantitative Bayesian network mapping objective factors to subjective performance shaping factor evaluations: An example using student operators in a digital nuclear power plant simulator	HEPの定量化・評価---PSFの定量化法の開発	
		Reliability Engineering & System Safety, Volume 194, February 2020, Article 106343.	Expert judgements for performance shaping factor's multiplier design in human reliability analysis	HEPの定量化・評価---PSFに対するmultiplierの推定	
		Nuclear Engineering and Technology, Volume 51, Issue 1, February 2019, pages 104-115.	Human and organizational factors for multi-unit probabilistic safety assessment: Identification and characterization for the Korean case	HEPの定量化・評価---人的・組織的因子の分類(定量化でなく)	
		PSAM 2018, 16-18 September 2018.	Methodology for supporting the determination of human error probabilities from simulator sourced data	HEPの定量化・評価---HEPの定量化手法	
		Reliability Engineering & System Safety, Volume 177, September 2018, pages 191-209.	Bridging the simulator gap: Measuring motivational bias in digital nuclear power plant environments	HEPの定量化・評価---HEPに対するバイアス評価(simulator vs NPP)	
	HEP定量化・評価	Reliability Engineering & System Safety, Volume 170, February 2018, pages 215-225.	Calculating nominal human error probabilities from the operation experience of domestic nuclear power plants	HEPの定量化・評価---HEPの定量化	
		Annals of Nuclear Energy, Volume 111, January 2018, pages 31-40.	A framework to estimate probability of diagnosis error in NPP advanced MCR	HEPの定量化・評価---認識過誤確率の定量化手法	
		37th Annual Conference of the Canadian Nuclear Society and 41st Annual CNS/CAN Student Conference, 4-7 June 2017.	A development of a methodology to calculate human error probability of severe accident mitigating strategy using dynamic HRA method	HEPの定量化・評価---HEPの定量化手法	

表3-1 レベル1PRA研究マッピング(4/8)

	Reliability Engineering & System Safety, Volume 148, April 2016, pages 44-56.	Human error probabilities from operational experience of German nuclear power plants, Part II	HEPの定量化・評価---HEPの定量化	
	PSAM2014	Human Reliability Analysis (HRA) methodologies used in the Canadian Probabilistic Safety Assessment (PSA) for external events	カナダでの地震PSA、火災PSA、および洪水PSAIに使用される外部事象HRA方法論の長所と限界の評価	Hayat Chatri, Smain Yalaoui, and Yolande Akl (Canadian Nuclear Safety Commission)
	PSAM13	An Empirical Approach to the Relationship between Performance Shaping Factors and Operator Performances in Nuclear Power Plants	実験検討によるPSF(パフォーマンスシェーピングファクター)とオペレータのパフォーマンスの関係の調査	Jooyoung PARK (Chosun University, Korea, Republic of)
HRA手法・コード開発	Reliability Engineering & System Safety, Volume 191, November 2019, Article 106509.	Assessment of HRA method predictions against operating crew performance: Part I: Study background, design and methodology	HRAの手法・コード開発--- HRA手法の評価(ベンチマーク)_part-1	
	Reliability Engineering & System Safety, Volume 191, November 2019, Article 106510.	Assessment of HRA method predictions against operating crew performance: Part II: Overall simulator data, HRA method predictions, and intra-method comparisons	HRAの手法・コード開発--- HRA手法の評価(ベンチマーク)_part-2	
	Reliability Engineering & System Safety, Volume 191, November 2019, Article 106511.	Assessment of HRA method predictions against operating crew performance: Part III: Conclusions and achievements	HRAの手法・コード開発--- HRA手法の評価(ベンチマーク)_part-3	
	Reliability Engineering & System Safety, Volume 191, November 2019, Article 106507.	A hybrid algorithm for developing third generation HRA methods using simulator data, causal models, and cognitive science	HRAの手法・コード開発---PHOENIX HRA手法	
	Reliability Engineering & System Safety, Volume 185, May 2019, pages 240-260.	Data-theoretic methodology and computational platform to quantify organizational factors in socio-technical risk analysis	HEPの定量化・評価---組織的因子の定量化手法	
	PSA 2017, Volume 2, pages 1294-1300, 24-28 September 2017.	Data-theoretic methodology and computational platform for the quantification of organizational mechanisms in probabilistic risk assessment	#PSA2017では、上記の内容の前身が発表されている。	
	PSA 2019, pages 793-797, 28 April-4 May 2019.	New functions and features associated with EPRI HRA calculator version 5.2	HRAの手法・コード開発---EPRI HRA calculator ver.5.2	
	Reliability Engineering & System Safety, Volume 158, February 2017, pages 117-129.	Capturing cognitive causal paths in human reliability analysis with Bayesian network models	HRAの手法・コード開発---IDHEASにおける認識エラー取扱方法	
	PSAM 2016, 2-7 October 2016.	Human reliability analysis method development in the us nuclear regulatory commission	HRAの手法・コード開発---IDHEAS HRA手法の開発(状況)	
	PSA2015	Advanced Investigation of HRA Methods for Probabilistic Assessment of Human Barriers Efficiency in Complex Systems for a Given Organisational and Environmental Context		
	PSA2015	Insights on Human Error Probability from Cognitive Experiment Literature		
	PSA2017	Final Conclusions and Lessons Learned from Testing the Integrated Human Event Analysis System for Nuclear Power Plant Internal Events At-Power Application		
	PSA2019	Human Performance Modeling and Experimentation for Control Rooms		
	PSAM13	Testing the Internal at-Power Application of the IDHEAS HRA Method	IDHEASのガイダンスを適用し一貫したHRA結果が生成できるかの評価	Huafei LIAO (Sandia National Laboratories, United States)
	PSAM13	The General Methodology of an Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS) for Human Reliability Analysis Method Development	IDHEAS-Gの分析プロセスと技術要素に関する説明	Yung Hsien CHANG (U.S. Nuclear Regulatory Commission, United States)
	PSAM13	Developing an HRA Guide for Japanese Utilities Combining the NRC Narrative Approach with the EPRI HRA Calculator	定性分析のための「ナラティブ」の概念を採用した、HRA Calculatorを用いたHRA実装ガイドの開発	Yukihiro KIRIMOTO (Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan)
	PSA2019	New Functions and Features Associated with EPRI HRA Calculator Version 5.2		
	ASRAM2019	Calculating Reliability Regarding Human Performance Time Based on Comparison of Procedure and Instrumentation Cues	時間関連の信頼性評価のばらつきを低減し、評価プロセスの科学的証拠を強化するために、クリティカルキューとそのタイミングの決定ルールを用いたパフォーマンス時間ベースのHEP計算手法の提案	Yochan Kim, Jaewhan Kim, Jinkyun Park, Sun Yeong Choi, Seunghwan Kim, Wondea Jung, Hee Eun Kim, Seung Ki Shin (Korea Atomic Energy Research Institute)
	PSA2015	Estimating Time Information to Conduct a Seismic Human Reliability Analysis (HRA) Based on Human Performance Data Simulated Against Non-Seismic DBAs		
	PSA2015	Nuclear Power Plant Seismic Probabilistic Risk Assessment Human Reliability Analysis-A Practical Approach		

表3-1 レベル1PRA研究マッピング(5/8)

HRA	地震	ASRAM2019	Consideration about Developing Human Reliability Analysis Method Applicable to External Events with a Focus on Seismic of Domestic Nuclear Power Plants	国内NPPの外部イベントに適用可能なHRA手法の開発に関する、地震固有の考慮事項に関する考察	Hyo-sun Ryu, Joo-il Park, Hak Kyu Lim (KEPCO International Nuclear Graduate School)
	津波	ASRAM2019	Human Reliability Analysis of Important Door Closures in Tsunami Probabilistic Risk Assessment	通常の人間の信頼性分析 (HRA) 手順を使用して評価することはできない津波時の水密扉の閉失敗の評価	Kenichi HAYASE, Kohei NONOSE, Yukihiko KIRIMOTO (Central Research Institute of Electric Power Industry)
		ASRAM2019	Development of a Human Reliability Analysis (HRA) Guide for Qualitative Analysis with Emphasis on Narratives and Models for Tasks in Extreme Conditions	電力中央研究所 (CRIEPI) が開発した、人間のパフォーマンスに影響を与えるプラント固有およびシナリオ固有の条件を叙事知として収集するための定性分析方法についてまとめたガイドの紹介	Yukihiko Kirimoto, Yuko Hirotsu, Kohei Nonose, Kunihide Sasou (Central Research Institute of Electric Power Industry)
	マルチユニット	PSAM2014	Analysis of Human-Induced Initiating Events in the LOOP Scenario	CBDT手法を用いた複数のユニットに同時に影響を与えるLOOPシナリオの分析	Awwal Mohammed Arigi, Jooyoung Park, and Jonghyun Kim (Department of Nuclear Engineering, Chosun University)
		PSA2019	An Illustrative, Interview-Based Risk Framework for Treatment of High-Stress Human Actions in Multiunit Nuclear Power Plant Accidents		
		PSAM2014	An Approach to Human Reliability Analysis for the Multi-Unit PSA	マルチユニットHRAのアプローチの観点(組織、タスクオブジェクト、パフォーマンス形成要因、環境要因、およびタスク)の紹介	Jooyoung Park, Awwal Mohammed Arigi, and Jonghyun Kim (Department of Nuclear Engineering, Chosun University)
	火災	PSAM14	Application of SPAR-H Method in Fire Human Reliability Analysis	SPAR-Hを使用した火災シナリオでの人間の行動の定量化の適用例	Kunxiu Liu (CNNC China Nuclear Power Engineering Co., Ltd)
		ASRAM2019	Development of Fire HRA Guideline for Application to Domestic NPPs	KAERI(韓国原子力研究所)が開発した国内レベル1 PSAのHRAの標準的な方法であるK-HRA法に基づいた、国内火災PSAIに必要な火災HRAのガイダンスを提供するためのガイドライン開発方針の紹介	Sun Yeong Choi, Dae Il Kang (Korea Atomic Energy Research Institute)
		PSA2017	Lessons Learned in Fire PRA Human Reliability Analysis		
		PSA2019	Human Reliability Analysis Quantification Guidance for Main Control Room Abandonment Scenarios in Fire PRAs: What's New and When Can Existing Methods Be Used?		
		PSA2017	Developing Human Reliability Analysis Guidance for Main Control Room Abandonment Scenarios in Fire PRA: What's Different About Command and Control		
		PSA2017	Human Reliability Analysis for Implementation of Incipient Fire Detectors in Fire PRAs		
	時間依存	ASRAM2018	Time Reliability Correlation of Diagnostic Human Error Probability	K-HRA手法で用いる、HRAの診断TRC(時間信頼性相関)を生成するために開発したシミュレータデータの収集と分析の方法の紹介	Wondea Junga, Jinkyun Park (Korea Atomic Energy Research Institute)
	緊急時、支援	ASRAM2019	Qualitative Assessment of FLEX Strategies (Final Phase) for an APRI400 ELAP in Risk-Informed Decision Making	SPAR-Hを使用したELAP事象でのポータブル機器の展開における、予備的なタスク分析、起こりうるエラーモードの定性分析、およびパフォーマンスシェーピングファクター (PSF) の特定等の分析	Jonathan A. Blankson, Hak Kyu Lim (KEPCO International Nuclear Graduate School)
		ASRAM2018	Human Reliability Analysis for Mitigation Strategies using Portable Equipment in an Extended Loss of AC Power (ELAP) Event of Nuclear Power Plants	AC電力損失 (ELAP) イベントの延長下でポータブル機器を利用した緩和戦略の定性的および定量的HRAのケーススタディ	Jaewhan Kim, Wondea Jung, Jinkyun Park (KAERI)
		PSA2017	Implementation of FLEX Operator Actions in PRA Models		
		PSAM14	Human Reliability Assessment for 'Flex' Equipment	フレックス機器を使用したタスクを評価するための標準タスク分析ツール等に関する考察	Martin Reid (EDF Energy)
		PSAM14	Use of Expert Judgment to Support Human Reliability Analysis of Implementing FLEX Equipment	FLEX機器の使用に関連するHEPを定量化するために用いた専門家判断の結果報告	Michelle Kichline, Jing Xing, John Hughey, and Mathew Hamberstone (U.S. Nuclear Regulatory Commission)
		PSA2019	The Use of Expert Judgment to Support Human Reliability Analysis of Implementing Flex Equipment		
ASRAM2019		Validating Team Decision-Making Performance Model Based on the Event Investigation Reports of Diverse Industries	鉄道、航空、原子力産業などのさまざまな業界から発行されたイベント調査レポートの分析に基づいて、SAMGタスクのHEPを推定するための、チームの意思決定パフォーマンスモデルの妥当性を検討	Jinkyun Park (Korea Atomic Energy Research Institute), Dong-Han Ham (Chonnam National University)	
チーム、組織	ASRAM2018	An Assessment Method of Organizational Behavior Reliability in Nuclear Power Plants	組織エラーの確率または組織行動の信頼性を定量化するための方法に関する提案	Pengcheng Lia, Xiaofang Lia, Licao Daia, Xiao Jina (Human Factor Institute, University of South China)	
	PSA2019	Organizational Factors in PRA: Twisting Knobs and Beyond			
	PSA2015	Quantifying Organizational Factors in Human Reliability Analysis Using the Big Data-Theoretic Algorithm			
特殊	PSAM14	ANALYSES METHODS AND PILOT APPLICATIONS OF SACADA DATABASE	SACADAデータベースを使用したHEPの経験的推定方法の開発と、パイロットアプリケーションを通じた有用性の検証	Pamela F. Nelson (Universidad Nacional Autónoma de México)	
	PSAM14	Informing HRA by Empirical Data, Halden Reactor Project Lessons Learned and Future Direction	さまざまな方法でHRAにデータを提供したHalden Reactor Projectの歴史の紹介	Andreas Bye (OECD Halden Reactor Project)	
	PSAM14	Attempt to predict human failure rate in different industry sectors using data from major accidents and Bayesian networks	さまざまな産業部門からの主要な事故のデータセットのベイジアンモデルを提案	C. Morais (University Institute for Risk and Uncertainty)	
	PSA2015	Estimation of Human Error Probabilities Based on Operating Experience of Lovisa Nuclear Power Plant			
	ASRAM2019	HRA Data Collection - Insights from Recent Workshops	HRA SocietyがPSAM14で開催した、HRAデータの収集と共有に関するワークショップの概要の報告	Jeffrey Julius, Kaydee Gunter (Jensen Hughes)	
	ASRAM2019	Characteristics of Unsafe Acts Related to Unguided Controls under Simulated Emergency	定性分析によって特定された、ガイド無し制御(手順で指示されていない方法での操作)UA(不安全行動)の特性の要約と、デジタルMCRと従来のMCRの違いについての解説	Sun Yeong Choi, Yochan Kim (Korea Atomic Energy Research Institute)	
	ASRAM2019	Analysis of Crew Communication During the Emergency Situation in an Advanced Control Room	フルスコープのトレーニングシミュレータからのデータに基づいた、コミュニケーションとチームのパフォーマンスデータ(通信の品質)の収集と分析	Jeonghun Choi, HyungJun Kim, Seung Jun Lee (Ulsan National Institute of Science and Technology)	

スコープ

特殊

データ

表3-1 レベル1PRA研究マッピング(6/8)

ノーマル 集	PSAM13	Example Use of the SACADA Data to Inform HRA	コンテキスト類似データ分析アプローチを使用したSACADAデータの分析とIDHEAS-Gとの統合の提案	Yung Hsien James Chang, Carmen Franklin (U.S. Nuclear Regulatory Commission)
	PSAM14	Using Microworlds to Support Dynamic Human Reliability Analysis	Rancorのマイクロワールドを用いた、PSFのコンテキスト内でのヒューマンエラーデータの収集方法の紹介	Thomas A. Ulrich, Ronald L. Boring, and Diego Mandelli (Idaho National Laboratory)
	PSAM14	Use of IDHEAS General Methodology to Incorporate Human Performance Data for Estimation of Human Error Probabilities	IDHEAS-Gの階層構造(マクロ認知機能、CFM、PIF等)と、構造内のさまざまなリソースのヒューマンエラーデータの収集・利用方法のデモンストレーション	Jing Xing and Y. James Chang (U.S. Nuclear Regulatory Commission)
	PSAM14	SACADA Data for HEP Estimates	SACADAプログラム、NRCで進行中・計画中のHRAデータアクティビティについての説明	Mohamad Ali Azarm (Innovative Engineering and Safety Solutions)
	PSAM14	Methodology for Supporting the Determination of Human Error Probabilities from Simulator Sourced Data	SACADAシステムのデータからHEPを計算するための条件付き確率の処理方法の提案	Katrina M. Groth (Systems Risk and Reliability Analysis Lab)
	PSAM14	A framework for using SACADA to enhance the qualitative and quantitative basis of HRA	SACADAシステムのデータを使用したベイジアン手法の検討	
	PSA2017	Statistical Approaches to Estimation of Nominal HEPs Using Simulation Data		
	PSA2019	Models for Human Performance Improvement		
中操放棄	PSA2015	Three HRA Case Studies on Plant Shutdown Following Main Control Room Abandonment		
	PSA2017	Timeline Development for Main Control Room Abandonment Human Reliability Analysis due to Fire Conditions		
竜巻	PSA2017	Approach to Human Reliability Analysis for High Winds Events		
デジタル MCR	PSAM13	Method for Analysing Operator Interactions with Computerized Interfaces and Their Impact on Process Safety	コンピュータベースのインタフェースを用いたアクティビティの分類と、認知作業負荷、ストレスに関連するエラーの可能性の定性的評価のための方法論の提案。	Johannes BECK (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS), Garching, Germany)
	PSAM13	Human Performance Observation and Data Collection in Digital Main Control Rooms of Nuclear Power Plants: A Case Study in China	デジタルMCRのフルスコープのシミュレーター観測に焦点を当て、中国の2つのフルスコープシミュレータから3種類の人間のパフォーマンスデータ(オペレーターエラー、操作時間、精神的作業負荷)を収集	Yongping QIU (Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute, China)
	PSAM13	Methods and Measures for Characterizing Nuclear Power Plant Operator Performance to Support Control Room Modernization	アイダホ国立研究所(INL)と韓国原子力研究所(KAERI)による3年間のプロジェクトの内の1年目の報告。アナログ制御室とデジタル制御室とハイブリッド制御室におけるオペレータのパフォーマンス特性についての文献調査及びオペレータの経験の調査。	Bruce HALLBERT (Idaho National Laboratory, United States)
	PSAM14	Expanding GOMS-HRA from Analog to Digital Human-Machine Interfaces	GOMS-HRA手法を利用した、アナログおよびデジタルMCRにおける原子力オペレータの行動データの比較	Thomas A. Ulrich and Ronald L. Boring (Idaho National Laboratory)
	ASRAM2019	Human Reliability Data for Modern Control Rooms - A Survey	国際的なデジタルMCRでのオペレータパフォーマンスのデータ収集研究についての文献調査及び国際的専門家へのインタビューの結果報告	Andreas Bye (IFE, OECD Halden Reactor Project), Andrew Wright (Corporate Risk Associates Ltd.), Martin Reid (EDF Energy Nuclear Generation Ltd.)
	ASRAM2019	Performance Time Analysis to Identify the Factors Affecting Plant Operation in Digitalized Control Rooms	安全なプラント運転に影響を及ぼす要因を推測するための、デジタルMCRでのオペレータのパフォーマンス時間の分析	Hee Eun Kim, Yochan Kim (Korea Atomic Energy Research Institute)
	PSAM13	Using Expert Judgments to Estimate the Multipliers of Performance Shaping Factors in Digital Main Control Rooms of Nuclear Power Plants	SPAR-Hのデジタル制御室のパフォーマンスシェーピングファクター(PSF)の乗数を専門家判断手法を用いて抽出	Peng LIU (Tianjin University, China)
	PSAM14	HRA Data for Performance Shaping Factors Reflecting Digital MCR	シミュレータデータを用いた、デジタルMCRの特性を反映するHuREX用の不安全行動の情報収集テンプレートのデータ項目を提案	Sun Yeong Choi, Yochan Kim, and Jinkyun Park (Korea Atomic Energy Research Institute)
	PSAM14	Some Insights for Assessing Diagnosis Error Probabilities of Operators in Advanced MCRs	デジタルMCR環境での診断エラーの確率を評価するためのフレームワークを適用するプロセスで得られたいくつかの洞察を紹介	Ar Ryum Kim, Seung Woo Lee, Namcul Cho, Ji Tae Kim, Dohyoung Kim, and Sok Chul Kim (Korea Institute of Nuclear Safety)
	従属性	PSA2015	Modeling Human Failure Event Dependencies in the Columbia PRA Update	
PSA2015		Focusing the Scope of Human Error Dependency Analysis		
PSA2017		Lessons Learned in HRA Dependency Analysis		
PSA2019		HRA and Dependency Analysis Insights from a Dominion Energy Model Update Project		
PSA2019		Human Reliability Dependency Analysis and Configuration Risk Management		
PSA2019		Human Action Dependency Development in the Age of Automation		
ASRAM2019		Application of HRA Dependency Analysis in Level-1 Internal Event PSA	各HRA手法のHFE間の従属性分析のアプローチの総合的検討	Xinwei Liu, Xiufeng Tian (China Nuclear Power Engineering Co., Ltd.), Xuhong He (Lloyd's Register Consulting - Energy AB), Kunxiu Liu (China Nuclear Power Engineering Co., Ltd.)
PSAM13		Integrated HRA Dependency Treatment in PSA	PSAソフトウェアがHFEを認識し、ミニマルカットセット内の追加のHFEに条件付き確率を自動的に適用する、HFE間の従属性の取り扱い方法の提案	Xuhong HE (Lloyd's Register Consulting, Sweden)
ASRAM2018	Dependence Assessment in Human Reliability Analysis Based on D numbers and AHP-DEMATEL	人間のタスク間の依存度を評価し、依存性を考慮してヒューマンエラー確率を計算するための、DナンバーとAHP-DEMATEL手法に基づく新しいモデルを提案	Su Xiaoyan, Li Lusu, Qian Hong, Yang Ting, Pan Xiaolei (Shanghai University of Electric Power, Shanghai, China)	
動的	PSA2017	Dynamicizing the SPAR-H Method: A Simplified Approach to Computation-Based Human Reliability Analysis		
	PSAM14	A Method for Modeling Human Behavior as a Dynamic Process in the Context of External and Internal Hazards	システムの状態や偶発的不確実性に依存する可能性のある動的なイベントシーケンスとして人間の行動・手順モデリング・シミュレーションする方法(乗組員モジュール)の提案・紹介	Joerg Peschk (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH)
	PSAM14	Functional Requirement Analysis for Severe Accident Management Support System Using Multilevel Flow Modeling	マルチレベルフローモデリング(MFM)を使用したシビアアクシデント管理サポートシステムの機能要件分析(FRA)の開発	Sungheon Lee, Jonghyun Kim (Department of Nuclear Engineering, Chosun University)
	PSAM14	Aggregation of Autocalculated Human Error Probabilities from Tasks to Human Failure Events in a Dynamic Human Reliability Analysis Implementation	動的なタスクレベルのHEPを静的なHFEレベルのHEPに調整する集計手法の提案	Ronald L. Boring, Thomas A. Ulrich, Nancy J. Lybeck (Idaho National Laboratory), Martin Rasmussen (NTNU Social Research)

表3-1 レベル1PRA研究マッピング(7/8)

		PSAM14	Risk-informed Context-based Human Reliability Assessment Method	コンテキストベースのチームワークのパフォーマンス評価(PET)方法の紹介	Gueorgui Petkov(Dovre Group Plc)
	レベル2	PSA2017	How to Explain Post-Core-Damage Operator Actions for Human Reliability Analysis (HRA): Insights from a Level 2 HRA/PRA Application		
	レベル3				
	CCF	PSA2015	A New Approach for Estimation of Common Cause Failures Parameters in the Context of Incomplete Data	SimulatorによるCCFパラメータ推定手法	T.D.L. Duy(EDF)
		PSA2017	Spatio-Temporal Probabilistic Methodology and Computational Platform for Common Cause Failure Modeling in Risk Analysis	データの代わりにSimulatorを使ってCCFパラメータを推定する手法	T. Sakurahara (University of Illinois)
		PSA2015	Common Cause Failure Parameters Estimation with Coloured Petri Nets	デジタルI&C用CCFモデル	G. Deleuze (EDF)
		J. of fusion energy, 2017	Asymmetrical Common-Cause Failures Analysis Method Applied in Fusion Reactors	個々の機器の個性を考慮した非対称CCF検討	C. Shanqi (University of Science and Technology of China)
		PSA2019	Reliability Modeling of Redundant Systems Considering CCF Based on DBN	動的評価手法向けCCFモデル開発	Z. Li (Naval Aeronautical University)
		ASRAM2019	Copula-based Multivariate Probability Distributions for Representing Common Cause Failures	金融工学等で用いられているcopula手法を用いて、共通原因故障の非対称性を考慮する方法を提案した。	Kyungho Jin, Kibeom Son, Gyunyoung Heo (Kyung Hee University)
		Reliability Engineering & System Safety Volume 185, May 2019, Pages 84-99	Simulation-Informed Probabilistic Methodology for Common Cause Failure Analysis	シミュレーションによるCCF推定手法 A simulation-informed method for Common Cause Failure (CCF) Analysis is developed. Physical failure mechanisms are explicitly incorporated by simulation models. Simulation-based CCF data is integrated with existing CCF data by Bayesian method. Probabilistic Validation characterizes and propagates epistemic uncertainty.	
		Reliability Engineering & System Safety Volume 195, March 2020, 106699	A common cause failure model for components under age-related degradation	経年劣化によるCCFモデル A new model is proposed to determine component-specific dynamic CCF probability. An experimental study is conducted to elucidate the CCF impacts over service span. The risk would be underestimated as the undetected components degradation accumulates. Advances in sensing techniques and data analytics are important to enhance the current PRA research.	
	原学2019年秋	試験におけるアルファファクタ定式化法の提案	CCF評価手法の一つのアルファファクタ法の検討		
従属故障 (DF)		PSA2019	Incorporation of Spatial Variability of Ground Motions in a Seismic Multi-Unit Probabilistic Risk Assessment	マルチユニット地震PRAで、サイト内部地震動分布を考慮する方法の議論。	Jonathan DeJesus Segarra1, Mohammad Modarres, 他 (Univ of Maryland)
		PSA2019	Evaluation of Common Cause Failure by an Initiating Event for Multi-Unit Using Bayesian Belief Network	ユニット間の炉心損傷確率の依存性をベイジアンネットワークで評価し、CCFとの相関を検討した結果を説明。	Yun Yeong Heo, 他 (UNIST: ウルサン科技大)
		PSA2019	Seismic Correlation Modeling in Multi-module PRA	地震による複数の失敗の相関評価法構築に関する報告。	Luke Mcsweeney (NuScale Power, LLC)
		PSAM14	SITRON - Site risk assessment approach developed for Nordic countries	スウェーデン・フィンランドで実施されているサイトリスク評価の研究プロジェクト「SITRON」およびパイロットスタディの紹介。マルチユニットにおける	Ola Bäckström他 (ロイド、VTT、他)
		PSAM14	Multi-Unit Dependency Modeling Based on Reported Japanese Nuclear Power Plant Incidents	CCFパラメータの方法論を拡張し、マルチユニットPRAに適用する手法を提案。パラメータは日本の運転経験から推定。	中野、北田、竹田、Modarres他 (大阪大、Univ of Maryland)
		PSAM14	Framework for Modeling Ground Motion Variability at a Nuclear Power Plant Site for Use in a Seismic Multi-Unit Probabilistic Risk Assessment	プラントが近接している場合も含め、地震動の空間分布を取り扱うことのできる手法を提案。複数ユニット間の依存性を現実的にモデル化する要素	Jonathan DeJesus Segarra他 (Univ of Maryland)
		SMIRT23	DEVELOPMENT OF MULTI-UNIT SEISMIC RESPONSE CORRELATION AND LEVEL-1 SEISMIC PRA MODEL	SECOM2-DQFMを用いて地震応答の相関を考慮したマルチユニット地震PRAの解析を実施した経験の説明。	Kondo, Teragaki, Abe (NRA)
		ASRAM2019	Development of Site Dependence Index for Multi-Unit Nuclear Power Plants: Vine copula approach	多変量確率分布を用いて、ユニット間の依存性を示す新たな指標「SDI: Site Dependence Index」を提唱。	Kyungho Jin, Gyunyoung Heo (Kyung Hee University)
		ASRAM2019	Framework of Simplified Method Evaluating Seismic Conditional Core Damage Probability for Multi-unit	マルチユニットPRAを、ユニット間CCFを用いて簡易的に実施する枠組みの説明。マルチユニットCCDPの導出にはベイジアンネットワークを使用。	Yun Yeong Heo, Seung Jun Lee (UNIST)
		ASRAM2019	COMPARISON OF MULTI-UNIT DEPENDENCY BETWEEN UNITED STATES AND JAPAN	日米のマルチユニットの依存性を原子カプラントの運転実績に基づき比較した結果の報告。	竹田、北田 (阪大)
		ASRAM2019	CONVERSION OF SEISMIC CORRELATION INTO SEISMIC CCFS AND ITS APPLICATION TO MULTI-UNIT PSA	地震による影響の相関をCCFとして表現し、内部事象PSAと同様の手順でマルチユニットPSAを実施する試みの説明。	Woo Sik Jung (Kyung Hee University)
		技術報告書	内的事象(レベル1)マルチユニットPRA評価手法の開発ーユニット間共通原因故障評価手法の提案ー	CCF評価手法を拡張し、ユニット間CCFの評価手順を提案。	猪股、曾我、三浦(NRRC)
		ASRAM2017	Effect of common-cause component grouping on site core damage frequency: A case study on a six-unit NPP site	マルチユニットのユニット間のCCFの評価	
	マルチユニット		ASRAM2017	Identification of Human and Organizational Factors for the Multi-Unit PSA	マルチユニットのユニット間の人間の相互作用の評価
		ASRAM2017	A Study on Multi-Unit Initiating Events Analysis	マルチユニットで発生した事象の統計分析	
		ASRAM2018	Availability Modeling of the Feedwater Subsystem in the Multi-Unit Nuclear Power Plant	マルコフモデルを用いて修復も考慮したユニット間待機系の評価	
		ASRAM2018	Development of Dynamic Probabilistic Risk Assessment Methodology for Multi Unit Site Considering Inter Unit Dependency Based on Cor	連続マルコフモンテカルロ法によるユニット間従属性の評価	
		原学2019年秋	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1: 統合的リスク評価手法の概観及びDQFM法による周期相関を考慮したMUPRA	MUPRA 手法の総合的開発	
		原学2019年秋	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	MUPRA 手法の総合的開発	
		原学2019年秋	連続マルコフ過程モンテカルロ法およびベイジアンネットワークを用いた広域リスク評価手法に関する研究 (1) 全体概要	連続マルコフモンテカルロ法によるユニット間従属性の評価手法開発	
		原学2018年秋	内的事象(レベル1) MUPRA 評価手法の開発 (2) ユニット間共通原因故障評価手法の開発	マルチユニットのユニット間のCCFの評価	
		原学2018年秋	多数基立地サイトのユニット間相互作用を考慮した動的リスク評価手法の研究	連続マルコフモンテカルロ法によるユニット間従属性の評価手法開発	

表3-1 レベル1PRA研究マッピング(8/8)

	機械的・空間的従属故障		該当なし		
	人的従属		該当なし		
データ	CCF	PSA2017	Estimation of Manually Recoverable Fraction of Common Cause Failures of Motor Operated Valves	CCFデータのうち、リカバー可能な割合を分析	Y.G. Jo (Southern Nuclear Operating Company)
		PSA2015	Common Cause Failures Exceeding CCF Groups	部品レベルでのCCF発生数分析	J.C. Stiller (GRS)
	報告システム	右記	<ul style="list-style-type: none"> Practical Application of the Loss of Offsite Power Recovery Analysis using the Convolution Methodology (PSA2019) Analysis of Loss-of-Offsite-Power Events 1987-2017 (PSA2019) A Guidance for the Scoping and the Frequency of a PRA Data Update (PSA2019) ESO-Based Online Reliability Estimation Method for Nuclear Reactors (PSA2019) Methodology for Modeling Manual Valve Plugging Failures in PRA (Dominion Generation) (PSA2017) Bayes, Data and NUREG-CR-6928 Caveats, (Westinghouse) (PSA2017) Improved Bayesian Update Method for Components Failure Rates (PSAM14) A Fault Prediction Approach Based on Bayesian Network for System (PSAM14) OPEN COMPREHENSIVE NUCLEAR EVENTS DATABASE (PSAM14) Discrepancy in the Results Generated from Bayesian Update of Lognormal Distributions Using Different Calculation Techniques (PSAM13) リスク評価におけるベイズ手法活用について (原子力学会秋 企画セッション) 		
	少数データの扱い	右記	<ul style="list-style-type: none"> MODEL BASED RELIABILITY ANALYSIS OF DIGITAL I&C OF THE HOISTING EQUIPMENT IN NUCLEAR FACILITIES (PSA2019) Power Restoration Timescales and Probabilities: New Data and a General Theory (PSA2019) A Simplified Probabilistic Model for Flywheel Integrity Using "R" (PSA2019) Sodium Pump Performance in the NaSCoRD Database (PSA2019) Development of a Reliability Data Toolkit for Component Analysis in Liquid Waste Nuclear Facilities (PSA2019) Treatment of Expert Opinion Diversity in Bayesian Belief Network Model for Nuclear Digital I&C Safety Software Reliability Assessment (NRC) (PSA2017) Analysis on the Important Indicators in Bayesian Belief Network Model for RPS Software Reliability Assessment, (PSA2017) A Mechanistic Reliability Assessment of RVACS and Metal Fuel Inherent Reactivity Feedback (ANL) (PSA2017) Passive System Reliability Analysis Using APSRA+ Methodology and Its Application to Passive Isolation Condenser System of an Advanced Reactor, (PSA2017) New Components Reliability Demonstration for Subsea Factory (PSAM14) Modeling the Effect of Air Temperature and Pressure on the Reliability of a Passive Containment Cooling System (PSAM14) Optimization of Test Cases for Experimental Reliability Evaluation of Digital Reactor Protection System (PSAM14) A Framework for Power Recovery Probability Quantification in Nuclear Power Plant Station Blackout Sequences (PSAM13) SICA - a Software Complexity Analysis Method for the Failure Probability Estimation (PSAM13) MODIG - MODelling the Reliability of DIGital I&C in Modern Nuclear Power Plants (PSAM13) A Meta-data Informed Comparison of Expert Judgment Reliability (PSAM13) Characterization of Extreme/Rare Events and Data Analysis (PSAM13) Considering Dual-Unit Loss of O site Power Initiating Event in a Single-Unit Level 1 PSA (PSAM13) A Discussion of Failure Mode Modeling of Complex Components and Overall Component Reliability (PSAM13) Sensitivity analysis of the climate on the PCCS behavior in AP1000 (ASRAM2019) Reliability evaluation for the squib valve of advanced passive PWR with small sample test method (ASRAM2019) An international joint research to explore the method for DI&C reliability assessment (ASRAM2019) Application of Bayesian Inference on Anomaly Detection in Containment Vessel During Fuel Debris Retrieval Process in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plant (ASRAM2019) A Case Study on Quality Assurance and Quality Management of the Software Development for the Probabilistic Safety Assessment Analysis Using an Event Tree and a Fault Tree (ASRAM2019) 		
	可搬設備	右記	Flex Equipment Reliability Data (PSA2019)		
	管理・技術・組織	右記	Development of A Data Management System, MSPAR-DB, for Level 1 PSA (ASRAM2019)		
	動的	Reliability Engineering & System Safety Volume 177, September 2018, Pages 176-190	The future of risk assessment		シミュレーションによる事故シナリオ解析, 動的リスク評価, レジリエンス, 安全性とセキュリティの融合 A view on the future of risk assessment is provided. Research directions are presented on the use of simulation for accident scenario identification and exploration. The use of data for condition monitoring-based, dynamic risk assessment is discussed. The extension of risk assessment into the framework of resilience and business continuity is presented. The directions for and integrated safety and security assessment of CPSs are discussed.
Reliability Engineering & System Safety Volume 195, March 2020, 106699		A common cause failure model for components under age-related degradation		経年劣化によるCCFモデル A new model is proposed to determine component-specific dynamic CCF probability. An experimental study is conducted to elucidate the CCF impacts over service span. The risk would be underestimated as the undetected components degradation accumulates. Advances in sensing techniques and data analytics are important to enhance the current PRA research.	
PSAM14		Development of Multi-Unit Dependency Evaluation Model Using Markov Process and Monte Carlo Method		マルチユニットのリスク評価においてマルコフ過程モンテカルロ法を用いるアプローチの提案。	山口、張 (東大)
ASRAM2019		A Methodology for Estimating the Inter-Unit Effects of Radioactive Releases in Multi-Unit PSA		あるユニットからの放出が他ユニットの運転操作に及ぼす影響を評価する方法論の説明。	Jae Young Yoon, Dong-San Kim (KAERI)

表3-2(1/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>Application of Generic Event Trees Derived from the OECD Fire Database for Probabilistic Investigations of Nuclear Power Plants</p>	<p>原子力発電所の確率論的調査に対するOECD火災データベースから導かれた一般的なイベントツリーの適用</p> <p>PSAM 13 (2016) GRS (ドイツ)</p>	<p>Fire PSA for nuclear power plants (NPP) are performed in order to assess the contribution of fire events to the overall risk of the facility and to identify possible weaknesses within the fire protection concept. The fire event sequence can be generally characterized as a continuous stochastic process depending on manifold random influences. The so-called event tree analysis method is applied for determining the conditional probability of fire induced failures. An event tree is a simplified and discretized form of the stochastic fire process.</p> <p>Fire behavior and development of an incipient fire at a given fire source are analyzed with respect to fire detection, alarm and suppression considering plant layout, combustibles and structural conditions inside the NPP buildings. Fire occurrence frequency as well as branch point probabilities of the event trees have to be determined for quantifying the fire induced damage probabilities. For this purpose, a suitable database is needed.</p> <p>Databases are efficient tools to collect and process events such as fires in a traceable manner. In the early 2000s the international database OECD FIRE (Fire Incidents Records Exchange) was developed aiming on recording operating experience from nuclear power plants with respect to fire events in a consistent and quality assured manner. Meanwhile this database covers more than 450 event records from twelve OECD NEA (Nuclear Energy Agency) member countries involved in the FIRE Project.</p> <p>In this paper, the most recent results from probabilistic analyses and applications of the OECD FIRE Database are presented. In-depth investigations of fire events recorded are e.g. used for deterministic as well as probabilistic assessment of fire protection means within the general concept of nuclear safety. In particular, it is demonstrated that any real fire event can be assigned to a sequence in each of the specified generic event trees.</p> <p>For this purpose, three types of generic event trees have been developed characterizing the fire behavior and development over time (FET-T), the sequence of fire detection and alarm (FET-D) and the time dependent development of fires with respect to the different fire suppression measures including manual fire fighting (FET-S). The results of the corresponding analyses of these three new and complex characteristics (attributes) of fire events are presented and discussed in more detail.</p>	<p>OECD FIREデータベースの確率論的解析と適用からの最新の結果が示されている。</p> <p>実際の火災事象を、指定された各汎用イベントツリーのシーケンスに割り当てることができるように、以下の3種類のイベントツリーが開発されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・時間の経過に伴う火災の挙動と進展 (FET-T) ・火災検知と警報のシーケンス (FET-D) ・手動消火を含む様々な消火対策に関する時間に依存した火災の進展 (FET-S)

表3-2(2/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>Consideration of Event Combinations of FIRES and Other Events in FIRE PRA - Insights from the OECD Fire Database</p>	<p>火災PRAにおける火災とその他の事象の組合せ検討 - OECD火災データベースからの知見</p>	<p>PSAM 13 (2016) BfE (ドイツ)</p> <p>The international database OECD FIRE on fire incidents in nuclear power plants (NPP) has been recently investigated regarding the operating experience in the participating member countries with respect to event combinations of fires and other events. Causally related events, either fires and consequential events or initiating events and consequential fires, have been observed as well as combinations of fires and other events having occurred independently of each other at the same time. The fact that the amount of such event combinations is more than 10 % of the entire 448 event records in the database, of which the majority are fire events without safety significance, is notable.</p> <p>In total 49 event combinations have been identified in the FIRE Database up to the end of 2015, the vast majority of them representing combinations of initial internal hazards, such as high energy arcing faults (HEAF), explosions or missiles, and consequential fires. Approximately 1 % of the entire events collected in the FIRE Database are fires resulting from external hazards. Approximately one quarter (12 events) of the above mentioned 49 event combinations recorded are fires and consequential events: seven of these initial fires resulted e.g. in an internal flooding as a consequential event. The number of records of fire event combinations with more than one consequential event, of which at least one represents a fire, is seven representing 15 % of all event combinations identified in the database. This number is non-negligible and also indicates potential domino effects which may impair nuclear safety.</p> <p>One general conclusion from this study is that event combinations fires and other events (hazards) and their potential consequences to plant safety need to be more systematically analyzed and considered in probabilistic risk assessment (PRA). They have also to be adequately addressed in the plant design. This underpins similar lessons learned from post-Fukushima investigations.</p> <p>Combinations of a majority of internal and external hazards not exceeding the design basis have already been accounted for in the plant fire safety concepts and are also addressed in the regulations of several countries. However, some consequences of fires, in particular flooding from extinguishing activities, need more systematic consideration. Moreover, the consequences of event combinations involving HEAF and fire need further in-depth investigation. This may result in plant modifications in the future including improved procedures.</p>	<p>OECD参加国における火災と他の事象（ハザード）の組み合わせに関する運用経験に関して最近調査された原子力発電所の火災事故に関する国際データベースOECD FIREからの知見が記載されている。</p> <p>火災とその他の事象（ハザード）の組み合わせと、プラントの安全性に対する潜在的な結果が、PRAでより体系的に解析および検討される必要があり、また、プラント設計で適切に対処されなければならない。</p> <p>消火活動による溢水では、より体系的な検討が必要である。さらに、HEAFと火災を含む事象の組み合わせの結果は、さらに詳細な調査が必要である。</p>

表3-2(3/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
Data Collection in Fire PSA	火災PSAでのデータ収集 PSAM 13 (2016) IRSN (フランス)	<p>IRSN (as French Nuclear Safety Authority TSO) develops level 1 Fire probabilistic safety assessments (FPSAs) in order to consolidate its own independent opinion on the assumptions and results of the Fire PSA that are conducted by EDF which is the Licensee of French NPPs. IRSN Fire PSAs are extensions of the IRSN in-house developed NPP Level 1 PSAs for internal events.</p> <p>The FPSAs developed by IRSN focuses on few compartments which contains important safety components. But for each compartment selected a detailed study is done. Thereby, IRSN needs a large amount of data, mainly for the fire scenarios modeling and for conducting fire simulations as a support of PSA.</p> <p>The objective of this article is to present how the necessary data are collected by IRSN and how they are used in the frame of FPSA. Data are collected by the analysis of the fire incidents occurred in French NPP and by walkdown on the studied NPP to complement the design and operational information provided by the Licensee.</p> <p>The collected data are then stored by IRSN in databases. One of them contains all the fires occurred in French NPP since the commissioning. The information collected to establish the Database covers the period from April 21, 1975 to December 31, 2014. It represents more than 900 fire events for more than 1600 reactor.years. Another Database contains the description of the compartments studied in the Fire PSA with their detailed description (geometry, size, openings, equipment, cables and automatic system of detection and extinction inside), their adjacent compartments and what they contains in terms of equipment and cables. The data collected concern also flowrate and pressure measurement in ventilation conduct and at fire doors to take the ventilation system into account in fire simulation.</p> <p>These data are important to quantify the frequency of fire scenario. Data are used to develop statistical parameters like fire frequency of equipment, failure rate of fire protection systems (e.g. fire dampers), human actions and intervention delays of different teams to extinguish fire (e.g. operating team, firefighting team, etc.) or to define fire scenario. Data are also used as input of the IRSN SYLVIA code (a two-zone fire model) which is employed to simulate the fire effects in the frame of IRSN fire PSA. The objective of fire simulation is to estimate the consequences of fire in terms of failure of equipment and cables.</p>	<p>フランスの原子力発電所で発生した火災事故の解析と、許認可取得者が提供する設計および運転情報を補完するために、必要なデータがIRSNによってどのように収集され、火災PSAの枠組みでどのように使用されるかを記載している。</p> <p>データは、フランスの原子力発電所で発生した火災事故の解析と、許認可取得者が提供する設計および運転情報を補完するためのウォークダウンによって収集される。</p> <p>これらのデータは、火災シナリオの頻度を定量化するために重要である。データを使用して、機器の火災頻度、防火システムの故障率、消火チームなどの行動や介入遅れなどの統計的パラメータの策定、あるいは火災シナリオの明確化が行われる。</p>

表3-2(4/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
Experiences from the OECD Fire Database and Intended Future Extensions	OECD火災データベースの経験と今後の拡充	<p>PSAM 13 (2016)</p> <p>GRS (ドイツ)</p> <p>The international fire incidents database OECD FIRE (Fire Incidents Records Exchange) is one of the four nuclear power plants (NPP) operational events databases currently operated under the umbrella of the OECD Nuclear Energy Agency (NEA). This database collecting detailed information from fire events at nuclear power plants from meanwhile thirteen NEA member countries is already in its fifth phase and mature enough for first applications in fire probabilistic risk assessment.</p> <p>The most recent version of this database covers already more than 450 well documented fire events during all operational phases of the entire plant life cycle from construction up to the longer term safe shutdown before decommissioning. The number of recorded events increases continuously within each annual update. A suitable database structure enables the analyst to make search queries for different aspects and investigations of even more complex fire scenarios. Various analyses can be systematically performed in an automated manner, from generating different samples up to a more or less complete statistical analysis.</p> <p>The paper presents a brief overview of the manifold application possibilities of the OECD FIRE Database for supporting nuclear power plant operators as well as regulators in assessing fire safety issues, in particular in the frame of probabilistic safety assessment (PSA). Each application presented is illustrated by examples. One important objective of the data collection is to generate generic compartment specific as well as component related fire occurrence frequencies for different reactor types and plant operational states.</p> <p>Other applications with significance for regulatory assessments are in-depth investigations of transformer fires and event combinations of fires and other events. From PSA viewpoint, control room habitability as well as risk significant contributions in PSA for fires has to be analyzed. For the latter, available Fire PSA have to be analyzed compartment or component specifically to identify significant elements in PSA and to find out if there is consistency with and within the OECD FIRE Database.</p> <p>Moreover, the FIRE Database Project shall support providing analytical tools for performing Fire PSA by using different fire simulation codes to establish the differences between the outputs of the codes using the data within the FIRE Database. Last but not least one objective of the next Project Phase is to collect new or sort out from existing fire records of already collected and known fire events, those ones that have some multi-unit/area effects.</p> <p>This activity may provide some support for Site Level PSA (representing an ongoing task of the OECD working group on risk assessment (WGRISK)). In the future, efforts will be started to publish insight reports, which evaluate causes of fires in the Database content. The reports will be available to designers of nuclear plant fire detection and extinguishing systems and layout. It is expected that this could support activities for preventing fires and their combinations with other anticipated events.</p>	<p>PSAの枠組みにおいて、原子力発電所の運転員と規制当局が火災の安全問題を評価するために、建設から廃炉までのプラントライフサイクル全体のすべての段階における450以上の火災事象をカバーしているOECD FIREデータベースの他方面での適用の可能性の概要を、例を用いて記載している。</p>

表3-2(5/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
Explicit Modeling of Fire Barriers in Multi-Compartment Analysis	複数区画解析における防火壁の明示的モデル化 Enercon (米国)	<p>A Fire PRA plant response model is to be capable of identifying significant contributors to CDF and LERF, including plant initiating events, accident sequences, and equipment unavailabilities. Multi-compartment fire scenarios consist of a fire initiating event and fire damage occurring in one physical analysis unit (PAU), followed by propagation of the effects of the fire to one or more additional PAUs due to the failure or unavailability of credited fire barriers.</p> <p>Based on Fire PRA peer review observations, multi-compartment fire scenario modeling typically quantifies the frequencies of multi-compartment scenario in side calculations, and the contribution from barrier failures is not explicitly captured. This results in both the admission of non-minimal cutsets to the final results, and difficulty in determining the risk significance of individual fire scenarios. In addition, importance measures of the barriers cannot be easily calculated.</p> <p>The objective of this paper is to demonstrate an easy-to-apply methodology to explicitly model barrier failure events resulting in Fire PRA cutsets that can be used to directly identify the risk importance measures of both fire scenarios and fire barriers for use in applications, and that do not contain the non-minimal cutsets typical in existing Fire PRA multi-compartment analyses.</p>	<p>複数区画の火災シナリオのモデル化は通常、別計算で複数区画シナリオの頻度が定量化され、障壁損傷からの寄与は明示的に捉えられない。さらに、障壁の重要度を簡単に計算することはできない。</p> <p>このため、火災シナリオと防火壁の両方のリスク重要度を直接特定するために使用でき、そして既存の火災PRAの複数区画解析で一般的な非最小カットセットを含んでいない火災PRAカットセットに至る障壁損傷を明示的にモデル化するための簡易な手法を記載している。</p>
Fire Modeling of Switchgear Room for Multi-compartment Fire Scenario in Fire PSA	火災PSAの複数区画火災シナリオに関する開閉器室の火災モデル化 KAERI(韓国)	<p>The preliminary construction of the Hanul Unit 3 fire PSA model was performed with the fire modeling of only three fire areas. Quantification results of the Hanul Unit 3 fire PSA model showed that the multi-compartment fire scenario of the switchgear (SWGR) room was one of significant contributors to the core damage frequency (CDF). In this study, fire modeling of a multi-compartment scenario of SWGR room A was performed by Consolidated Fire Growth and Smoke Transport (CFAST) to identify the possibility of fire propagation from SWGR room A to B. Hanul Unit 3 has two SWGR rooms A and B for redundancy.</p> <p>The severe fire scenarios assumed were HEAF (high energy arching fault) induced cabinet fires: (1) the simultaneous fires of non-class 1E 4.16kV and class 1E 4.16kV cabinets, and (2) a 480V load center cabinet fire. Since the non-segregated phase bus (NSPB) is connected to the non-class 1E 4.16kV and class 1E 4.16kV cabinets, it was assumed that simultaneous fires might occur. The vertical cables are connected to 480V MCC and 480V AC load center cabinets. Thus, they can be ignited when any 480V cabinet fire occurs. The horizontal cables located near the vertical cables will be also ignited when the flame of the vertical cable fire reaches their heights. Fire simulation results showed that the peak hot gas layer (HGL) temperature of SWGR room A is 73.1 °C and 120 °C, and that of SWGR room B is between 21.3°C and 35°C.</p> <p>From the fire simulation results, we can determine that a fire of SWGR room A or B does not affect the integrities of the cables and components in adjacent fire areas. Thus, multi-compartment fire scenarios of SWGR rooms A and B were not considered for the Hanul Unit 3 fire PSA model.</p>	<p>3つの火災区画をモデル化して構築された Hanul 3号機の火災PSAモデルにつき記載している。</p> <p>SWGR室Aの複数区画シナリオの火災モデル化は、SWGR室AからBへの火災伝播の可能性を識別するために、火災進展と煙移動の統合 (CFAST) によって実施された。</p>

表3-2(6/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名		出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
IDENTIFICATION OF FIRE MODELING ISSUES BASED ON AN ANALYSIS OF REAL EVENTS FROM THE OECD FIRE DATABASE	OECD火災データベースからの実事象の解析に基づいた火災モデル化の課題の特定	PSAM 13 (2016) ENSI (スイス)	Precursor analysis is widely used in the nuclear industry to judge the significance of events to safety. However, in case of events that may damage equipment through effects which are not ordinary functional dependencies, the analysis may not always fully appreciate the potential for further evolution of the event. For fires, which are one class of such events, the paper discusses modelling challenges that need to be overcome when performing a probabilistic precursor analysis. The events to exercise the approach on are selected from the OECD FIRE Database.	前兆解析は、安全に対する事象の重要性を判断するために広く使用されている。火災に関して、確率論的前兆解析を実行するときに克服する必要があるモデル化の課題について記載している。 取り組まれる事象は、OECD FIREデータベースから選択される。

表3-2(7/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
Impacts of Emissions on the Environment within Fires in Buildings Occurrence in Slovakia	スロバキアの建屋内火災における環境への排気の影響 シナ大 (スロバキア)	PSAM 13 (2016) The present article deals with a quantitative methodology to determine the impacts of fires which can occur in different types of buildings on the environment developed by project team from University of Zilina in Zilina. The main outcome is stating hazardousness of different kind of buildings for environment in case of fire occurrence and risk matrix which can be used in risk assessment process for impact analysis. There were experts not only from the university environment (project team) involved, but also from practice contributing to the compilation of a structured and systematic approach.	シナ大学のプロジェクトチームによって開発された、様々な種類の建物で発生する可能性のある火災の環境への影響を判断するための定量化方法について記載している。 主な結果は、火災発生時の様々な種類の建物の環境に対する危険性と、影響評価のためのリスク評価プロセスで使用できるリスクマトリックスを示している。
Insight from Low Power Shutdown Fire PRA for Plant Under Construction Based on NUREG CR-7114	NUREG CR-7114に基づく建設中のプラントの低出力停止時火災PRAからの知見	PSAM 13 (2016) KEPCO (韓国) Low power and shutdown(LPSD) fire Probabilistic Risk Assessment(PRA) for construction plant was performed based on NUREG/CR-7114 and NUREG/CR-6850. The current framework for LPSD fire PRA doesn't provide sufficiently enough or detailed information for treating the plant status change led by maintenance activities on operating plants as well as plants under construction. There are also many limitations in directly using the methodology which leads many kinds of conservative assumptions in performing LPSD Fire PRA. According to the experience gained through LPSD fire PRA, power supply-related systems such as Unit Aux Transformer (UAT) and Station Aux Transformer (SAT) can be vulnerable depending on a specific Plant Operating Stat (POS) due to the relevant maintenance activities. In addition, unlike at-power operation, charging pump-related operation can be critical from Core Damage Frequency (CDF) and Large Release Frequency (LRF) perspectives because most Reactor Cooling System (RCS) cooling operation is being achieved through Chemical and Volume Control System (CVCS).	NUREG CR-7114に基づく建設中のプラントの低出力停止時火災PRAからの知見を記載している。 電源関連システムは、メンテナンス活動のため、特定のプラント運転状態 (POS) によっては脆弱になる可能性がある。さらに、多くのRCSの冷却操作はCVCSによって達成されているため、出力運転とは異なり、充てんポンプ関連の運転がCDFおよびLRFの観点から重要である。

表3-2(8/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
Insights from CANDU Fire Risk Assessment Experience	CANDU火災リスク評価の経験からの知見	<p>PSAM 13 (2016)</p> <p>中国科学アカデミー (中国)</p> <p>This technical paper presents the insights gained from the previous CANDU 6 plant fire risk assessments and the fire PSA walkdown of a CANDU 6 plant to support the fire protection considerations of new builds, advanced reactor design, as well as fire PSA projects for other operating CANDU 6 plants. It also discusses the applicable codes and standards, industrial practice and CANDU operating experience.</p> <p>The objective of this paper is to bring insights gained from the previous CANDU 6 plant fire risk assessments and the fire PSA walkdown of a CANDU 6 plant into the fire protection considerations of new builds, thus supplementing the design assist role of the deterministic fire hazard assessment. It also discusses the fire protection philosophy, requirements and industrial practice, as well as insights applicable to the fire PSA modeling and approach for other operating CANDU plants.</p>	<p>新設の新型原子炉設計の防火に関する考慮事項、および他の稼働中のCANDU 6プラントの火災PSAプロジェクトをサポートするために、以前のCANDU 6プラントの火災リスク評価から得られた知見と、CANDU 6プラントの火災PSAウォークダウンを示している。</p> <p>また、該当する規格基準、産業界の慣行、およびCANDUの運転経験についても記載している。</p>
Modeling Main Control Room Abandonment Due to Fire-induced Loss of Control in Fire PSA	火災PSAの火災による制御喪失による中央制御室退避のモデル化	<p>PSAM 13 (2016)</p> <p>Jensen Hughes (米国)</p> <p>In fire probabilistic risk assessments, the human reliability analysis (HRA) of main control room abandonment due to fire induced loss of control hinges in great part on the timing performance shaping factor, i.e., the evaluation of the time required vs. time available to perform human actions.</p> <p>The present paper summarizes key aspects of a method that was recently applied for such an HRA performed on a boiling water reactor. That evaluation involved 1) defining abandonment criteria for loss of control, and 2) characterizing the multiple timing parameters using an approach where the state of knowledge about each parameter was structured to permit a robust evaluation of the most uncertain parameter.</p> <p>This structured method was intended to improve transparency and traceability, which in turn helped ensure the robustness of the results and confidence that the abandonment risk was adequately represented.</p>	<p>火災による制御の喪失による中央制御室退避の人間信頼性解析 (HRA) に最近適用された方法の重要な側面を要約している。</p> <p>その評価には、1) 制御喪失に対する退避基準の明確化、2) 各パラメータに関する知見が最も不確実なパラメータの評価を可能にするために構築された手法を使用した複数のタイミングに関するパラメータの特性評価が含まれる。</p>

表3-2(9/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名		出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
Statistical Characterization of Heat Release Rates from Electrical Enclosure Fires for Nuclear Power Plant Application	原子力発電所向けの電気盤火災からの放熱率の統計的特性評価	PSAM 13 (2016) US.NRC (米国)	<p>Since the publication of NUREG/CR-6850 / EPRI 1011989 in 2005, the US nuclear industry has sought to re-evaluate the default peak heat release rates (HRRs) for electrical enclosure fires typically used as fire modeling inputs to support fire probabilistic risk assessments (PRAs), considering them too conservative. A major effort by the Electric Power Research Institute and Science Applications International Corporation in 2012 was not endorsed by the US Nuclear Regulatory Commission (NRC) for use in risk-informed, regulatory applications.</p> <p>Subsequently the NRC, in conjunction with the National Institute of Standards and Technology, conducted a series of tests for representative nuclear power plant electrical enclosure fires designed to definitively establish more realistic peak HRRs for these often important contributors to fire risk.</p> <p>The results from these tests are statistically analyzed to develop two probabilistic distributions for peak HRR per unit mass of fuel that refine the values from NUREG/CR-6850, thereby providing a fairly simple means by which to estimate peak HRRs from electrical enclosure fires for fire modeling in support of fire PRA. Simulations using variable fuel loadings are performed to demonstrate how the results from this analysis may be used for nuclear power plant applications.</p>	<p>電気盤火災からの最大放熱率 (HRR) を推定する簡単な手段について記載している。</p> <p>NUREG/CR-6850の発行以降、火災モデル化インプットとして、あまりにも保守的であると考えられている電気盤火災の最大HRRの再評価が求められていた。より現実的な最大HRRを確立するために、代表的な電気盤の火災のテストが実施され、テスト結果は、最大HRRの2つの確率分布を開発するために、統計的に解析された。</p>
ADVANCED TECHNIQUES FOR MODELING FIRE-INDUCED CIRCUIT FAILURES OF DIGITAL CONTROL SYSTEMS IN SUPPORT OF FIRE PROBABILISTIC RISK ASSESSMENTS	火災PRAをサポートするデジタル制御システムの火災による回路損傷モデル化のための先進技術	ANS_PSA 2017 Jensen Hughes (米国)	<p>In this paper, blended approaches are presented for model development and circuit analysis of digital control systems for Fire PRA.</p> <p>As with analog control circuits, a "one-size fits all" approach for digital control circuits is not appropriate. Digital circuits can be functionally categorized, which allows a customized and more representative strategy to be applied to the circuit analysis of each category. This approach focuses on establishing different circuit analysis boundaries best suited for each of the different functional categories, which in turn results in more optimal and realistic model development in support of Fire PRA.</p> <p>These analysis methods can be used as tools to reveal potential vulnerabilities in nuclear power plant digital circuit designs for internal and external hazards, reduce biases and undesired conservatism, provide more realistic failures and effects, improve consistency, minimize unproductive analysis time, and control project cost.</p> <p>The purpose of this paper is to highlight issues and provide insights on advancing the techniques of circuit analysis and modeling of digital control systems in a Fire PRA (Probabilistic Risk Assessment).</p>	<p>火災PRAでのデジタル制御システムの回路解析とモデル化の技術の進歩に関する知見を提供するために、火災PRAのデジタル制御システムのモデル開発と回路解析を融合した取り組みについて記載している。</p> <p>デジタル回路は機能的に分類することができ、カスタマイズされたより代表的な方策を各カテゴリーの回路解析に適用できる。このアプローチは、異なる機能カテゴリーのそれぞれに最適な異なる回路解析のバウンダリーの確立に焦点を当てており、その結果、火災PRAをサポートするより最適で現実的なモデル開発が可能になる。</p>

表3-2(10/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
DEVELOPMENT OF COMPUTER PROGRAM TO MODEL CYLINDRICAL INCIDENT DISCRETE EMISSIVE RADIATION (CINDER) FROM POOL FIRES	プール火災からの円筒状離散放射のモデル化のためのコンピュータプログラム の開発 ANS_PSA 2017 Jensen Hughes (米国)	<p>Fire Probabilistic Risk Assessments (PRAs) require the analysis of fire hazards in the presence of exposed structural steel to determine whether the structural integrity of buildings is compromised. Specifically, the combined ASME/ANS PRA Standard requires the quantitative assessment of the risk associated with such selected fire scenarios in a manner consistent with the Fire Quantification (FQ) requirements, including collapse of the exposed structural steel.</p> <p>The current available simplistic methods, such as the point-source and solid flame models, may not account for near-field radiation effects. The Fire Dynamics Simulator (FDS) software can certainly be utilized to model such scenarios in detail, but involve expertise in creating such simulations that can be labor intensive.</p> <p>The purpose of this paper is to provide the analyst a tool to model such scenarios using existing correlations and fundamental concepts to provide a more realistic analysis without requiring modeling details that would be required for such general purpose software codes. Because of this, the Cylindrical Incident Discrete Emissive Radiation (CINDER) computer code was developed to address this particular need, in that the ability to analyze structural capability in the presence of oil pool fires can be more easily analyzed without requiring the modeling details and expertise that would be required given the absence of such a method. The CINDER software program was designed to calculate the temperatures of exposed structural steel that would be experienced given a wide range of oil pool fires and target geometry in an interactive format with limited knowledge of fire modeling details.</p> <p>This paper introduces the concept of creating a computer code called CINDER, which is an acronym that represents Cylindrical Incident Discrete Emissive Radiation. CINDER estimates the temperature of target materials subjected to radiant heat transfer at a distance from a hydrocarbon pool fire, and was designed for quick and efficient modeling of such fire scenarios.</p>	<p>火災PRAでは、建物の構造健全性が損なわれているかどうかを判断するために、構造用鋼が露出した状態で火災ハザードの解析が要求される。点光源固体火災モデルなど、現在利用可能な簡易方法では、近接した照射影響を考慮できない場合がある。</p> <p>炭化水素プール火災から離れた場所で放射熱伝達を受ける対象材料の温度を推定し、火災シナリオの迅速かつ効率的なモデル化のため、CINDERと呼ばれるコンピュータコードが開発された。</p> <p>CINDERは、Cylindrical Incident Discrete Emissive Radiationを表す頭字語で、汎用ソフトウェアコードに要求されるモデル化詳細を必要とせずに、より現実的な解析を提供するために、既存の相関関係と基本概念を使用してモデル化するツールで、このコードを作成する概念の紹介について記載している。</p>
Development of Fire PRA Guide for Japanese NPPs	日本の原子力発電所向けの火災PRAガイドの開発 ANS_PSA 2017 NRRC (日本)	<p>Internal fires within a nuclear power plant (NPP) can be a significant risk contributor. Fire PRA is a useful tool to identify vulnerabilities of NPPs for internal fires. In order to assist utilities in Japan in conducting fire PRAs, Nuclear Risk Research Center (NRRC), in cooperation with Japanese reactor vendors and experts from the U.S. with fire PRA experience, has embarked on the development of a fire PRA guide.</p> <p>The fire PRA guide is intended to provide Japanese nuclear industry a state-of-the-art method and supporting data. The guide is based on NUREG/CR-6850 (Ref.1) and recent developments and research results. Furthermore, the guide incorporates design features and operating experiences specific to Japanese NPPs.</p>	<p>NUREG/CR-6850および最近の開発研究結果に基づいて、日本のプラントに固有の設計上の特徴と運転経験を組み込んだ日本の原子力発電所向けの火災PRAガイドの開発について記載している。</p>

表3-2(11/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
Emulation-Based Uncertainty Quantification of a Fire Dynamics Simulation	火災力学シミュレーションのエミュレーションベースの不確定性の定量化 ANS_PSA 2017 WEC (米国)	<p>Emulation, also known as meta or surrogate modeling, provides a feasible approach for conducting quantitative uncertainty analyses where computationally intensive modeling codes have been applied.</p> <p>This paper documents initial efforts to generate and validate accurate emulators for simulation of fire scenarios.</p> <p>Representative simulations were conducted using the publicly available Fire Dynamics Simulator, the emulator development was performed with the Smart UQ software, and the uncertainty quantification was performed in MATLAB (note that this paper is not an endorsement of any particular software or product).</p> <p>The initial design of experiments is discussed as well as some of the theory and trade offs of the different emulation techniques that were tested. The resulting emulators were evaluated for accuracy and their utility in probabilistic risk assessment demonstrated.</p>	<p>火災シナリオのCFDシミュレーション用の正確なエミュレータを作成および検証するための初期の取り組みについて記載している。</p> <p>代表的なシミュレーションは、公開されている火災力学シミュレータを使用して行われ、エミュレータの開発はSmart UQソフトウェアで実行され、不確定性の定量化はMATLABで実行された。</p>
HAZARD CURVE EVALUATION FOR FOREST FIRE SMOKE EFFECTS ON AIR-COOLING DECAY HEAT REMOVAL SYSTEMS	空冷熱除去システムの森林火災の煙による影響に関するハザード曲線評価 ANS_PSA 2017 JAEA (日本)	<p>This study evaluates a hazard curve of smoke effects generated by a forest fire by applying a new method using a logic tree which consists of variable parameters on a forest fire (e.g. fire breakout time and its location), weather conditions (e.g. prevailing wind velocity), types of vegetation and topography (e.g. yield of particle matters and a land elevation map), and simulation conditions (e.g. a model of smoke captured on air filters). A response surface of the smoke spatial density at a nuclear power plant is evaluated using two simulation codes: FARSITE for forest fire propagation and ALOFT-FT for smoke transportation.</p> <p>It is followed by a Monte Carlo simulation on a certain set of parameters for the logic tree followed by obtaining a corresponding result of the amount of the smoke by the response surface, and finally the histogram of all the Monte Carlo sample results gives the hazard curve representing the annual exceedance frequency of the total amount of the smoke captured on air filters of the decay heat removal system. The evaluated hazard curve, normalized per air filter area (1 m²) and per intake air velocity (1 m/s), is about 1×10⁻¹ per year for 1 kg/m²/(m/s) and about 1×10⁻² per year for 3.5 kg/m²/(m/s).</p>	<p>森林火災（火災発生時間とその場所など）、気象条件（風速など）、植生と地形の種類（粒子物質の算出や土地の標高マップなど）、およびシミュレーション条件（エアフィルターで捕捉された煙のモデルなど）に関する様々なパラメータで構成される論理ツリーを使用した新手法を適用することにより、森林火災によって発生する煙の影響のハザード曲線の評価について記載している。</p> <p>ナトリウム冷却高速炉（SFR）の自然循環によって作動する崩壊熱除去システムの空冷冷却器に装備されたエアフィルターに焦点を当てて、森林火災の煙の影響に関して新たに改善された評価方法について主に説明する。</p>

表3-2(12/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
		<p>This paper mainly describes a newly improved assessment methodology for smoke effects of a forest fire, focusing on the air filters equipped in the air coolers of the decay heat removal system operated by natural circulation in an sodium-cooled fast reactor (SFR) ; it can also be applied to other equipment such as air cooling emergency diesel generator.</p> <p>This paper provides 1) a logic tree to obtain a hazard curve of the smoke effects, 2) an analysis of a smoke behavior generated by a front area of a forest fire and smoke spatial density around an NPP, 3) response surface of the total amount of smoke captured on the air filters according to forest fire conditions, and 4) a result of a Monte Carlo simulation to obtain the hazard curve of the total amount of smoke captured at the air filters. The key output in the hazard assessment is an annual exceedance frequency of the hazard intensity, namely, the total amount of smoke captured on air filters.</p> <p>As for the analysis on a smoke behavior, a previously developed method, Ref. 12, is applied to obtain the response surface, where smoke production and its transportation behavior in accordance with the forest fire propagation have been numerically simulated. The forest fire propagation simulations, Ref.13, utilize FARSITE code, Ref.14, to evaluate temporal propagation of a forest fire frontal location, the changes of the reaction intensity and the fire line intensity, and ALOFT-FT code, Ref.15, to simulate the smoke transportation for the evaluation of spatial distribution of the density of smoke, specifically particle matter (PM).</p> <p>The time-dependent changes of the spatial PM density evaluated in the simulation are then applied to calculate a cumulative amount of PM captured on the air filters, which are finally utilized to obtain the response surface of a cumulative amount of smoke on the air filters.</p>	

表3-2(13/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>HUMAN RELIABILITY ANALYSIS FOR IMPLEMENTATION OF INCIPIENT FIRE DETECTORS IN FIRE PRAS</p>	<p>火災PRAにおける初期の火災検知のための人間信頼性解析</p>	<p>ANS_PSA 2017 US.NRC (米国)</p> <p>NUREG-2180, Determining the Effectiveness, Limitations, and Operator Response for Very Early Warning Fire Detector Systems in Nuclear Facilities - Final Report, provides information on the performance and use of "very early warning fire detector systems" (VEWFDS) and the associated fire human reliability analysis (HRA) and probabilistic risk assessment (PRA) quantification, for electrical cabinet installations. This report documents the results of confirmatory research for an earlier, interim NRC staff position on the use and PRA quantification of these systems.</p> <p>The fire risk reduction approach used in NUREG-2180 credits any additional time provided by VEWFDS toward an earlier time for fire suppression initiation. The HRA approach for this research addressed a number of novel aspects for HRA/PRAs, including: all operator actions taken without a reactor trip actions of licensed operators in the main control room, as well as that of field operators and instrument and control technicians no standard requirements for job aids (e.g., procedures) supporting operator actions time available for operator actions represented by a probability distribution, rather than a single point estimate</p> <p>This paper summarizes key aspects of the HRA provided in NUREG-2180, especially focusing on how current HRA approaches and quantification methods can be used for this non-traditional HRA/PRA application.</p>	<p>現在の人間信頼性解析 (HRA) 手法と定量化方法が伝統的でないHRA/PRAアプリケーションにどのように使用できるかに、特に焦点を当てて、NUREG-2180で提供されるHRAの重要な側面を概説している。</p> <p>NUREG-2180の火災リスク低減アプローチは、早期火災検知警報システムによって生み出された更なる時間を、消火開始のための時間に充てる。この研究のHRAアプローチは、以下を含むHRA/PRAの多くの新しい側面に対処した。</p> <p>原子炉トリップなしで実行されるすべての運転員操作 中央制御室での有資格の運転員操作、および現場運転員と計測制御技術者の操作 運転員操作をサポートする作業補助 (手順など) に関する標準的要求なし 単一の点推定値ではなく、確率分布で表される運転員操作に使用できる時間</p>
<p>IMPACT OF NEW NUREGS ON FIRE PRAS</p>	<p>火災PRAの新しいNUREGの影響</p>	<p>ANS_PSA 2017 EPM (米国)</p> <p>Recently, three new NUREG's have been issued which impact the fire modeling and results of Fire PRA. NUREG 2169 updated ignition frequencies, bins, and non-suppression probabilities. NUREG 2178 updated heat release rates for electrical cabinets. NUREG 2180 addresses updates to area wide incipient detection.</p> <p>These NUREGs were implemented in the recent update to Harris and Robinson Nuclear Plant Fire PRA models with clear trends and deltas from the values from NUREG 6850 . The purpose of this paper is to discuss larger trends noticed when each NUREG was implemented. Finally, some of the fire modeling changes that were required to implement the NUREG's will be briefly covered with conclusions about their impact to the model.</p>	<p>最近、火災PRAのモデル化と結果に影響を与える以下の3つの新しいNUREGが発行され、各NUREGが用いられた時に気付かれた大きな傾向に関する議論について記載している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・NUREG-2169：発火頻度、区分、および非消火確率の更新 ・NUREG-2178：電気盤の放熱率の更新 ・NUREG-2180：エリア全体の初期検知の更新

表3-2(14/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>Insights Gained from a Review of Fire PRA Risk Contribution by Ignition Frequency Bins</p>	<p>火災PRAの発火頻度区分ごとのリスクへの寄与のレビューから得られた知見</p>	<p>ANS_PSA 2017 Jensen Hughes (米国)</p> <p>Fire Probabilistic Risk Assessments (FPRAs) continue to generate results that dominate the overall nuclear power plant risk profile. Historically there have been many discussions, presentations, and reasons that have all generally made claims that the available consensus methods are generating unrealistic results. In 2013, an effort to illustrate this was presented using a plot of the percentage of plant fire risk contribution for each ignition frequency bin. A comparison of fire event frequency predicted by the FPRA models and actual fire events also indicated that the analyses over-predicted the frequency of fire events with significant potential consequences. That insight led to industry efforts and NRC tests that ultimately resulted in NUREG 2178 (and EPRI3002005578) [1].</p> <p>This NUREG modified the consensus values for electrical cabinet heat release rates and introduced the obstructed plume. Various other methodology and data changes have also occurred since 2013. These changes in FPRA data and treatments were predicted to have a notable impact on the calculated fire risk. An effort was undertaken to collect updated (current) fire risk metrics from the US nuclear power industry to re-assess the risk contribution, per ignition source, in light of developments in FPRA methodology and the larger number of available FPRAs for review. The predicted frequency of high risk consequence fires is compared to NRC data regarding the actual number of high risk fire events experienced to determine if theFPRA results are consistent with actual operational occurrences.</p>	<p>火災PRAの発火頻度ごとのリスクへの寄与のレビューから得られた知見について記載している。</p>
<p>IS FIRE MODELING GETTING BETTER? – A COMPARISON OF RECENT FIRE DYNAMICS SIMULATOR VERSIONS FOR RESULT TRENDS</p>	<p>火災モデル化は良くなっているか? – 結果の傾向のための最近の火災力学シミュレーターバージョンの比較</p>	<p>ANS_PSA 2017 JDM Consulting (米国)</p> <p>As state-of-the-art fire modeling tools such as Fire Dynamics Simulator (FDS) continue to evolve and hopefully progress with each version release, curious minds ask “how much” though exact metrics are often difficult to quantify. It is generally accepted that software developers are continuously refining their product both for improved functionality and accuracy, but also to take advantage of advances in computing hardware.</p> <p>A properly benchmarked fire modeling workflow may, and should in the author’s opinion, produce a comparison between the output from FDS and known experimental data. This can be done using publicly available industry verification and validation (V&V) fire models. However, historical trends are often not a typical interest of probabilistic safety assessment (PSA) fire modeling studies; often being left as research or educational topics.</p> <p>This paper will present a comparison of a common V&V fire model’s benchmarking outputs between recent major version releases of FDS and to the known experimental data which the fire model is attempting to replicate. In addition, fire model execution time differences, if any, between FDS versions on this same workstation, will be presented.</p>	<p>最近リリースされた火災力学シミュレーター (FDS) の主なバージョンと、火災モデルが複製しようとしている既知の実験データとの間の一般的なV&V火災モデルのベンチマークのアウトプットの比較について記載している。</p>

表3-2(15/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>LESSONS LEARNED APPLYING NRC-APPROVED METHODS FOR INCIPIENT DETECTION CREDIT IN FIRE PRA</p>	<p>火災PRAにおける初期検知クレジットへのNRC認可手法適用の教訓</p>	<p>ANS_PSA 2017 FirstEnergy社 (米国)</p> <p>In 2013 the two subject plants submitted a License Amendment Request (LAR) to the NRC in support of adopting NFPA 805 as the new fire protection licensing basis under 10CFR 50.48(c). As part of the LAR, each plant committed to add Incipient Detection systems to a number of low voltage electrical cabinets in order to reduce fire risk in some of the most significant areas. The risk reduction credit taken for these systems was calculated in accordance with FAQ 08-0046 as agreed upon by the industry and NRC.</p> <p>In July 2016 NRC issued a letter to NEI retiring FAQ 08-0046 in favor of NUREG-2180, which was still in draft at that time and for several months after. The beneficial credit allowed by the NUREG for Incipient Detection systems was substantially less than that prescribed in the FAQ, and when applied caused a significant increase in CDF for both subject plants to the point of exceeding RG 1.174 risk criteria in the Fire PRA models in use at the time. Discussions with NRC, followed by an additional RAI, effectively required each plant to incorporate this change in guidance before NRC would complete their review and issue the NFPA 805 Safety Evaluation for each plant.</p> <p>This paper will describe the additional work which was required in order to achieve workable risk values for these plants in light of the reduction in credit for incipient detection; specifically efforts to further refine both the PRA analyses as well as the detailed fire modeling in the affected areas, including taking additional field measurements and incorporating new ignition frequencies and heat release rates from the guidance in NUREG-2169 and NUREG-2178, and committing to additional modifications. Discussion will also briefly cover the attendant schedule delays and cost increases.</p>	<p>初期検知システムを追加することによるリスク削減クレジットを考慮して、これらのプラントで実行可能なリスク値を達成するために必要な追加作業（追加で現場測定を行い、NUREG-2169およびNUREG-2178のガイダンスから新しい発火頻度と放熱率を組み込み、追加修正を約束するPRA解析及び影響を受けるエリアの詳細な火災モデル化の両方をさらに精緻化するための具体的な取り組み）について記載している。</p>
<p>LESSONS LEARNED IN FIRE PRA HUMAN RELIABILITY ANALYSIS</p>	<p>火災PRAの人間信頼性解析の教訓</p>	<p>ANS_PSA 2017 Jensen Hughes (米国)</p> <p>One of the key challenges in the evaluation of fire risk in a probabilistic risk assessment (PRA), especially with regard to its human reliability analysis (HRA) component, is how fire impacts affect performance shaping factors that underpin the reliability of human actions.</p> <p>This paper focuses on two lessons learned from such HRAs. The first discusses the impacts that a complete dependency level between human actions may have on the modeling of main control room abandonment and its integration in the fire PRA. The second focuses on improving the modeling realism of time-sensitive actions by taking credit for hot short duration probabilities.</p>	<p>火災の影響が人間行動の信頼性を支える行動形成要因にどのように影響するかについて、人間信頼性解析（HRA）から得られた2つの教訓に焦点を当てて記載している。</p> <p>1つ目は、人間の行動間の完全な依存レベルが中央制御室退避のモデル化とその火災PRAへの統合に与える影響について説明する。</p> <p>2つ目は、火災による短絡継続時間の確率を評価することにより、時間に敏感な行動のモデル化の改良に焦点を当てている。</p>

表3-2(16/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>MODELING INCIPIENT FIRE DETECTION WITH UPDATED GUIDANCE</p>	<p>最新のガイダンスを使用した火災の初期検知のモデル化</p>	<p>ANS_PSA 2017 EPM (米国)</p> <p>The updated guidance for modeling Very Early Warning Fire Detection Systems (VEWFDS), also referred to as incipient detection, in NUREG-2180 replaces guidance found in FAQ 08-0046. To better understand the full impact of differences in guidance, the individual changes to the event tree approach from the FAQ are evaluated by solving the Fire PRA models for several nuclear power plants. Because incipient detection is often applied to fire scenarios with high CCDPs, changes in guidance are magnified.</p> <p>In some cases, detailed fire modeling of specific electrical cabinet and compartment configurations is required to isolate the exact impact of the NUREG-2180 event trees. With the additional detail available from this approach, more refined results are obtained. From these general cases, conclusions are presented for areas of future research and refinement.</p>	<p>NUREG-2180で初期検知とも呼ばれる早期火災検知警報システム (VEWFDS) のモデル化に関して、更新されたガイダンスを使用した火災の初期検知のモデル化について記載している。</p>
<p>MODELING THE INTERFACE OF MANUAL FIRE PROTECTION ACTIONS WITH FIRE PROGRESSION IN FIRE PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT OF NUCLEAR POWER PLANTS</p>	<p>原子力発電所の火災PRAにおける火災進展と手動の防火活動のインターフェースのモデル化</p>	<p>ANS_PSA 2017 NPRE (米国)</p> <p>This paper develops a methodology for “explicit” modeling of the interface between manual fire protection (i.e., manual fire detection and suppression) and a Computational Fluid Dynamics (CFD) fire progression model, utilizing Fire Dynamics Simulator (FDS), in Fire Probabilistic Risk Assessment (PRA) of nuclear power plants (NPPs).</p> <p>A literature review revealed that there had been no research on developing an “explicit” interface between a CFD-based fire model and manual fire protection until very recently, when Kloos et al. integrated FDS with dynamic event trees and Human Reliability Analysis (HRA). The research demonstrated in this paper has been conducted in an Integrated PRA (I-PRA) framework, i.e., an integration of classical PRA of the plant and a simulation-based module, and therefore, using dynamic event trees is not applicable. However, to obtain a more accurate and realistic estimation of fire-induced NPP risk, there is a need to account for (i) the performance of the plant’s crew in manual detection and suppression, and (ii) the interactions of the crew with the fire progression. In the existing Fire PRA methodology (NUREG/CR-6850), manual suppression is addressed by a data-driven approach, where the time to manual suppression is estimated by a non-suppression curve - a statistical probability model derived from historical fire event data.</p> <p>Meanwhile, the interactions between manual suppression and fire progression are addressed through an implicit method based on the competition between two separately computed time quantities for “time to target damage” and “time to fire suppression”. In the methodology introduced in this paper, the explicit interface between FDS and manual fire protection is developed using a data-driven model for manual suppression. To build this interface, the Heat Release Rate (HRR) curve, which is an input to FDS, is modified based on data-driven probability models of three timings associated with manual fire protection: time to fire detection, time to fire brigade response, and time duration of fire suppression.</p>	<p>原子力発電所の火災PRAで、火災力学シミュレータ (FDS) を使用して、手動による防火 (つまり、手動による火災の検出と消火) とコンピュータ流体力学 (CFD) とのインターフェースの明白なモデル化の手法の開発について記載している。</p> <p>手動消火はデータ駆動型アプローチによって対処されており、手動消火までの時間は非消火曲線 (火災事象履歴から導出された統計確率モデル) によって推定される。</p> <p>FDSと手動防火との間の明らかなインターフェイスは、手動消火のためのデータ駆動型モデルを使用して開発されている。</p> <p>このインターフェースを構築するために、FDSへの入力である放熱率 (HRR) 曲線は、手動の防火に関連する3つのタイミング (火災検知時間、消防隊応答時間、および消火期間) のデータ駆動型確率モデルに基づいて修正される。</p>

表3-2(17/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名		出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
			A case study, using a typical NPP fire scenario, is conducted to demonstrate the implementation of the explicit interface and to illustrate the impact that the interface can have on the results of Fire PRA. The results show that the fire-induced damage probabilities computed by the I-PRA framework are smaller than those computed by the existing Fire PRA of NPPs (i.e., NUREG/CR-6850 methodology).	
MOVING FORWARD WITH DEVELOPED FIRE PRA MODELS – A MODEL OWNER’S PERSPECTIVE	開発された火災PRAモデルで前進–モデル所有者の視点	ANS_PSA 2017 Southern Nuclear社 (米国)	<p>After transition to the risk informed performance based fire protection or NFPA 805, US utilities encounter new challenges in using, updating, and upgrading their fire PRA models for continuously supporting NFPA 805 implementation and other risk informed applications.</p> <p>To overcome such challenges, it was proposed to set up three tier goals, identify technical skills/expertise to achieve each tier goal, and develop training programs to acquire the required technical skills/expertise.</p> <p>The proposed approach will help US utilities in acquiring technical capabilities for dealing with the most urgent needs, or plant change evaluations for NFPA 805, as soon as practically possible and for gradually developing in-house technical capabilities for updating and upgrading their fire PRA models.</p>	火災PRAモデルの使用、更新、およびアップグレードにおける新たな課題を克服するために、3段階の目標の設定、各段階の目標を達成するための技術スキル/専門知識の特定、および必要な技術スキル/専門知識を習得するためのトレーニングプログラムの開発提案について記載している。
STATISTICAL CHARACTERIZATION OF HEAT RELEASE RATES FROM ELECTRICAL ENCLOSURE FIRES FOR NUCLEAR POWER PLANT APPLICATIONS	原子力発電所適用のための電気盤火災からの放熱率の統計的特性評価	ANS_PSA 2017 US.NRC (米国)	<p>Since the publication of NUREG/CR-6850 in 2005, the US nuclear industry has sought to re-evaluate the default peak heat release rates (HRRs) for electrical enclosure fires used as fire modeling inputs in fire probabilistic risk assessments (PRAs). An effort by the Electric Power Research Institute and Science Applications International Corporation in 2012 was not endorsed by the US Nuclear Regulatory Commission (NRC) for use in risk-informed, regulatory applications.</p> <p>Subsequently the NRC, with the National Institute of Standards and Technology, conducted tests for representative nuclear power plant electrical enclosure fires to definitively establish more realistic peak HRRs. The results are statistically analyzed to develop two probabilistic distributions for peak HRR per unit mass of fuel that refine the values from NUREG/CR-6850, thereby providing a fairly simple means to estimate peak HRRs from electrical enclosure fires in support of fire PRA. Unlike NUREG/CR-6850, where five different distributions are provided, or NUREG-2178, which now provides , the peak HRRs for electrical enclosure fires can be characterized by only two distributions. These distributions depend only on the type of cable, namely qualified vs. unqualified, for which the mean peak HRR per unit mass is essentially a factor of two different. Simulations using variable fuel loadings demonstrate how the results may be used for nuclear power plant applications.</p>	<p>電気盤火災からの最大放熱率 (HRR) を推定する簡単な手段について記載している。</p> <p>NUREG/CR-6850の発行以降、火災モデル化インプットとして、あまりにも保守的であると考えられている電気盤火災の最大HRRの再評価が求められていた。より現実的な最大HRRを確立するために、代表的な電気盤の火災のテストが実施され、テスト結果は、最大HRRの2つの確率分布を開発するために、統計的に解析された。電気盤火災の最大HRRは2つの分布のみで特徴付けられる。これらの分布は、ケーブルのタイプ、つまり認定済みと未認定のケーブルのタイプのみ依存する。</p>

表3-2(18/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名		出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
STATISTICAL CHARACTERIZATION OF THE TIME TO REACH PEAK HEAT RELEASE RATE FOR NUCLEAR POWER PLANT ELECTRICAL ENCLOSURE FIRES	原子力発電所の電気盤火災の最大放熱率に達する時間の統計的特性評価	ANS_PSA 2017 米国	<p>Since publication of NUREG/CR-6850 (EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities) in 2005, modeling of fire growth to peak heat release rate (HRR) for electrical enclosure fires in nuclear power plant probabilistic risk assessment (PRA) has assumed an average 12-minute rise time.</p> <p>NUREG/CR-7197 (Heat Release Rates of Electrical Enclosure Fires [HELEN-FIRE]), published in 2016, has provided substantially more data from which to characterize this growth time. Probabilistic analysis yields distributions that enhance the original NUREG/CR-6850 results for both qualified and unqualified cables. The mean times to peak HRR are 13.3 and 10.1 min, respectively, with a mean of 12.4 min when all data are combined, confirming that the original NUREG/CR-6850 estimate of 12 min was quite reasonable.</p> <p>Statistical probabilistic analysis, shows that the time to peak HRR for qualified and unqualified cables can again be well represented by gamma distributions. Simulations demonstrate that non-suppression probabilities, on average, are 30% and 10% higher than the use of a 12-min point estimate when the fire is assumed to be detected at its start and halfway between its start and the time it reaches its peak, respectively. This suggests that adopting a probabilistic approach enables more realistic modeling of this particular fire phenomenon (growth time).</p>	<p>原子力発電所の電気盤火災の最大放熱率に達する時間の統計的特性評価について記載している。</p> <p>NUREG/CR-6850の発行以降、電気盤火災の最大放熱率（HRR）までの立ち上がり時間は平均12分が想定されている。</p> <p>NUREG/CR-7197は、この進展時間のデータを提供し、確率的解析により、12分の推定は非常に合理的であったことが確認された。</p> <p>統計的解析は、認定及び非認定ケーブルのHRRがピークになるまでの時間を、ガンマ分布で表すことができることを示しており、非消火確率は、12分の点推定よりも平均でそれぞれ30%および10%高いことを示している。</p>
THE "INCREDIBLE" DIFFICULTY OF PROVING "INCREDIBILITY" EXAMPLE OF FIRE-INDUCED MULTIPLE SPURIOUS OPERATIONS	「信じられない」ことを証明することの「信じられない」難しさ - 火災による複数の誤操作の例	ANS_PSA 2017 US.NRC (米国)	<p>"Risk-informed" regulation is often an alternative to "deterministically-based" regulation that offers relaxation in criteria for acceptability while possibly requiring greater analytical effort. "Risk-informed determinism" is an attempt to meld the best of both worlds by using risk information to set deterministic acceptance criteria a priori. A recent joint effort by the US Nuclear Regulatory Commission's Office of Nuclear Regulatory Research (RES) and Electric Power Research Institute (EPRI) originally endeavored to do this for several examples involving fire-induced multiple spurious operations (MSOs) in electrical circuits at nuclear power plants.</p> <p>While a noble effort, this did not consider the actual distributions involved in the events, originally limiting the analysis to mean values and, in some cases, qualitative considerations. A much more comprehensive and defensible approach is performed here where the probabilistic distributions for all the factors are considered via simulation to meet quantitative acceptance criteria related to the concept of "incredibility" that is often the figure of merit that must be met in a deterministic world. The effort demonstrates that it can be "incredibly" difficult to prove "incredibility" in this context.</p> <p>In the spirit of that approach, this paper reanalyzes one of the original examples provided by RES and EPRI to show how difficult it can be to translate risk information into deterministic guidance when that guidance is held to a standard analogous to the concept of "worst case" or "design basis" accidents, signified by the term "incredible."</p>	<p>決定論的ガイダンスが「信じられない」という用語で表される「最悪のケース」または「設計基準」の事故の概念に類似した基準に従う場合に、リスク情報を決定論的ガイダンスに変換することがどれほど難しいかを示すために、NRC/RESとEPRIが提供する火災による複数の誤操作例の再解析について記載している。</p>

表3-2(19/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>TIMELINE DEVELOPMENT FOR MAIN CONTROL ROOM ABANDONMENT HUMAN RELIABILITY ANALYSIS DUE TO FIRE CONDITIONS</p>	<p>火災に起因する中央制御室退避の人間信頼性解析のためのタイムライン開発</p>	<p>ANS_PSA 2017 Jensen Hughes (米国)</p> <p>NUREG-1921 Supplement 1 (to be published in 2017) provides qualitative guidance for how to address main control room abandonment (MCRA) human reliability analysis (HRA) as a subset to HRA in a fire PRA. One of the key components of MCRA is the development of a timeline. In order to be consistent with the rest of the fire PRA, the analysis of MCRA scenarios must adhere to the same fundamental considerations as the fire PRA evaluation of fire areas and different fire scenarios, including timing considerations.</p> <p>The concepts that the Time Available must exceed the Time Required and that the amount of exceedance impacts the reliability of the action remain valid for MCRA. Even so, there are several differences, primarily additional considerations that must also be taken into account in order to ensure that the MCRA actions are both feasible and reliable.</p> <p>The purpose of this paper is to describe the timing considerations associated with MCRA, and to present an approach to overlay the various timing sources (timelines) into a single MCRA timeline.</p>	<p>中央制御室退避に関連するタイミングの考慮事項及び、様々な時系列管理をたった一つの中央制御室退避タイムラインに重ね合わせるアプローチについて記載している。</p>
<p>UPDATES TO THE EPRI SEISMIC-INDUCED FIRE AND FLOOD METHODOLOGY RESULTING FROM PILOT APPLICATION</p>	<p>試験的適用から生じるEPRIの地震による火災と溢水手法の更新</p>	<p>ANS_PSA 2017 Jensen Hughes (米国)</p> <p>EPRI has recently developed a new methodology for assessing the risk from seismic-induced internal fires and floods (SIFF). Before publishing the methodology, it is being subjected to a number of pilot applications. The SIFF methodology was developed over a two year period and, while not yet published, is summarized in a paper presented at ICONE in July 2017 [Amico, Macheret, and Kassawara, "An Advanced Method for Evaluating Risk from Seismically-induced Fires and Floods"]. There are a number of ongoing pilot applications of this methodology, by Duke Energy, Southern Nuclear, DC Cook, and Callaway, some of which are reported in other papers at ANS_PSA 2017.</p> <p>This paper reports on the changes that are being made to the methodology as a result of the pilot applications. Although the pilots have not yet been completed, a number of insights have already been coming in and are discussed in this paper. By the time of the conference, the first pilots will have been completed and the conference presentation will present even further enhancements to the methodology right up to the date of the conference.</p>	<p>EPRIは最近、地震による内部火災と溢水 (SIFF) のリスクを評価するための新しい手法を開発した。</p> <p>手法を公開する前に、多くの試験的適用がなされており、試験的適用の結果として、手法に加えられた変更について記載している。</p>

表3-2(20/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>Application of Fire PSA in Defining System Reliability Criteria: Detection and Suppression Systems in I&C Electrical Panel Room</p>	<p>システム信頼性基準の明確化における火災PSAの適用：I&C電気盤室の検知および消火システム</p>	<p>PSAM 14 (2018) CTMSP (ブラジル)</p> <p>PSA is a key part of a NPP licensing process. It considers the elaboration and updating of probabilistic models that estimate the risk associated to operation, allowing the risk monitoring from the design to the plant decommissioning, for both operational as regulatory matters. Despite its maturity, there is doubt about whether PSA as presented today can be considered as a design tool. Therefore, the presentation of cases in which PSA was used in the design phase represents an important contribution to such discussion.</p> <p>In this context, this paper presents a case study in which PSA is applied to the definition of design requirements. Thus, given a predefined risk acceptance criteria, the reliability characteristics for the fire detection and suppression systems in two instrumentation and control (I&C) electrical panel rooms were established. In order to do so, based on the method for the detailed fire modeling presented by U. S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC) in NUREG/CR-6850, a probabilistic model was developed and fed with data from simulations performed in a Computational Fluid Dynamics (CFD) model, and from the Conditional Core Damage Probabilities (CCDP) obtained from the Plant Response Model (PRM) of the Fire PSA for the plant.</p>	<p>今日紹介されているPSAが設計ツールと見なされるかどうかについては疑問があり、火災PSAを設計要件の明確化に適用するケーススタディの紹介について記載している。</p>
<p>Application of SPAR-H Method in Fire Human Reliability Analysis</p>	<p>火災人間信頼性解析におけるSPAR-H法の適用</p>	<p>PSAM 14 (2018) CNNC(中国)</p> <p>Fire Human Reliability Analysis (HRA) is an important part of and an input to the fire Probabilistic Safety Assessment (PSA), which evaluates the reliability of the human diagnosis and execution in the fire scenarios qualitatively and quantitatively. Fire HRA can derive the failure probabilities of the human actions, namely human error probabilities (HEPs). Based on the NUREG-1921 and the practical application experiences, SPAR-H method is chosen in this paper to analyze the human actions in fire HRA. SPAR-H is relatively simple in its quantification process and its 8 performance shaping factors (PSFs) well reflect the human performance in the fire scenarios.</p> <p>The paper firstly introduces the background of fire HRA, and it describes the human response process and the characteristic in the fire scenarios, the identification of undesired human responses to spurious alarms, and the selection of 8 PSFs considering the fire-specific characteristics. Finally, it provides an example to show the quantification of the human actions in a fire scenario with SPAR-H method.</p>	<p>火災HRAのバックグラウンドの紹介、および人間の応答プロセスと火災シナリオの特性、誤警報に対する望ましくない人間の応答の特定、および火災特有の特性を考慮した8つの行動形成要因 (PSF) の選定について記載している。</p> <p>8つの行動形成要因 (PSF) ; 利用可能時間、ストレス、複雑さ、経験/訓練、手順、人間工学/ヒューマンインターフェイス、職務適性、作業プロセス</p> <p>また、SPAR-Hメソッドを使用した火災シナリオでの人間の行動の定量化を示す例も記載している。</p>

表3-2(21/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>Estimation of Fire Frequencies in Low Power and Shutdown fire Probabilistic Risk Assessment</p>	<p>低出力および停止時火災PRAにおける火災頻度の推定</p>	<p>PSAM 14 (2018) KEPCO(韓国)</p> <p>In this paper, the method for quantification of fire frequency at LPSD (Low power and shutdown) operation is presented. To reflect system alignment in fire frequency, LPSD period is classified by POS (Plant operating states : classified operation modes at LPSD operation) . Calculation method is divided into two cases depending on whether the unavailable equipment are considered or not. Each methods have opposite characteristics in terms of conservatism and convenience.</p>	<p>LPSD (低出力および停止時) 運転での火災頻度の定量化の方法について記載している。</p> <p>LPSD期間はPOS (プラントの運転状態 : LPSD時の運転モードの分類) によって分類される。</p>
<p>Insights from Internal Fire PSA of UK ABWR in Generic Design Phase</p>	<p>英国ABWRの基本設計段階における内部火災PSAからの知見</p>	<p>PSAM 14 (2018) 日立-GE (日本)</p> <p>An Internal Fire PSA (FPSA) model was developed for the UK ABWR generic design aspart of the full scope PSA. The FPSA was peer reviewed against ASME/ANS RA-Sb-2013. The FPSA for the reactor included Level 1 and Level 2 analyses at Power, as well as a Level 1 scoping analysis for selected Shutdown Plant Operational States (POSS). A Level 1 scoping analysis of Spent Fuel Storage Pool (SFP) was also conducted. NUREG/CR-6850 and NUREG/CR-7114 as well as related guidance/data were applied.</p> <p>These guidance documents are generally intended for application to an operating plant rather than a plant in design phase. The application of the guidance within a new-buildplant generic design brought certain local challenges. Simplified and conservative approaches were initially adopted to overcome these challenges as well as some novel approaches for dealing with multi-compartment scenarios. This paper introduces these approach and then focuses on the methods to reduce the conservatisms as well as the FPSA results and insights, and risk-informed improvements.</p>	<p>英国ABWRの基本設計段階における内部火災PSAに関して、複数区画のシナリオを扱うためのアプローチの紹介、および火災PSAの結果と知見と同様に保守性、およびリスクに基づいた改善点を削減する方法について記載している。</p>

表3-2(22/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>Monte Carlo Simulation of NUREG/CR 6850 Appendix L Model for Main Control Board Fires and Resulting Insights</p>	<p>NUREG/CR 6850附則Lモデルのモンテカルロシミュレーションと中央制御盤の火災とその結果の知見</p>	<p>PSAM 14 (2018) Jacobsen Analytics (英国)</p> <p>In the absence of an existing verified and validated computational tool to determine the probability of damage to a target set of components due to a Main Control Board (MCB) fire, a method was proposed in NUREG/CR-6850 Appendix L.</p> <p>This method has the advantage that it reduces analysis of a potentially large number of MCB fire scenarios to consideration of a limited number of individual target sets of critical MCB components/cables with each target set being defined only by a single parameter, the maximum separation distance (d) between them.</p> <p>This paper describes a Monte-Carlo simulation of the Appendix L method and demonstrates its flexibility and ease of use to: a) address the updated cabinet heat release rate profiles and non-suppression probabilities proposed in NUREG-2178 and NUREG-2169 respectively, b) propose a practical solution for evaluating specific MCB configurations where ignition sources or cable raceways may be present in rear sections of the cabinet as identified in FPRA FAQ 14-008 and c) evaluate the benefit of solid metal partitions within the MCB in an integrated fashion.</p> <p>As part of this process, the Monte Carlo approach is benchmarked against NUREG/CR-6850 Appendix L and a related NEI Task Force White Paper which is currently undergoing review. The full paper presents some improvements to the NUREG/CR-6850 approach based on insights from the benchmarking exercise.</p>	<p>NUREG/CR-6850附則Lで提案された手中央制御盤火災による機器損傷確率決定手法のモンテカルロシミュレーション及びその適応性と以下における使いやすさの実証について記載している。</p> <p>a) 最新の盤発熱率プロファイルと非消火確率に対する取り組み。 b) 盤の後部に発火源またはケーブルトレイがある特定のMCB形状を評価するための実用的な解法の提案。 c) MCB内の固体金属仕切りの利点の統合評価。</p> <p>このプロセスの一部として、モンテカルロアプローチは、NUREG/CR-6850附則Lおよび現在レビュー中の関連するNEIタスクフォース白書に対してベンチマークされており、ベンチマークの実施から得られた知見に基づいて、NUREG/CR-6850アプローチのいくつかの改善点が示されている。</p>
<p>Uncertainty Analysis For Input Parameters Of Electrical Cabinet Fire Simulation By Coupling Latin Hypercube Sampling And CFAST</p>	<p>ラテン超方格法とCFASTの結合による電気盤火災シミュレーションの入力パラメータの不確定性解析</p>	<p>PSAM 14 (2018) 中国科学技术大学 (中国)</p> <p>It has been proved that fire accident frequency in nuclear power plants is higher than we thought it was and fire accidents have a huge significant impact on the safety of nuclear power, so it is extremely necessary to analyze fire risks. Electrical cabinets are one of the most important fire ignition sources in nuclear power plants, since there are normally many combustible cable bundles inside them. When fire modeling has been performed in nuclear power plants, past studies have only considered a single fire scenario, which means that the uncertainties associated with fire combustion and propagation are ignored.</p> <p>The paper is based on electrical cabinet fire scenario simulations in nuclear power plants and analyze the uncertainty of input parameters related to fire combustion and fire detection by coupling Latin Hypercube Sampling and software-CFAST. Statistic results can be used for quantitative analysis in Fire Probabilistic Safety Assessment.</p>	<p>過去の電気盤火災では単一の火災シナリオのみが考慮されていたため、火災の燃焼と伝播に関連する不確実性は無視されている。電気盤火災シナリオのシミュレーションに基づいて、ラテン超方格法とソフトウェアCFASTを組み合わせることによる、火災検知と火災燃焼に関連する入力パラメータの不確実性の解析について記載している。</p>

表3-2(23/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>An Integrated Methodology for Spatio-Temporal Incorporation of Underlying Failure Mechanisms into Fire Probabilistic Risk Assessment of Nuclear Power Plants</p>	<p>基本的な故障メカニズムの原子力発電所火災PRAへの時空間的組入れのための統合手法</p>	<p>Reliability Engineering and System Safety (2017) イリノイ大(米国)</p> <p>In this research, an Integrated Probabilistic Risk Assessment (I-PRA) methodological framework for Fire PRA is developed to provide a unified multi-level probabilistic integration, beginning with spatio-temporal simulation-based models of underlying failure mechanisms (i.e., physical phenomena and human actions), connecting to component-level failures, and then linking to system-level risk scenarios in classical PRA.</p> <p>The simulation-based module, called the Fire Simulation Module (FSM), includes state-of-the-art models of fire initiation, fire progression, post-fire failure damage propagation, fire brigade response, and scenario based damage. Fire progression is simulated using a CFD code, Fire Dynamics Simulator (FDS), which solves Navier-Stokes equations governing the turbulent flow field. Uncertainty quantification is conducted to address parameter uncertainties.</p> <p>The I-PRA paves the way for reducing excessive conservatisms derived from the modeling of (i) fire progression and damage and (ii) the interactions between fire progression and manual suppression. Global importance measure analysis is used to rank the risk-contributing factors. A case study demonstrates the implementation of I-PRA for a regulatory-documented fire scenario.</p>	<p>マルチレベルの確率論的統合を提供するために開発されている火災PRAに関する統合確率論的リスク評価(I-PRA)の方法論的な枠組みについて記載している。</p> <p>I-PRAは、基本的な故障メカニズムの時空間シミュレーションベースのモデルから始まり、機器レベルの故障に接続し、次に従来のPRAのシステムレベルのリスクシナリオにリンクする。</p> <p>シミュレーションベースのモジュールには、火災の開始、火災の進展、火災後の破損被害の伝播、消防隊の対応、およびシナリオに基づく被害の最新モデルが含まれている。火災の進展は、乱流場を支配するナビエ・ストークス方程式を解くCFDコードの火災力学シミュレータ(FDS)を使用してシミュレートされる。</p>

表3-2(24/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名		出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
CANDU FIRE PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT (PRA) MODEL	CANDUの火災 PRAモデル	CNL NUCLEAR REVIEW (2017) カールトン大 (カ ナダ)	<p>Fire Probabilistic Risk Assessment (PRA) is being introduced to the fire protection engineering practice both locally and worldwide. The commercial nuclear power industry has also experiencing the impact of this new approach. This paper examines the work performed to assess the relative accuracy of fire models for CANDU nuclear power plant (NPP) applications. The Canadian NPP uses some portions of NUREG/CR-6850 in performing fire PRA. Canadian fire ignition frequencies have been provided by International Fire Data Exchange Project.</p> <p>The CANDU Fire PRA Model can quantitatively evaluate plant damage states and core damage frequencies. This model will assist fire engineers in performing CANDU Fire PRA analysis, by recognizing vulnerabilities related to fire events and will contribute to further improvement of the Canadian NPPs' safety.</p> <p>Canadian nuclear power plants (NPPs) use some portions of NUREG/CR-6850 (EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear PowerFacilities) in performing fire Probabilistic Risk Assessments (PRAs). Additional research is required to assess the applicability of NUREG/CR-6850 to CANDU reactors. The generic fire ignition frequencies provided in NUREG/CR-6850 reflect the experiences of U.S.-based companies. However, there are differences in systems, structures, and components when comparing CANDU reactors to U.S. reactors. Some fires that are negligible in light-water reactors and are screened out by NUREG/CR-6850 may have more significant consequences in CANDUreactors. CANDU uses a heavy-water moderator and heavy-water coolant, whereas the U.S. reactors mainly use light water .</p> <p>An evaluation of the applicability of NUREG/CR-6850 to CANDU reactors must include an assessment of the adequacy of using the fire safe shutdown analysis list of credited structures, systems, and components (when prepared in accordance with the requirements of CanadianStandards Association "Fire Protection for CANDU Nuclear PowerPlants" (CSA N293-07)) for use in the fire PRA (when prepared in accordance with the requirements of NUREG/CR-6850).</p> <p>The evaluation must also include a review of NUREG/CR-6850 applicability to the Canadian Nuclear Safety and Control Act and the General Nuclear Safety and Control Regulations, and CSA N293-07 .</p>	<p>CANDU原子力発電所に適用される火災モデルの相対的な精度を評価するために実行された作業の検証につき記載している。</p> <p>カナダの原子力発電所は、火災PRAの実施にNUREG/CR-6850の一部を使用している。カナダの火災発火頻度は、国際火災データ交換プロジェクトによって提供されている。</p> <p>CANDU Fire PRAモデルは、プラントの損傷状態と炉心損傷頻度を定量的に評価できる。</p>
Estimation of Fire Ignition Frequency for Domestic NPP Using the Updated Fire Event Database	更新された火災事 象データベースを用 いた国内原子力発 電所の火災発生頻 度の推定	Korean Nuclear Society Autumn Meeting (2017) PNE (韓国)	<p>Fire ignition frequencies were previously developed in the NUREG/CR-6850 and revised in Supplement 1 to NUREG/CR-6850. The fire ignition frequencies published in NUREG/CR-6850 and Supplement 1 incorporate fire event experience through the year 2000. In January, 2015, EPRI published the updated fire events database (FEDB): NUREG-2169.</p> <p>As there is no FEDB for domestic nuclear power plants (NPPs), FEDB of USA has been used for the estimation of fire frequencies for them. Up to now, EPRI report, NUREG/CR-6850, or Supplement 1 to NUREG/CR-6850 was used for the estimation of fire frequencies for the fire PSA works of domestic NPPs. This paper presents the calculation results of fire ignition frequencies for Hanul(formerly Ulchin) 3&4 using the updated FEDB data, NUREG-2169.</p>	<p>火災事象データベース (FEDB) の更新されたデータ: NUREG-2169を使用しているHanul (以前のUlchin) 3&4の火災発火頻度の計算結果を記載している。</p>

表3-2(25/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名		出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
Experimental and Numerical Simulation Study on Multilayer Cable Trays Fire Under Mechanically Ventilated Conditions	機械換気条件下での多層ケーブルトレイ火災に関する実験に基づく数値シミュレーション研究	The 20th Pacific Basin Nuclear Conference (2017) 中国科学アカデミー (中国)	<p>The performance-based standard for fire protection was first proposed for light water reactor electric generating plants in NFPA-805. The zone model is considered as a main option for fire safety analysis in nuclear power plant. Cable fire is one of the most common hazards in nuclear power plant. The structure of multi layer cable trays fire is a challenge for simulation by zone model. At the same time, the mechanical ventilation has significant effects on the fire process.</p> <p>Therefore, the focus of this paper is to investigate the reliability of zone model software simulating the multi layer cable trays fire under mechanical ventilation. Fire experiments of four-layer cable trays were conducted in a confined room with mechanical ventilation. The mass loss rate of cable trays, the ceiling jet temperature, and the vertical temperature distribution in the room were recorded during the cable burning. According to the measured vertical temperature profile under mechanical ventilation, it is found that the fire room can be divided into upper hot layer and lower cool layer, which is conformed to the basic assumption for two-zone model.</p> <p>Therefore, the zone fire model CFAST (Consolidated Model of Fire Growth and Smoke Transport), was used to simulate the multi layer cable trays fire under mechanical ventilation. Comparing the predicted ceiling jet and upper layer temperatures with experimental data, it is shown that CFAST has good prediction on multi layer cable trays fire under mechanical ventilation. By setting each layer of cable tray as one fire source, CFAST can catch the burning characteristics of multiple-layer cable tray fire.</p>	<p>機械換気の下で多層ケーブルトレイの火災をシミュレートするゾーンモデルソフトウェアの信頼性の調査について記載している。</p> <p>4層ケーブルトレイの火災実験が、機械換気のある限定された部屋で行われ、ケーブルトレイの質量損失率、天井の噴流温度、室内の垂直温度分布が、ケーブルの燃焼中に記録された。</p> <p>機械換気下で測定された垂直温度プロファイルによると、火災室は上部高温層と下部低温層に分割でき、2ゾーンモデルの基本的な仮定に適合しているため、ゾーン火災モデルCFAST（火災成長と煙移動の統合モデル）が、機械換気下での多層ケーブルトレイの火災をシミュレートするために使用された。</p> <p>予測された天井噴流と上層の温度を実験データと比較すると、CFASTが機械換気下での多層ケーブルトレイの火災について良好な予測を持っていることが示されている。</p>
FIRE PRA MATURITY AND REALISM: A DISCUSSION AND SUGGESTIONS FOR IMPROVEMENT	火災PRAの成熟と現実：改善のための議論と提案	U.S.NRC (2015) US. NRC (米国)	<p>Fire PRA has often been characterized as being less mature and less realistic than internal events PRA. Perceptions of immaturity can affect stakeholders' use of fire PRA information. Unrealistic fire PRA results could affect fire-safety related decisions and improperly skew comparisons of risk contributions from different hazards.</p> <p>In this paper, we address the issue of technical maturity through the identification of a number of key indicators and the issue of realism through quantitative and qualitative comparisons of fire PRA results with operational event data.</p> <p>Based on our analysis, we judge that fire PRA is in an intermediate-to-late stage of maturity (albeit less mature than internal events analysis) and that fire PRAs, as performed using current guidance, may be providing conservative quantitative results. However, our results cannot confidently support estimates of the degree of conservatism. We also observe that the qualitative results of fire PRAs are generally consistent with operational experience. We conclude with a number of suggestions for activities to enhance fire PRA realism.</p>	<p>火災PRAは、内部事象PRAよりも成熟度が低く、現実的でないとしばしば特徴付けられているため、いくつかの重要な指標を特定することによる成熟度の技術的な課題への対処、および火災PRAの結果と運転データを定量的および定性的に比較することによる現実の課題への対処について記載している。</p>

表3-2(26/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
Fire PRA Maturity and Realism: A Technical Evaluation	火災PRAの成熟度と現実：技術的評価 U.S. NRC (2017) U.S. NRC (米国)	<p>Fire PRA has been characterized as being less mature and less realistic than internal events PRA. Perceptions of immaturity can affect stakeholders' use of fire PRA information. Unrealistic fire PRA results could affect fire-safety related decisions and improperly skew comparisons of risk contributions from different hazards.</p> <p>In this paper, we address the issue of technical maturity through the identification of a number of key indicators and the issue of realism through quantitative and qualitative comparisons of fire PRA results with operational event data.</p> <p>Based on our analysis, we judge that fire PRA is in an intermediate-to-late stage of maturity (albeit less mature than internal events analysis) and that fire PRAs, as performed, may be providing conservative quantitative results. However, our results cannot confidently support estimates of the degree of conservatism. We also observe that the qualitative results of fire PRAs are generally consistent with operational experience.</p> <p>Many of the key issues affecting analysis realism are being addressed by ongoing NRC and industry work; however, we identify a number of additional topics needing work. We note that many PRA practitioners (not just for fire PRA), while recognizing that analysis realism is desirable in principle, see conservatism as an acceptable approach for dealing with uncertainty in practical analyses. Attempts to change such attitudes and beliefs need to be well-targeted and sustained, and success is not guaranteed.</p>	<p>いくつかの重要な指標を特定することによる成熟度の技術的な課題への対処、および火災PRAの結果と運転データを定量的および定性的に比較することによる現実の課題への対処について記載している。</p>
Fire Probabilistic Safety Assessments for Nuclear Power Plants: 2019 Update	原子力発電所の火災PSA：2019年更新 CSNI Technical Opinion Paper (2019) OECD/NEA	<p>The purpose of the present paper, CSNI Technical Opinion Paper No. 17: Fire Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, is to provide the current international view on the state of fire PSA as performed in support of nuclear power plant design and operation. The viewpoints and perspectives contained in this technical opinion paper (TOP) are the result of the work of the WGRISK task group, which includes experts on the subject of fire PSA. The report is also based on the results of an international workshop on fire PRA, organised by WGRISK in 2014 and documented in the "Proceedings of International Workshop on FirePRA" (NEA, 2015).</p> <p>This paper takes into consideration operating experience in nuclear power plants, particularly with regard to fire events that were collected and analysed within the NEA Fire Incidents Records Exchange Database Project (NEAFIRE). In addition, consideration has been given to recent results from fire-related experimental NEA projects, more specifically the Fire Propagation in Elementary, Multi-room Scenarios PRISME project, and PRISME, which takes into account fire behaviour and spreading in nuclear specific complex geometries under different boundary conditions. The NEA High Energy Arcing Fault (HEAF) project also provides insights on high energy arcing faults with the potential of ensuing fires.</p>	<p>原子力発電所の運転経験、特にNEA火災事故記録交換データベースプロジェクト（NEAFIRE）内で収集および解析された火災事象に関する考慮について記載している。</p> <p>また、火災関連の実験的NEAプロジェクト、より具体的には、基本的な火災伝播、複数区画シナリオPRISMEプロジェクト、および異なる境界条件下での原子力特有の複雑な形状での火災の挙動と拡散を考慮したPRISMEからの最近の結果について記載している。</p>

表3-2(27/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>Methodological and Practical Comparison of Integrated Probabilistic Risk Assessment (I-PRA) with the Existing Fire PRA of Nuclear Power Plants</p>	<p>統合された確率論的リスク評価 (I-PRA) と原子力発電所の既存の火災PRAとの方法論的および実的な比較</p>	<p>Nuclear technology (2018) イリノイ大 (米国)</p> <p>Nearly half of the U.S. nuclear power plants (NPPs) are in the process of transitioning, or have already transitioned, to a risk-informed, performance-based fire protection program. For this transition, Fire Probabilistic Risk Assessment (Fire PRA) is used as a foundation for Fire Risk Evaluation (FRE). To increase realism in Fire PRA by reducing the conservative bias, the authors have developed an Integrated PRA (I-PRA) methodological framework that does not require major changes to the existing plant PRAs.</p> <p>The underlying failure mechanism models associated with fire events are developed in a separate module, which can be interfaced and connected with the existing plant PRA. This paper explains the areas of methodological advancements in I-PRA, comparing them with the existing Fire PRA of NPPs.</p> <p>This comparison is further demonstrated in a realistic case study that applies the I-PRA framework to a critical fire-induced scenario at a nuclear power plant. The core damage frequency for the selected scenario, computed by the I-PRA framework, is compared with the results of the “full compartment burn” screening method and the existing Fire PRA methodology.</p> <p>Using the I-PRA framework, the core damage frequency for the selected scenario has decreased by a factor of 20 compared with the “full compartment burn” screening approach, and by a factor of 2 compared to the existing Fire PRA methodology based on the NUREG/CR-6850 and the subsequent NUREGs that updated the data and methods for individual steps.</p>	<p>既存の原子力発電所の火災PRAと比較して、統合PRA (I-PRA) における方法論的な進歩の分野について記載している。</p> <p>I-PRA枠組みによって計算された選択されたシナリオの炉心損傷頻度は、「区画全焼」スクリーニング法および既存の火災PRA手法の結果と比較される。</p> <p>I-PRA枠組みを使用すると、選択されたシナリオの炉心損傷頻度は、「区画全焼」スクリーニングアプローチと比較して20倍、NUREG/CR-6850および個々のステップのデータと方法を更新した後続のNUREGに基づく既存の火災PRA手法と比較して2倍減少した。</p>
<p>Multi-compartment Fire Modeling for Switchgear Room using CFAST</p>	<p>CFASTを使用した開閉器室の複数区画火災のモデル化</p>	<p>Korean Nuclear Society Autumn Meeting (2015) KAERI (韓国)</p> <p>CDF of level 1 fire PSA is expressed as multiplication of fire frequency, severity factor, non suppression probability and conditional core damage probability (CCDP) . New fire PSA method (NUREG/CR-6850) requires that the severity factor isto be calculated by fire modeling. If fire modeling is not performed, the severity factor should be estimated as one conservatively. Also, the possibility of the damages of components and cables located at adjacent compartments should be considered. Detailed fire modeling of multi-compartment fires refers to the evaluation of fire-generated conditions in one compartment that spread to adjacent ones . In general,the severity factor for multi-compartment fire scenarios is smaller than that of single compartment scenario.</p> <p>Preliminary quantification of Hanul Unit 3 fire PSA was performed without fire modeling. As a result of quantification, multi-compartment scenario, fire propagation scenario from switchgear room (SWGR) A to SWGR B, is one of significant contributor to the CDF. In this study, fire modeling of multi-compartment was performed by Consolidated Fire Growth and Smoke Transport (CFAST) to identify the possibility of fire propagation.</p>	<p>火災成長と煙移動の統合 (CFAST) を使用した開閉器室の複数区画火災のモデル化について記載している。</p>

表3-2(28/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>Preliminary Quantification of a Fire PSA Model Using Initiating Event Fault Trees</p>	<p>起回事象フォールトツリーを使用した火災PSAモデルの予備定量化</p>	<p>Korean Nuclear Society Autumn Meeting (2017) KAERI (韓国)</p> <p>An internal fire event probabilistic safety assessment (PSA) model has been generally developed by modifying a pre-developed internal event PSA model. Some fire-induced accident scenarios have their own unique accident sequence logics that not covered in the internal event PSA model, and therefore, these have been separately developed and incorporated into the fire PSA model.</p> <p>One more thing to note about the fire PSA model is that a single fire event within a fire compartment or fire scenario can cause multiple initiating events. For instance, a fire in a turbine building area can cause both the loss of the main feedwater and loss of off-site power initiating events. With reference to the recent studies, fire-induced initiating events are modeled using fault tree analysis technique by modifying the mitigating system fault trees of the pre-developed internal event PSA model, and applied to the fire PSA model to resolve multiple initiating event issues of a fire PSA model.</p> <p>In this study, we compared the quantification results of fire PSA models for a reference nuclear power plant with or without initiating event fault trees to get an insight into whether and how initiating event fault trees affect the quantification results. Through the comparative study, we found that the use of fire-induced initiating event fault trees can entail changes in the CDF results depending on the sizes of initiating event fault trees because of the rare event approximation. Further studies should be conducted to check quantification effects on other initiating events.</p>	<p>起回事象フォールトツリーが定量化結果に影響するかどうかの知見を得るために、起回事象イベントツリーの有無で原子力発電所の火災PSAモデルの定量化結果の比較について記載している。</p> <p>稀な事象の近似により、火災誘発の起回事象のフォールトツリーを使用すると、起回事象フォールトツリーの大きさに応じてCDFの結果が変化する可能性があることが分かった。</p>
<p>Spatiotemporal Integration of an Agent-Based First Responder Performance Model with a Fire Hazard Propagation Model for Probabilistic Risk Assessment of Nuclear Power Plants</p>	<p>エージェントベースの第一応答者パフォーマンスモデルと原子力発電所のPRAのための火災ハザード伝播モデルの時空的統合</p>	<p>ASME Journal of Risk and Uncertainty in Engineering Systems Part B (2019) イリノイ大 (米国)</p> <p>To advance Emergency Response (ER) modeling in Probabilistic Risk Assessment (PRA), this research offers a new methodology that explicitly incorporates the spatiotemporal evolution of underlying physical and social phenomena and their bidirectional interactions. While this methodology is applicable for various ER scenarios on different spatial and temporal scales, this paper focuses on advancing ER modeling for a Nuclear Power Plant (NPP) internal fire.</p> <p>This paper provides a thorough review and categorization of existing studies on internal fire ER modeling for NPPs and highlights the contributions of this research. This paper then develops a new methodology for fire ER modeling by integrating an agent-based model of First Responder Performance (FRP) with a Fire Hazard Propagation (FHP) model through a shared Geographic Information System (GIS)-based spatial simulation environment.</p> <p>This research is the first to explicitly incorporate space (in addition to time) into the FRP modeling within ER modeling of NPP Fire PRA. In addition, this research develops a GIS-based interface between FRP and FHP that has the capability of transferring both spatial and temporal information in a bidirectional way. Although this paper is focused on a fire ER scenario, the new methodology developed in this paper can contribute to modeling external control room human performance in other contexts, such as Diverse and Flexible Coping Strategy (FLEX), maintenance, and offsite first responders in Level 3 PRA.</p>	<p>原子力発電所の内部火災の緊急時対応(ER)モデル化に関して、既存の研究の徹底的なレビューとカテゴリー化、および共有された地理情報システム(GIS)ベースの空間シミュレーション環境を介して、最初の対応者のパフォーマンス(FRP)のエージェントベースモデルと火災ハザード伝播(FHP)モデルを統合することによる火災ERモデル化の新しい手法の開発について記載している。</p> <p>この手法は、原子力発電所の火災PRAのERモデル化内において、FRPモデルに時間に加えて空間が組み込まれている。さらに、双方向の方法で空間と時間の両方の情報を転送する機能を備えているFRPとFHPの間のGISベースのインターフェイスを有する。</p>

表3-2(29/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>FIRE PROTECTION IMPLEMENTATION AND THE RESTART OF NUCLEAR POWER IN JAPAN</p> <p>74p</p>	<p>日本における防火の実施と原子力の再稼働</p> <p>SMiRT 24 (2017)</p> <p>Appendix R Solutions(米国)</p>	<p>The Great Eastern Japan earthquake and tsunami of 2011 resulted in significant earthquake and tsunami related analyses, regulations, and physical plant changes. During this period, the Japan Nuclear Regulatory Authority (NRA) enacted several new requirements prior to restart including new fire protection requirements (Japan NRA fire protection rule (No.1306195) dated June 19, 2013 [11]). In addition to compliance with the new NRA fire protection rule which is similar to US 10CFR50.48, Appendix R [2] requirements, the NRA has established an expectations that utilities will also develop Fire PRAs for each site. The Japanese have made significant improvements in this area in a relatively short period of time.</p> <p>This paper provides a summary of insights gained in during the last five years doing fire protection analyses at Japanese nuclear power plants, which include conducting deterministic/restart safety evaluations, development of plant-specific fire hazards analyses, and for compliance with new Japan Nuclear Regulatory Authority rule (No. 1306195 [11]). These analyses have provided a solid foundation from which to begin Fire Probabilistic Risk Assessment (FPRA).</p> <p>At this stage, Japanese plants will be expected to both deterministically comply and have a FPRA that provides an overview of plant-specific risk. This includes three fundamental tasks: detailed deterministic reviews for all operating modes, the development of Fire PRAs (FPRAs), and an assessment and disposition of variances from deterministic requirements (VFDRs). Deterministic reviews provide a baseline review of the new fire protection program against the requirements of the NRA fire protection rule (No. 1306195 [11]) and identify VFDRs. Resolutions to VFDRs can then be identified and presented to the NRA as part of the restart safety evaluation if needed.</p>	<p>過去5年間に日本の原子力発電所で防火解析を行った際に得られた知見の概要を記載している。</p> <p>これには、決定論的/再稼働の安全性評価の実施、プラント固有の火災ハザード解析の開発、および新しい日本原子力規制の順守が含まれる。</p>

表3-2(30/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>DEVELOPMENT OF INTERNAL FIRE PSA FOR NEW BUILD UK GENERIC DESIGN ASSESSMENT</p> <p>360P</p>	<p>英国の新設プラント基本設計評価向けの内部火災PSAの開発</p> <p>Jacobsen Analytics(米国)</p>	<p>Internal fire hazards can pose a significant threat to plant safety and can often contribute a significant portion of total plant risk. This level of contribution therefore warrants a probabilistic treatment to identify vulnerabilities and provide insights for design or procedural improvements. Such an analysis was conducted for a new build reactor design of the United Kingdom (UK) Advanced Boiling Water Reactor (ABWR) as part of the UK's Generic Design Assessment (GDA) licensing process.</p> <p>This analysis was conducted for both at-power and shutdown operating states to obtain a comprehensive understanding of the potential internal fire risk for different plant operating states and configurations. The analysis was conducted for UK ABWR generic design according to the NUREG/CR-6850 method for internal fire probabilistic risk assessment using fire ignition frequencies from NUREG-2169 [2] in the absence of plant-specific ignition frequency data. The analysis included all buildings containing equipment with the potential to contribute to overall risk and had to overcome many challenges specific to new-build plant designs such as a lack of detailed design data including cable selection and routing information, evolving design reference points and coordination with other related studies ongoing as part of the GDA process.</p> <p>The analysis also included a novel method for performing multi-compartment fire analysis to reflect the design's unique features relating to fire compartment and fire barrier design. The analysis was also conducted in parallel with an internal flooding PSA and shared much of the same input data using an innovative data storage and manipulation tool to enable efficient generation of fire and flooding scenarios for use with the quantification software. The insights for the design and possible solutions for generic design will be shared as part of this paper as well as insights from performing such studies in the context of the UK new build licensing process.</p>	<p>英国の新設プラントのABWRに対して実施された基本設計評価向けの内部火災PSAについて記載している。</p> <p>解析は、出力時と停止時の運転状態の両方で実施された。解析には、火災区画および防火壁の設計に関するユニークな特徴を反映するために、複数区画の火災解析を実行する新しい方法も含まれている。</p> <p>解析は、内部溢水PSAと並行して行われ、定量化ソフトウェアで使用する火災および溢水シナリオの効率的な作成を可能にする革新的なデータ保存操作ツールを使用して、同じ入力データの多くが共有された。</p>

表3-2(31/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>An Approach for Apportioning Fire Scenario Frequencies to Induced Initiating Events</p>	<p>火災シナリオ頻度の誘発された起因事象への割当のためのアプローチ</p>	<p>ANS_PSA 2019 _Official Program(予稿) WEC(米国)</p> <p>The apportioning of fire scenario frequency to induced initiating event(s) can be a significant source of conservatism in fire probabilistic safety assessments (PSAs). One meaningful approach would be using a structure similar to a seismic initiating event tree, where earthquake occurrence frequency is apportioned based on the fragilities of components whose failure could induce each initiator. This however is difficult in fire PSA due to significant uncertainty in the modeling of fire dynamics and the response of target cables exposed to the fire environment.</p> <p>It is also difficult to rank initiators by severity (in terms of conditional core damage probability for example), given that risk contribution is a function of mitigating equipment failures, which vary greatly by scenario. Given this uncertainty, many fire PSAs map the entire scenario frequency to all potential induced initiators, which results in significantly overcounting the frequency, by a factor of the number of induced initiators.</p> <p>This paper explores an automated approach for initiator selection and frequency apportioning that resolves the identified challenges. The approach is applied to two fire PSAs and the results presented.</p> <p>Initial results from the two pilot studies suggest a 10-50% total fire core damage frequency reduction using the proposed process.</p>	<p>特定された課題を解決するイニシエータの選択と誘発された起因事象への火災シナリオ頻度の割り当ての自動化手法について記載している。</p> <p>火災PSAにおいて、誘発された起因事象に火災シナリオの頻度を割り当てることは、保守性の点から重要である。また、リスクの寄与が緩和機器故障の機能である場合、イニシエータを過酷度別にランク付けすることは、条件付き炉心損傷確率の観点から困難であり、シナリオによって大きく異なるので、不確定性がある。</p>
<p>Characterization of Interruptible and Growth Fires for Nuclear Power Plant Applications</p>	<p>原子力発電所の成長を止められる火災および成長する火災の特性評価</p>	<p>ANS_PSA 2019 _Official Program(予稿) Jensen Hughes(米国)</p> <p>Experience with fire events at NPPs, as captured in the Electric Power Research Institute (EPRI) fire events database (FEDB), indicates that a majority of electrical cabinet fires are extinguished prior to developing into a challenging state. A significant fraction, in excess of 90% of fires that ignite within electrical cabinets are classified as potentially challenging. These are fires that do not reach a challenging state – in other words, the fire was not fully involved, did not impact surrounding equipment, or did not damage cable trays or conduit nearby. Following the current approach described in NUREG/CR-6850 all fires, regardless of fire severity classification (potentially challenging, challenging, and undetermined), are modeled the same way, capable of significant growth (growth to peak in 12-minutes) and causing damage to nearby equipment and cables. The insights from a review of the FEDB data suggests a significant fraction of fires grow in a manner that allows for plant personnel to respond.</p> <p>To capture this experience, events are classified into two growth profile groups, Interruptible Fire and Growth Fire. The Interruptible Fire characterization will be used to classify fire events that grow and progress in a manner that is not at an accelerated rate such that plant personnel are able to discover and suppress prior to the fire becoming a fully involved fire or causing damage to targets outside the ignition source.</p>	<p>成長を止められる火災と成長する火災の特性、火災事象を成長を止められるまたは成長する火災として分類するために作成された基準、成長を止められる火災と成長する火災の比率、および成長を止められる火災の非消火確率 (NSP) 値、NUREG/CR-6850附則P NSPイベントツリーで使用される成長する火災について記載している。</p>

表3-2(32/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
		<p>The Growth Fire characterization will be used to classify fire events that exhibit a rapidly developing and growing fire for which there is a chance responding plant personnel will not be able to discover and suppress the fire prior to becoming a fully involved fire or causing damage to targets other than the ignition source.</p> <p>The Interruptible Fire and Growth characterization is based on the available recorded fire event evidence as included in the FEDB. Subsequent to the review, a procedure and rule set were developed to allow for consistent classification of fire events into two different growth profiles. The current scope is limited to electrical cabinet sources (primarily Bin 15 - electrical cabinets) with fire events occurring between 2000 and 2014.</p> <p>This paper will describe the characterization of the proposed Interruptible Fire and Growth groups, the criteria developed to classify fire events as either an interruptible or growth fire, a split fraction for interruptible and growth fires, and nonsuppression probability (NSP) values for interruptible fires, growth fires for use in the NUREG/CR-6850 Appendix P NSP event tree, and revise the HRR profiles using available nuclear power plant electrical cabinet experimental data.</p>	
<p>Modeling of Personnel Suppression in Nuclear Power Plant Applications</p>	<p>原子力発電所におけるプラント要員による消火のモデル化</p>	<p>ANS_PSA 2019_Official Program(予稿)</p> <p>Jensen Hughes(米国)</p> <p>Experience with fire events at NPPs, as captured in the Electric Power Research Institute (EPRI) fire events database (FEDB), indicates that a majority of electrical cabinet fires are extinguished by plant personnel, with minimal suppression efforts, prior to developing into a challenging state. A review of the fire event focused on characterizing the suppression response. The event tree in NUREG/CR-6850 Appendix P considers automatic suppression as the first line of suppression capability. If the fire is not suppressed by an automatic system, the next opportunity for suppression is by the plant fire brigade. The event review determined that only 7% of the electrical cabinet fires were suppressed by automatic suppression.</p> <p>The event review also shows that plant personnel have a strong role in the suppression of electrical cabinet fire events. However, unlike as prescribed in NUREG/CR-6850 Appendix P, only around 30% of these fires are suppressed by the full fire brigade, while some 50% are suppressed by personnel discovering the fire, staff conducting test/maintenance on equipment, or other general plant personnel. This is not currently captured in the Appendix P framework.</p> <p>An important criteria to the review of fire growth profiles was analyzing the suppression response, specifically characterizing if the suppression response was simple. Examples of simple responses include de-energizing or removing power to the ignition source and the use of a single portable extinguisher. A review of events shows that over 70% of the fire events were suppressed using simple suppression actions.</p>	<p>原子力発電所で経験した火災事象は、電気盤火災の大部分が、難しい状況に成長する前に、最小限の消火努力でプラント要員によって消火されている。</p> <p>NUREG/CR-6850附則Pのイベントツリーでは、自動消火を抑制機能の最初の方策と見なしており、自動システムによって火災が消火されない場合に次の消火の機会がプラント消防隊によるものである。</p> <p>非消火確率ツリーを修正することにより、運転経験で観察された火災進展の種類をより厳密にモデル化するアプローチについて記載している。</p>

表3-2(33/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名		出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
			<p>This paper will provide an approach that more closely models these types of fire progressions observed in operating experience by revising the non-suppression probability tree. The revision of the event tree better reflects insights gained following a detailed fire events review (e.g. numerous reports of operators responding to equipment alarms in the MCR and discovering a fire, as well as numerous events describing plant personnel discovering a fire in the early stages followed by suppression with minimal effort).</p>	
Radiative Heat Flux Zone of Influence for Open Fires and Electrical Enclosure Fires	裸火および電気盤火災の放射熱流束影響ゾーン	ANS_PSA 2019_Official Program(予稿) Jensen Hughes(米国)	<p>For targets exposed to the radiant heat from a fire, the current guidance computing the radiant flux is contained in NUREG-1805. This guidance is based on techniques developed for large, outdoor, hydrocarbon fires (tank farms, pipeline rupture, etc.). There are two shortcomings with this guidance as it is applied in Fire PRA.</p> <p>The first is the guidance uses a correlation for the emissive power of a fire that does not reflect the real-world behavior of small fires. With exception of fires like a catastrophic failure of the turbine lube oil system, fires used in PRA do not have the emissive power seen in large outdoor fires. This results in overly conservative estimates of the zone of influence (ZOI) of a fire, the distance at which a fire can cause damage to target.</p> <p>The second shortcoming is that there is no specific guidance on how to evaluate the ZOI when the fire is inside of an electrical enclosure. In the absence of guidance, the typical approach is to treat the fire as if it were out in the open. This is also overly conservative as the electrical enclosure prevents direct line-of-sight to the radiant heat from the fire.</p> <p>To address these shortcomings in current guidance, the Electric Power Research Institute (EPRI) has sponsored research into developing improved guidance for the radiative heat flux ZOI for open fires and fires in electrical enclosures. New open fire guidance was derived from the basic principles of fire dynamics and the new guidance is validated against test data for small fires. Guidance for electrical enclosures was developed by modeling electrical enclosure fires with the Fire Dynamics Simulator (FDS), a computational fluid dynamics (CFD) model for fire. The FDS modeling approach was validated using full-scale test data of fire in electrical enclosures. Modeling results were used to develop guidance on both ZOI and severity factor, the severity factor is the fraction of expected fires capable of causing damage.</p> <p>This paper will provide a summary of research activities and summarize the guidance.</p>	<p>覆いのない小規模火災及び電気盤火災による放射熱の影響に関するガイダンスについて記載している。</p> <p>ターゲットが火災からの放射熱に曝される場合、放射熱流束を計算する現在のガイダンスはNUREG-1805に含まれている。このガイダンスは、大規模な屋外の炭化水素火災（石油貯蔵施設、パイプラインの破裂など）のために開発された技術に基づいており、火災PRAに適用するには以下の2つの欠点がある。</p> <p>1つ目は、小規模火災の実際の挙動を反映していない。</p> <p>2つ目は、火災が電気盤内にある場合の火災の影響範囲（ZOI）を評価する方法がない。</p> <p>これらの欠点に対処するために、EPRIは、覆いのない小規模火災および電気盤内の火災に関するガイダンスの開発研究を支援している。</p>

表3-2(34/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	レファレンスプラント	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>The Effect of the Pressurizer Heaters on Spurious Pressurizer Main Spray Initiation, MSO36, Scenario in a Reference Plant Fire PRA</p>	<p>火災PRAにおける加圧器誤スプレいのMSO36シナリオの影響</p>	<p>ANS_PSA 2019 _Official Program(予稿) Southern(米国)</p>	<p>NEI 00-01 provides a list of generic Multiple Spurious Operations (MSOs) scenarios which should be considered in fire PRAs. The generic MSO scenarios were based on the collection of MSO scenarios from industry and the evaluation of their applicability to a specific plant is required for more realistic plant specific fire PRA. In this paper, a plant specific analysis was performed using MAAP Code to evaluate the applicability of generic MSO 36 scenario to a reference plant.</p> <p>According to NEI 00-01 Revision 3, MSO 36 scenario is defined as (Spurious opening of pressurizer spray valves) AND (Inability to trip, or spurious operation of RCP) AND (Failure of Pressurizer heaters). The focus of the plant specific MAAP analysis was to evaluate the effectiveness of the pressurizer heaters in preventing spurious safety injection signal due to low pressurizer pressure caused by spurious main pressurizer spray initiation.</p> <p>MAAP analyses were performed for a reference plant for the two cases where the pressurizer main spray was spuriously on with the full flow rate after reactor trip; one case with pressurizer heaters forced off and another case with pressurizer heaters in auto mode. The results showed that low pressurizer pressure decreased to the low pressure safety injection signal set point at t = 116 second and t =148 second with pressurizer heaters off and with pressurizer heaters in auto, respectively. As sensitivity studies, similar cases with lower main spray flow rates (50 % of full flow rate and 25 % of full flow rate) were also performed.</p> <p>With less spray flow rate, the effective of pressurizer heaters increased but in both sensitivity cases, pressurizer heaters could not prevent but only delay the safety injection signal generation time. Based on the results, it was concluded that pressurizer heaters cannot prevent safety injection signal generation if pressurizer main spray is spuriously on. Therefore, in the reference plant fire PRA, fire PRA MSO36 scenario was modified in such a way that initiating event with spurious safety injection signal is generated when the pressurizer main spray is spuriously on and RCPs cannot be tripped regardless of the pressurizer heater status.</p>	<p>MAAPコードを用いたプラント固有の解析によって、火災PRAで考慮すべき一般的な複数の誤操作（MSO）シナリオのレファレンスプラントへの適用性の評価について記載している。</p> <p>火災PRAで考慮すべき一般的な複数の誤操作（MSO）シナリオは、NEI 00-01でのリスト化されている。</p> <p>MSOシナリオのレファレンスプラントへの適用性評価では、（加圧器スプレイ弁の誤開）AND（トリップ不能、またはRCPの誤動作）AND（加圧器ヒータの故障）のMSO 36シナリオが用いられた。</p> <p>MAAP解析の焦点は、加圧器スプレいの誤動作による加圧器圧力低によって安全注入信号が誤発信するのを防止する加圧ヒータの有効性を評価することである。</p>

表3-2(35/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>Modeling Fire-Induced Main Control Room Abandonment in PRA Fault Trees</p>	<p>PRAフォールトツリーにおける火災誘発の中央制御室退避のモデル化</p>	<p>ANS_PSA 2019 _Official Program(予稿)</p> <p>WEC(米国)</p> <p>Nuclear power plants have procedures to mitigate fire events that force operators to abandon the main control room (MCR). Abandonment could be required due to either loss of habitability or loss of functionality caused by a fire inside the MCR, or loss of plant control caused by fire outside the MCR. Fire probabilistic safety assessments (PSAs) must model these scenarios to meet supporting requirement FSS-B2 in the 2009 ASME PRA standard; however, the MCR abandonment scenarios introduce additional complexity compared to a conventional fire scenarios where there is no control room impact.</p> <p>Factors that must be considered include operator actions required to successfully abandon the MCR, independent failure of the equipment used to safely shut down the plant from the remote shutdown panel, and what operators consider to be a sufficient "loss of functionality" to necessitate abandonment. Additionally, it is desirable to model MCR abandonment in a fault tree (rather than by post-processing) to generate MCR abandonment cutsets, quantitatively evaluate the uncertainty, and perform sensitivity studies.</p> <p>This paper describes a methodology used to model MCR abandonment due to loss of habitability and loss of functionality in a CAFTA-based fault tree PSA of a four loop pressurized water reactor</p>	<p>4ループ加圧水型原子炉のCAFTAベースのフォールトツリーPSAにおける居住性と機能性の喪失による中央制御室 (MCR) 退避のモデル化に使用される手法について記載している。</p> <p>火災PSAは、2009 ASME PRA規格のサポート要件を満たすために、MCR内での火災による居住性喪失または機能喪失時のMCR退避シナリオをモデル化する必要がある。</p> <p>モデル化で考慮しなければならない要因には、MCRを正常に退避するために必要な運転員操作、リモートシャットダウンパネルからプラントを安全に停止するために使用される機器の故障、および退避を必要とするに十分な「機能の喪失」と運転員が考えるものが含まれる。</p>

表3-2(36/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>Human Reliability Analysis Quantification Guidance for Main Control Room Abandonment Scenarios in Fire PRAs: What's New and When Can Existing Methods Be Used?</p>	<p>火災PRAにおける中央制御室退避シナリオの人間信頼性解析定量化ガイダンス：既存の方法は使用できる最新情報と時期は？</p>	<p>ANS_PSA 2019 _Official Program(予稿)</p> <p>US.NRC (米国)</p> <p>Main control room abandonment (MCRA) due to fire is complex to model in probabilistic risk assessment (PRA) because there are a wide range of fire scenarios and, typically, operator actions are taken at multiple locations throughout the plant. While the U.S. Nuclear Regulatory Commission's Office of Nuclear Regulatory Research (NRC RES) and the Electric Power Research Institute (EPRI) collaboratively published fire human reliability analysis (HRA) guidance in 2012 (see EPRI 1023001/NUREG-1921), it was recognized that MCRA scenarios would require additional HRA research.</p> <p>In 2015, a second joint EPRI/NRC-RES fire HRA project was initiated to develop HRA methods and guidance for MCRA scenarios due to either loss of habitability or loss of control. Joint EPRI/NRC-RES guidance for qualitative MCRA HRA was published as Supplement 1 to NUREG-1921 by EPRI in August 2017. (NRC's publication is pending.) Subsequently, EPRI and NRC RES have developed HRA quantification guidance for MCRA scenarios in fire events that is expected to be published at the end of 2018 as Supplement 2 to NUREG-1921.</p> <p>MCRA HRA quantification guidance addresses three time phases: before the decision to abandon, the decision to abandon, and after the decision to abandon. The approach for HRA quantification is different for each time phase. Also, in some time phases and contexts, the guidance identifies existing HRA quantification tools as being appropriate for MCRA scenarios. However, there are some special cases that required the development of new HRA quantification tools. One such example is the human failure event (HFE) that represents the decision to abandonment for "loss of control" MCRA scenarios (as opposed to "loss of habitability" scenarios).</p>	<p>火災PRAにおける中央制御室退避 (MCRA) シナリオの人間信頼性解析 (HRA)定量化ガイダンスについて記載している。</p> <p>火災による中央制御室退避は、広範な火災シナリオがあり、通常、プラントの複数の場所で運転員操作が行われるため、PRAでモデル化するのには複雑である。</p> <p>火災のHRAガイダンスは、米国NRCとEPRIにより発行されたが、MCRAシナリオでは、追加のHRA研究が必要である。</p> <p>定性的なMCRA HRAは、2017年8月で発行されたが、MCRAシナリオのHRA定量化ガイダンスは、2018年末に発行される予定である。</p> <p>MCRA HRA定量化ガイダンスは、退避の決定前、放棄の決定時、および退避の決定後の3つの時間フェーズに対応している。</p>

表3-2(37/38) 内部火災PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>An Approach to Fire Probabilistic Risk Assessment Modeling, Uncertainty Quantification and Sensitivity Analysis</p>	<p>火災確率リスク評価モデリング、不確実性定量化および感度分析へのアプローチ</p> <p>ANS_PSA 2019 _Official Program(予稿)</p> <p>Jacobsen Analytics(米国)</p>	<p>As the nuclear industry pursues risk-informed and performance-based initiatives, the identification, characterization and evaluation of uncertainties is part of the process of using fire probabilistic risk assessment (FPRA) results in a risk-informed framework. Historically, while uncertainties have been recognized and identified in the detailed fire progression modeling performed for FPRAs, there have been some limitations and simplifications in their characterization and evaluation.</p> <p>The consensus FPRA practice has been to address uncertainties using conservative modeling assumptions in many cases, rather than performing explicit quantification. Conservatism has been a by-product of this approach. In particular, the bounding, conservative, approach has been used to address uncertainties related to fire scenario frequencies and associated fire damage.</p> <p>This paper describes a more complete method for the performance of detailed fire progression modeling within a FPRA, including quantitative uncertainty modeling. The method was developed by Jacobsen Analytics during the performance of FPRAs performed in support of NFPA 805 and subsequently enhanced and expanded as part of a project funded by the Electric Power Research Institute. The integration of uncertainty quantification as a fundamental part of the method removes the need for conservative, bounding, approaches to the selection of point values in the fire progression models.</p> <p>The method includes systematic identification and characterization of parameter and modelling uncertainties. Uncertainties remaining after preprocessing are then propagated using single and two loop Monte Carlo simulations.</p> <p>The simulation model provides several benefits: a) minimization of conservatism by eliminating the need for simplifying/bounding assumptions; b) the use of more flexible and detailed modelling; and c) more accurate representation of correlation of parameter uncertainties in fire initiators, fire growth, and suppression models.</p> <p>The method is able to generate importance rankings for input uncertainties to the fire induced damage state analyses, based on how strongly each individual input uncertainty affects the resulting fire induced damage state uncertainty. In the future, insights about the importance of input uncertainties might be used to inform research efforts or to suggest plant changes to minimize the effect of these uncertainties.</p>	<p>不確実性の定量的なモデル化を含む、火災PRA内の詳細な火災進展モデル化のパフォーマンスのより完全な方法について記載している。</p> <p>火災PRAのプラクティスは、明確な定量化ではなく、多くの場合、モデル化の保守的な仮定を使用して不確実性に対処することであった。</p> <p>不確実性の定量的なモデル化を含む、火災PRA内の詳細な火災進展モデル化のより完全な方法が開発された。</p> <p>シミュレーションモデルには、次の利点がある。 a) 仮定を単純化/制限する必要性を排除することによる保守性の最小化。 b) より柔軟で詳細なモデル化の使用。 c) 発火、火災成長、および消火モデルにおけるパラメーターの不確実性の相関関係のより正確な表現。</p>

表3-3(1/12) 内部溢水PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
APPLICATION OF DYNAMIC PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT TO A SEISMICALLY-INDUCED INTERNAL FLOOD EVENT	動的PRAの地震随伴内部溢水事象への適用 PSAM 13 (2016) オハイオ大 (米国)	<p>A dynamic event tree analysis (DET) approach is taken to analyze a scenario involving seismically-induced failure of feed-water lines exiting two redundant condensate storage tanks. A fast running, reduced order room flooding model is used to assess the time-dependent flooding of rooms containing critical safety equipment. Time-dependent, probabilistic recovery models are developed for the recovery of auxiliary feed-water flow using FLEX equipment (a portable pumping system), high pressure injection flow, and operability of primary system pilot operated relief valves.</p> <p>A time-dependent, probabilistic after shock model is applied to determine the effect of after shocks on the timing of recovery actions. An ADAPT (dynamic event tree) approach to DET analysis is used in which branching occurs for a MELCOR (severe accident analysis code) model of transient system behavior leading up to the point of core damage or no core damage for a spectrum of scenarios. The potential value of DET methods in addressing scenarios involving complex timing issues is illustrated.</p> <p>Section II describes plant design features used in the study. Section III presents the general accident scenario being addressed involving seismically-induced flooding of safety equipment. Sections IV through VIII describe respectively, the component fragility analyses used as a basis for predicting component failure probability as a function of imposed seismic load, the static fault tree/event tree model, the density functions developed to determine the probability of various recovery actions as a function of time, the phenomenological models used, and the ADAPT DET model. Section IX presents the results of the dynamic analyses and Section X presents conclusions.</p>	<p>動的PRAの地震随伴内部溢水事象への適用に関して、以下の説明並びに動的解析の結果を記載している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震により誘発される安全機器の溢水を含む一般的な事故シナリオ ・地震荷重の関数として機器故障確率を予測するためのベースとして使用される機器脆弱性解析 ・静的フォールトツリー/事象ツリーモデル、時間の関数としてさまざまな回復操作の確率を決定するために開発された密度関数 ・使用される現象論的モデル ・ADAPT DETモデル
Dynamic Level 1 PRA of Seismic-induced Internal Flooding in Nuclear Power Plant	原子力発電所における地震随伴内部溢水の動的レベル1 PRA PSAM 13 (2016) 東京大 (日本)	<p>The level 1 Probabilistic Risk Analysis Study estimates the frequency of accidents that cause the reactor core damage. In general, the core damage frequency (CDF) is investigated by using event tree which depicts a system that is needed to respond to mitigate the initiating event. The event tree method requires pre-specification of an order of event occurrence which may vary according to the current plant state. Failure probability of a component also vary significantly in current status and the occurrence of each event interacts with each other. Thus, the conventional event tree approach is not applicable to the quantification of an indefinite number of the progression scenarios.</p> <p>In this study, a new methodology using Markov chain and Monte Carlo method is proposed to evaluate the CDF and applied a seismic-induced internal flooding event. The process of seismic-induced degradation is probably unknown in reality. A flooding model is proposed to describe the water level in each room and a propagation of flooding in the turbine building. Then, a continuous Markov chain model is applied to simulate the transition between the states of flood barriers. Also, the common cause failures of two types of the auxiliary feeding water pumps are evaluated by considering the current water level in the turbine building. Monte Carlo method is used to evaluate uncertainties of initial leak rate, broken area of the barrier.</p> <p>As a result, accidents scenarios initiated with a seismic-induced internal flooding are evaluated. The new methodology is a useful approach for quantification of interactive accident scenarios which consider event progression.</p>	<p>マルコフ連鎖とモンテカルロ法を用いた新しいCDF評価手法の地震随伴内部溢水事象への適用について記載している。</p> <p>マルコフ連鎖モデルは、溢水障壁の間の水の移動をシミュレートするために、モンテカルロ法は、障壁の破損個所の初期漏洩率の不確実性を評価するために使用される。</p>

表3-3(2/12) 内部溢水PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
IMPROVEMENT OF INTERNAL FLOODING PSA BASED ON PLANT-SPECIFIC CONDITIONS FOR WESTINGHOUSE PWRs IN KOREA	韓国のWH製PWRのプラント固有条件に基づく内部溢水PSAの改良	<p>PSAM 13 (2016)</p> <p>Future & Challenge Technology (韓国)</p> <p>The assessment for the flood event frequencies of flood areas is one of the most important parameters in internal flooding PSA. Internal flood PSA for Westinghouse PWRs in Korea has used generic data in Nuclear Power Experience (NPE) and empirical formula for estimating the flood event frequencies. However, this approach has the weakness in light of the flooding vulnerability in the pipe-concentrated area. To improve these limitations, revised internal flooding PSA was performed with flood area-specific data, which include the pipe characteristics by the flood source, flooding class by the ruptured pipes, actual propagating scenario, and HRA, etc.</p> <p>This paper identified the applicability of improved internal flooding PSA methodology for Westinghouse PWRs in Korea, which is expected to lessen unreasonable conservatism and provide a more realistic analysis.</p>	<p>内部溢水PSAの改良手法の韓国のウェスティングハウス社製PWRへの適用について記載している。</p> <p>従来の手法は、配管が集中しているエリアの溢水の脆弱性に照らして弱点がある。これらの制限を改善するため、修正された内部溢水PSAは、溢水源固有の配管特性、破裂した配管による溢水の分類、実際の伝播シナリオ、HRAなどを含む溢水エリア固有のデータで実行された。</p>
Insight from the Internal Flooding PRA For APR 1400 Plants	APR 1400プラントの内部溢水PRAからの知見	<p>PSAM 13 (2016)</p> <p>KEPCO (韓国)</p> <p>An internal flooding Probabilistic Risk Assessment (PRA) is performed for Advanced Pressurized Reactor 1400 (APR-1400) plant under construction. The APR-1400 plants adopted quadrant physical separation of safety related components and passive flood protection measures. Due to some limitations on the availability of the information for the plants under construction, the analyses are performed applying some conservative assumptions which cannot be obtained from the design information.</p> <p>The results of the flood PRA show that the risk from the internal flood is very low despite of the conservative assumptions applied. During internal and external review, two potential issues that may affect the results are identified. One is the friction factor used in the flood growth analysis and the other one is the probability of fire doors left open. Sensitivity analyses are performed to identify the impact of the issues on the review result. This paper presents the sensitivity analyses.</p>	<p>APR 1400プラントの内部溢水PRAの感度解析から得られた知見について記載している。</p> <p>溢水PRAの結果のレビューにおいて、結果に影響する可能性のある2つの潜在的な問題が特定された。1つは溢水の進展解析で使用される摩擦係数で、もう1つは防火扉が開いたままになる確率である。レビュー結果に対する問題の影響を特定するために、感度解析が実行された。</p>
INSIGHTS FROM AN INTERNAL FIRE AND FLOOD PRA OF A MODERN PWR SPENT FUEL POOL	最新のPWR燃料プールの内部火災と溢水PRAからの知見	<p>PSAM 13 (2016)</p> <p>Jensen Hughes (米国)</p> <p>An Internal Fire and Flood "Screening" Probabilistic Risk Assessment (PRA) was conducted for fire and flood events that may potentially cause fuel damage in the spent fuel pool (SFP) associated with a modern (i.e., GEN 3+) PWR nuclear power plant.</p> <p>This SFP has a standard SFP cooling systems as well as a number of back-up make-up systems, most of which are not specifically designed for seismic events. The original design has been augmented with an additional external emergency make-up/spray system utilizing an on-site water source and pumper fire trucks, which will be designed for seismic events. The screening PRA found that it was possible to screen out internal fire and flood without the need to perform a detailed PRA.</p> <p>The results of this analysis showed that the total bounding FDF from fire represented less than 1% of the total SFP FDF from all other hazards (both internal and external) with one scenario contributing about half of that amount and no other scenario contributing more than a few percent.</p> <p>The results of this analysis also showed that the total bounding FDF from flood represented less than 1% of the total SFP FDF from all other hazards (both internal and external) with one scenario contributing about 10% of that amount and no other scenario contributing more than a few percent.</p> <p>This paper presents a screening assessment for the risk of internal fire and internal flood that may potentially cause fuel damage in the spent fuel pool (SFP).</p> <p>The paper covers the screening of internal fire and flood hazards except for those induced by seismic events. It has been carried out for the Spent Fuel Pool (SFP) of a GEN 3+ following the Technical Guidance for Spent Fuel Pool Hazard Screening which was developed as part of this project.</p>	<p>使用済み燃料プール (SFP) で燃料の損傷を引き起こす可能性のある内部火災および内部溢水のリスクに関するスクリーニング評価について記載している。</p> <p>スクリーニングPRAによって、詳細なPRAを実行することなく、内部の火災と溢水をスクリーニングできることが分かった。</p> <p>解析の結果は、火災による燃料損傷確率 (FDF) の合計及び溢水によるFDFの合計は、各々、他のすべてのハザード (内部および外部) からのSFP FDFの合計の1%未満であった。</p>

表3-3(3/12) 内部溢水PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
INTERNAL FLOODING LEVEL 1 PSA IN BELGIUM	ベルギーの内部溢水レベル1 PSA PSAM 13 (2016) Tractebel ENGIE (ベルギー)	<p>In 2007, WENRA published a version of its Safety Reference Levels which, among others, requested the development of a Level 1 Internal Flooding PSA for all operating states. This paper highlights how these requirements were met in Belgium and their conclusions. Based on an existing methodology by the Electric Power Research Institute an in-house methodology was prepared by Tractebel Engie with the emphasis on automation. The probabilistic IFPSA for the five most recent Belgian units of were successfully performed and submitted to the Belgian authorities by the end of 2015.</p> <p>The flood induced core damage frequencies were found to be one to two orders of magnitude below those due to internal events. Differences in design philosophies between sites, e.g. the placement of sumps and watertight doors, were clearly observed within the results as were their merits and potential risks. Low frequency but high flood rate scenarios were found to be more penalizing than high frequency low flood rate ones due to the onsite provisions. Furthermore, special flood mechanisms such as the spurious activation of the fire extinguishing system or high energy line breaks (HELB) were found to have a negligible contribution to the total flood induced core damage frequency.</p>	<p>すべての運転状態に対してレベル1内部溢水PSAの開発を要求するWENRAの安全基準レベルに対して、これらの安全要件がベルギーでどのように満たされたか、およびその結論について記載している。</p> <p>2015年末までに実行されたベルギーの最新5プラントの確率論的IFPSAでは、溢水による炉心損傷頻度は、内部事象によるものよりも1~2桁小さいことがわかった。また、消火システムの誤作動や高エネルギー配管破断 (HELB) のなどの特殊な溢水メカニズムは、炉心損傷頻度合計にほとんど寄与しないことがわかった。</p>
Internal Flooding Level 2 PSA in Belgium	ベルギーの内部溢水レベル2 PSA PSAM 13 (2016) Tractebel ENGIE (ベルギー)	<p>In the frame of the Belgian action plan answering the WENRA Reference Levels of 2007, a representative study of the internal flooding level 2 PSA has been performed by Tractebel on a Belgian 1000MW-PWR.</p> <p>The internal flooding level 2 PSA has been elaborated as an extension of the internal event level 2 PSA so that the methodologies developed for the internal event level 2 PSA regarding containment isolation analysis, Human Reliability Analysis (HRA) and basic events quantification remain globally valid for the internal flooding level 2 PSA. Only limited adaptations had to be introduced in the containment isolation analysis methodology and in the HRA methodology for internal flooding specificities.</p> <p>Besides these methodology adaptations, the level 1/level 2 interface process, providing the status of the sequences leading to core damage in so-called Plant Damage States (PDS) has also been performed specifically for the internal flooding sequences. The main outcome from this process is a direct consequence of the level 1 PSA results, namely that the Core Damage Frequency (CDF) for the internal flooding sequences represents solely 1.23% of the CDF for internal event, thus two orders of magnitude lower.</p> <p>Consequently, it is already known beforehand that the internal flooding hazard has a minor impact on Belgian NPPs and that the outcomes and recommendations coming out of the internal flooding PSA study will be of low importance with respect to those derived from the internal events PSA. Nevertheless, risk metrics for the internal flooding level 2 PSA study have been computed, i.e. Containment Failure (CF) modes, Containment Failure Frequencies (CFF) and Fission Product (FP) release frequencies, and put in comparison with internal event level 2 PSA results.</p> <p>This paper aims at presenting the work carried out as well as the results of the internal flooding level 2 PSA that show that the associated risk can be considered acceptable in comparison with the internal event level 2 PSA results.</p>	<p>ベルギーのプラントにおける内部溢水レベル2 PSAの結果について記載している。</p> <p>内部溢水レベル2 PSAは、格納容器隔離解析、人間信頼性解析 (HRA)、および基事象の定量化に関して、内部事象レベル2 PSA向けに開発された手法が内部溢水レベル2 PSAに対してグローバルに有効であるように、内部事象レベル2 PSAの拡張として精緻化された。</p> <p>内部溢水レベル2 PSAの結果は、内部溢水CDFが内部事象CDFよりも2桁低いため、格納容器損傷頻度 (CFF) や「Not Small」な放出頻度のような関連リスクが、内部事象レベル2 PSAの結果と比較して許容できると見なせることを示している。</p> <ul style="list-style-type: none"> 内部溢水CDFは、内部事象のCDFの1.23%に過ぎないため、2桁低い。 内部溢水CFFは、内部事象CFFの1.63%に過ぎないため、2桁低い。

表3—3(4/12) 内部溢水PRAに関する論文調査結果(2015～2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
		<p>The internal flooding level 2 PSA results show that the associated risks, i.e. Containment Failure Frequency (CFF) and “Not Small” release frequencies, can be considered acceptable in comparison with the internal event level 2 PSA results, as the internal flooding CDF is two orders of magnitude lower than the internal event CDF.</p> <p>The main conclusions and recommendations identified with this study are the following: The internal flooding CFF is only 1.63% of the internal event CFF, thus two orders of magnitude lower; The ratio of the CFF divided by the CDF for internal flooding is higher than the one for internal events. This means that CDF sequences induced by internal flooding lead more likely to CF; One main reason of the higher CFF/CDF ratio is due to the lower probability of successful accident management actions in internal flooding situations. Therefore, during operators’ training, internal flooding situations could be simulated; Another reason is the higher unavailability of safety systems due to internal flooding. Therefore, mobile alternative means such as alternative containment spray system and alternative injection system are even more useful in internal flooding situations.</p>	
Internal flooding PRA for Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Plants	柏崎刈羽原子力発電所の内部溢水PRA PSAM 13 (2016) 東京電力(日本)	<p>One of the important lessons learned from Fukushima Daiichi Accident is that appropriate and sufficient protection against External hazards like Tsunami is essential for the nuclear safety. Based on this lesson, we have been evaluating risks of external events at Kashiwazaki-Kariwa nuclear power plants and implementing various countermeasures, as one of our continuous activities for nuclear safety improvement.</p> <p>Regarding internal flooding, we have been implementing countermeasures based on deterministic risk analysis, which is also for meeting new regulatory requirements. Besides, it is necessary to quantify the internal flooding risk and assess the effectiveness of countermeasures by PRA. In this paper, results of the internal flooding PRA for Kashiwazaki-Kariwa Unit1 (BWR-5) and 7 (ABWR) are shown on the plant condition prior to the implementation of countermeasures against internal flooding. The results show that the most risk-significant flooding source is sea water system in Heat Exchanger Building for Unit1, and fire protection system in Control Building for Unit 7, respectively.</p> <p>In this paper, we describe the internal flooding PRA result on the plant condition prior to implementation of countermeasures, and discuss its insights and relation to countermeasures implemented. In the future we will reevaluate this internal flooding PRA with the plant condition after implementing countermeasures to assess the change and benefit.</p>	<p>柏崎刈羽1号機（BWR-5）および7号機（ABWR）の内部溢水対策実施前の内部溢水PRAの結果およびその結果から得られた知見と実施された対策との関係について記載している。</p> <p>最もリスクが大きい溢水源は、1号機の熱交換器建屋の海水システムと、7号機の制御建屋の防火システムであることが示されている。</p>

表3-3(5/12) 内部溢水PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>COUPLING SMOOTHED-PARTICLE HYDRODYNAMICS AND TORRICELLI'S LAW-BASED HYDRAULIC MODELS FOR FLOODING RISK ANALYSIS</p>	<p>溢水リスク解析のための平滑化粒子流体力学とトリチェリの法則に基づく水力モデルの結合</p>	<p>ANS_PSA 2017 Centroid LAB (米国)</p> <p>Probabilistic risk assessments involving flood require accurate estimations of the time until critical equipment are reached by the water. Conventional approaches for assessing flooding risks employ a variety of simplifications on the water dynamics and geometries involved, limiting their accuracy and reliability. Conversely, 3-D fluid modeling methods make it possible to obtain exploitable data in the highest amount, variety and accuracy, but are associated with a significant computational cost and a limited spatial resolution.</p> <p>We present a hybrid approach, leveraging on the strengths of both previous approaches. An innovative and flexible coupling is realized between: a conventional hydraulic model, based on macroscopic balances and a generalized form of Torricelli's law; and a 3-D fluid model, solving the Navier-Stokes equations with smoothed-particle hydrodynamics.</p> <p>We demonstrate for an internal flooding scenario the benefits of this methodology, making use not only of several kinds of one-way coupling but for modeling flows under doors and through draining systems as well. It is able to provide a significantly more complete, accurate and reliable characterization of the flooding risks than the conventional methods, while keeping the computational trade-off at a moderate level.</p>	<p>論文記載内容</p> <p>溢水PRAでは、水が重要な機器に到達するまでの時間を正確に推定する必要があるが、従来の方法では、水力学や配置について、単純化されたモデルが採用され、制度や信頼性が制限されている。このため、トリチェリの法則の一般化形式に基づいた従来の水力モデルと平滑化粒子流体力学を用いたNavier-Stokes方程式を解く3D流体モデルを結合したハイブリッドな手法が提示されている。</p>
<p>DEVELOPMENT OF INTERNAL FLOODING PSA FOR NEW BUILD UK GENERIC DESIGN ASSESSMENT</p>	<p>英国の新設プラントの基本設計評価のための内部溢水PSAの開発</p>	<p>ANS_PSA 2017 Jacobsen Analytics (英国)</p> <p>Internal flooding hazards can pose a significant threat to plant safety and can often contribute a significant portion of total plant risk. This level of contribution therefore warrants a probabilistic treatment to identify vulnerabilities and provide insights for design or procedural improvements. Such an analysis was conducted for a new build reactor design of the UK Advanced Boiling Water Reactor (ABWR) as part of the United Kingdom's Generic Design Assessment (GDA) licensing process. This analysis was conducted for both at-power and shutdown operating states to obtain a comprehensive understanding of the potential internal flooding risk for different plant operating states and configurations.</p> <p>The analysis was conducted for the UK ABWR generic design according to the EPRI method for internal flooding probabilistic assessment making use of the generic piping failure frequencies as part of that process. The analysis included all buildings within the GDA scope containing equipment with the potential to contribute to overall risk and had to overcome many challenges specific to new-build plant designs such as a lack of detailed design data, evolving design reference points and coordination with other related studies ongoing as part of the GDA process. This analysis was conducted in parallel with an internal fire PSA of the UK ABWR generic design and shared much of the same input data using an innovative data storage and manipulation tool to enable efficient generation of flooding and fire scenarios for use with the quantification software.</p> <p>The insights for the design and potential solutions for overcoming the lack of necessary design data will be shared as part of this paper as well as insights from performing such studies in the context of the UK new build licensing process.</p>	<p>一般的な配管破損頻度を利用して、EPRIの内部溢水確率評価手法に従って実施された英国ABWR基本設計のための内部溢水PSAについて記載している。</p> <p>解析は、プラントのさまざまな運転状態と構成に対する潜在的な内部溢水リスクの包括的な理解を得るために、運転中と停止時の両方の運転状態に対して実施された。</p>

表3—3(6/12) 内部溢水PRAに関する論文調査結果(2015～2019)

論文名		出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
MODELING OF FLOODING FLOW RATES THROUGH FLOOR DRAIN NETWORKS USING MATHCAD	MATHCADを使用した床ドレンネットワークによる溢水流量のモデル化	ANS_PSA 2017 Jensen Hughes(米国)	<p>Internal Flood Probabilistic Risk Assessments (PRAs) involve the accumulation of water in various rooms of plant buildings, with propagation of water to other areas of the plant via stairwells, equipment hatches and floor drains. A companion paper involving the modeling of internal flood scenarios and water propagation using Mathcad software was presented at PSA 2015.</p> <p>However, this paper involving the modeling of floor drains focuses on a more detailed approach that is suggested for the modeling of water flow through a network of multiple floor drains in order to provide a more realistic assessment. This paper makes use of a Reactor Building example with a network of floor drains and develops the equations that can be used in modeling the flow of water through the floor drain network.</p> <p>Although it may be conservative to assume no credit for floor drains in an area where flooding is occurring, the effect of floor drains conveying water from one area of the plant to another should not be ignored. This is especially true for those cases in which the capacity of drain sumps are exceeded and water flows out of sump vents in areas where safety related equipment may be present.</p>	<p>Mathcadソフトウェアを使用した内部溢水シナリオと水の伝播のモデル化に関して、床ドレンのネットワークを備えた原子炉建屋の例を使用し、床ドレンネットワークを通る水の流れのモデル化について記載している。</p> <p>床ドレンのモデル化については、より現実的な評価を提供するために、複数の床ドレンのネットワークを通る水流のモデル化のために提案された、より詳細な手法に焦点を当てている。</p>
UPDATES TO THE EPRI SEISMIC-INDUCED FIRE AND FLOOD METHODOLOGY RESULTING FROM PILOT APPLICATION	試験的適用によるEPRIの地震による火災と溢水の手法の更新	ANS_PSA 2017 Jensen Hughes(米国)	<p>EPRI has recently developed a new methodology for assessing the risk from seismic-induced internal fires and floods (SIFF). Before publishing the methodology, it is being subjected to a number of pilot applications. The SIFF methodology was developed over a two year period and, while not yet published, is summarized in a paper presented at ICONE in July 2017 [Amico, Macheret, and Kassawara, "An Advanced Method for Evaluating Risk from Seismically-induced Fires and Floods"]. There are a number of ongoing pilot applications of this methodology, by Duke Energy, Southern Nuclear, DC Cook, and Callaway, some of which are reported in other papers at ANS_PSA 2017.</p> <p>This paper reports on the changes that are being made to the methodology as a result of the pilot applications. Although the pilots have not yet been completed, a number of insights have already been coming in and are discussed in this paper. By the time of the conference, the first pilots will have been completed and the conference presentation will present even further enhancements to the methodology right up to the date of the conference.</p>	<p>EPRIによって開発された地震による内部火災と溢水(SIFF)のリスクを評価するための新しい手法の試験的適用の結果として手法に加えられた変更について記載している。</p>

表3-3(7/12) 内部溢水PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
Analysis of Possible Aging Trends in the Estimation of Piping System Failure Rates for Internal Flooding PRA	内部溢水PRAの配管システム故障率推定における経年変化傾向の分析 PSAM 14 (2018) Sigma-Phase (米国)	<p>EPRI has been sponsoring projects for the development of guidance and tools for the performance of NPP PRAs including internal flooding PRAs (IFPRAs).</p> <p>The latter requires estimates of internal flood initiating event frequencies. Failures and ruptures in piping systems as well as maintenance induced flooding are key contributors to flood-induced initiating event frequencies. Beginning in 2004, EPRI has published a series of reports on piping system failure rates and rupture frequencies to support IFPRA. Since the completion of the initial work there have been four major revisions that address new operating experience data as well as methodological refinements.</p> <p>An insight from this effort is that there is evidence of aging as manifested by progressively increasing failure rates as more recent experience is incorporated. For the raw water piping systems (e.g. circulating water and service water systems) the analyses imply increasing trends in failure rate estimates from 2004, to 2010, and 2015.</p> <p>The purpose of this paper is to describe the efforts in this EPRI research program to evaluate aging effects in piping systems outside the containment and to enhance the capability to address these aging effects in future internal flooding PRAs.</p>	<p>配管システムの故障と破断、およびメンテナンスに起因する溢水は、溢水による起因事象頻度の主な原因であり、経年劣化による故障率増加傾向が示唆されている。</p> <p>格納容器外の配管システムの経年影響を評価し、将来の内部溢水PRAにおけるこれらの経年影響に対処する能力を強化するためのEPRIの研究プログラムの取り組みについて記載している。</p>
INSIGHTS GAINED FROM POST-FUKUSHIMA REVIEWS OF SEISMIC AND FLOODING HAZARDS AT OPERATING U.S. NUCLEAR POWER PLANTS SITES	福島原発事故後の米国原子力発電所における地震と溢水ハザードのレビューから得られた知見 SMIRT 24 (2017) US.NRC (米国)	<p>As a part of the post-Fukushima activities, licensees performed (and NRC staff have reviewed) seismic and flooding walkdowns and reevaluated seismic and flooding hazards for all operating reactors sites.</p> <p>A number of insights have been gained from these activities, interactions with the industry and other government agencies, development of the industry and the NRC staff guidance documents, and plant-specific inspections and audits as a part of the review process. These insights relate to technical issues, guidance, gaps in technology and needed research, and enhancements in review and regulatory processes. The principal objective of this paper is to describe these insights.</p>	<p>福島原発事故後の米国原子力発電所における地震と溢水のハザードの再評価から得られた知見について記載している。</p> <p>知見は、技術的な問題、ガイダンス、技術と必要な研究のギャップ、およびレビューと規制プロセスの強化に係るものである。</p>

表3-3(8/12) 内部溢水PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>Internal Flooding Probabilistic Safety Assessment of an OPR-1000 Plant during Low Power and Shutdown Operation</p>	<p>低出力および停止時のOPR-1000プラントの内部溢水PSA</p> <p>Korean Nuclear Society Spring Meeting (2016)</p> <p>KAERI (韓国)</p>	<p>This document is intended to evaluate an internal flooding PSA for a Korean NPP as a part of efforts to develop a Korean site risk profile (KSRP) based on all-mode, all hazard level 1/2/3 PSA including the extreme risk factors.</p> <p>This IF-PSA was performed for low power and shutdown (LPSD) state of the OPR-1000 using a part of the EPRI draft guidance report. In 2009, EPRI published a guideline for the development of IF-PRA that addresses the requirements of the ASME/ANS RASa-2009 PRA consensus standard. The EPRI guideline delineates a level of detail and assessment complexity that has been significantly increased with respect to the guidance for IF assessment performed for the individual plant examination (IPE) to address Generic Letter 88-20.</p> <p>The main differences include:</p> <ul style="list-style-type: none"> • A more systematic approach to the definition of flood area • The identification, screening and analysis of flooding sources and scenarios • The calculation of the initiating-event frequency(IEF) based on the actual length and characteristics of the piping • The inclusion of spatial effects such as spray from pipe leaks • The specific documentation associated with the plant walkdowns <p>Among these differences, this research focused on the third and fourth items when performing the internal flooding PSA. This is done by identifying the pipe and fluid characteristics, assessing the pipe pressure, characterizing the pipe (i.e., pipe diameter, length, etc.) and determining the pressure boundary failure frequency. The results were summed for the various piping systems within a given flood area to arrive at an overall internal flood initiating frequency for a given flood mode (i.e., spray, general flood, or major flood) for that particular area by each POS (Plant Operational State).</p> <p>In this initiating event frequency evaluations, the POS duration time is especially considered to get the real values for LPSD state. Characterizations of spray scenarios were evaluated to determine their impact on plant risk caused by internal flooding events.</p> <p>This paper summarizes the results and highlights of the internal flood analysis performed for the OPR-1000 plant during the low power and shutdown operation.</p> <p>According to the results of flooding event analysis during low power and shutdown operation, a risk was assessed to be 2.72E-09/yr. The core damage frequencies for POS 02, 03, 04A, 10, 11, 12B, 13 and 14 were lower than the 1.0E-07/yr of screening criteria.</p>	<p>EPRIガイダンスレポート(ドラフト)の一部を使用して実施された韓国原子力発電所OPR-1000プラントの低出力および停止時の内部溢水PSAの結果について記載している。</p> <p>低出力および停止時の溢水事象解析の結果によると、リスクは2.72E-09 /年と評価された。POS 02、03、04A、10、11、12B、13、および14の炉心損傷頻度は、スクリーニング基準の1.0E-07 / yrよりも低い。</p>

表3-3(9/12) 内部溢水PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
Internal Flooding PSA Reevaluations using the EPRI Guideline	EPRIガイドラインを使用した内部溢水PSAの再評価 KAERI (韓国)	<p>This document is intended to reevaluate an internal flooding PSA for a Korean NPP as a part of efforts to develop a Korean site risk profile (KSRP) based on all-mode, all hazard level 1/2/3 PSA including the extreme risk factors. This IF-PSA was updated using apart of the EPRI draft guidance report. In 2009, EPRI published a guideline for the development of IF-PRA that addresses the requirements of the ASME/ANS RASa-2009 PRA consensus standard. The EPRI guideline delineates a level of detail and assessment complexity that has been significantly increased with respect to the guidance for IF assessment performed for the individual plant examination (IPE) to address Generic Letter 88-20.</p> <p>The main differences include:</p> <ul style="list-style-type: none"> • A more systematic approach to the definition of flood area • The identification, screening and analysis of flooding sources and scenarios • The calculation of the initiating-event frequency(IEF) based on the actual length and characteristics of the piping • The inclusion of spatial effects such as spray from pipe leaks • The specific documentation associated with the plant walkdowns <p>Among these differences, this research focused on the third and fourth items when performing the internal flooding PSA. This is done by identifying the pipe and fluid characteristics, assessing the pipe pressure, characterizing the pipe (i.e., pipe diameter, length, etc.) and determining the pressure boundary failure frequency. The results were summed for the various piping systems within a given flood area to arrive at an overall internal flood initiating frequency for a given flood mode (i.e., spray, general flood, or major flood) for that particular area. Characterizations of spray scenarios were evaluated to determine their impact on plant risk caused by internal flooding events.</p> <p>This paper will discuss the results of each of IF PSA implementation steps.</p> <p>This IF-PSA was updated using a part of the EPRI draft guidance report. Total 265 flooding scenarios for the 71 flood areas were identified and quantified using the AIMS-PSA. The quantitative detailed analysis was conducted for 12 flood areas to get more realistic risk.</p> <p>D000-ESWA flooding is dominant contribution to total CDF, and it provides about 32% of the total CDF. The most dominant cutset to CDF is the combination of Div.B switchgear room cooling failure and its recovery failure after D000-ESWA flooding.</p> <p>The flood area for the detailed analysis was nothing in the previous IF-PSA. Total 12 flood areas were identified for the detailed analysis in this study, and the final result indicates a point estimate of 4.47E-07/yr for the overall CDF attributable to internal flooding events.</p>	<p>EPRIガイダンスレポート(ドラフト)の一部を使用して再評価された韓国原子力発電所OPR-1000プラントの内部溢水PSAの結果について記載している。</p> <p>71の溢水区画で合計265の溢水シナリオが特定され、AIMS-PSAを使用して定量化された。より現実的なリスクを得るために、12の溢水区画について定量的詳細解析が実施され、内部溢水事象に起因するCDF全体の点推定値4.47E-07 / yrを示している。</p>
Internal Flooding PRA Refinement by Partitioning of Pipe Rupture Frequencies	配管損傷頻度の分割による内部溢水PRAの改良 WEC (米国)	<p>A common approach for performing an internal flooding PRA (IFPRA) is to group various pipe rupture sizes for a given system by flow rate. The three flood categories commonly considered are: spray events (1 gpm – 100 gpm), flood events (100 gpm – 2,000 gpm), and major flood events (>2,000 gpm).</p> <p>However, for certain systems, the three flood categories may result in an over conservative application of pipe rupture frequencies. By splitting up the flood categories of risk-significant scenarios into smaller flow rate ranges, more realistic correlation between scenario frequency and scenario impacts can be obtained, which result in more realistic risk metrics.</p> <p>This paper will provide the description of this methodology, comparison of impacts on model results, and lessons learned from application of the methodology.</p>	<p>より現実的なリスク指標を得るために、リスクが重要なシナリオの溢水カテゴリをより小さな流量範囲に分割する手法、モデル結果への影響の比較、および手法の適用から得られた教訓について記載している。</p>

表3-3(10/12) 内部溢水PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名		出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
A CASE STUDY OF SIMULATION-BASED DYNAMIC ANALYSIS APPROACH FOR MODELING PLANT RESPONSE TO FLOODING EVENTS	溢水事象に対するプラントの応答をモデル化するためのシミュレーションベースの動的解析アプローチのケーススタディ	ANS_PSA 2017	<p>External flooding events such as local intense precipitation (LIP), flooding due to upstream dam failure, and coastal flooding due to storm surge or tsunami have the potential to interrupt nuclear power plant operations by challenging offsite power, threatening plant structures, systems and components (SSCs), and limiting plant access. Detailed risk assessments of external flood hazard are often needed while many unique challenges exist in modeling the complete plant response to the flooding event.</p> <p>A framework of simulation-based dynamic flood analysis (SBDFA) has been previously proposed to model the performance of SSCs and operator actions during an external flooding event. This paper presents a case study to apply the SBDFA framework in a LIP event. A state-based PRA modeling tool, EMERALD, is used in the study to incorporate time-related interactions from both 3-D physical simulations and stochastic failures into traditional PRA logic models. An example EMERALD model and the associated 3-D flood simulation models are developed for the LIP event. The quantification results from the EMERALD model and 3-D simulations are compared with those from a traditional PRA model using SAPHIRE.</p> <p>The study shows that the dynamic flood analysis approach could be very useful in modeling plant response to external flooding events with their appealing features. Additional thoughts from the study such as the potential roles the dynamic flood analysis approach might play now and in the future are discussed.</p>	
Monte Carlo Simulations for Probabilistic Flood Hazard Assessment	確率論的溢水ハザード評価のためのモンテカルロシミュレーション	ANS_PSA 2017	<p>Development of Flood Hazard Curves (FHC) is a necessary step for the development of Fragility Curves as part of Probabilistic Safety Assessment (PSA). The FHC, developed using a Probabilistic Flood Hazard Assessment (PFHA), illustrate the probability of water levels, flow rates, or velocities. The Fragility Curves used in the PSA process, illustrate the probability of system or component failure for a given load. Typically, these loads are (or are derived from) water levels, flow rates, or flow velocities associated with an external flood event. An example site is used to illustrate the series of calculations involved in a potential uncertainty analysis for flood protection, involving Monte Carlo simulations to evaluate potential levee failure.</p>	
NUCLEAR POWER PLANT FLOODING DUE TO A DAM FAILURE : TEACHINGS	ダム故障による原子力発電所の溢水：教訓	ANS_PSA 2017	<p>The aim of the article is to bring out the teachings brought by different aspects of the study, such as dam failure frequency calculation, global frequency of dependent phenomena assessment, and analysis of flooding impact on the Nuclear Power Plant. First, the study examined the case of a dam insufficiently drained off during a flood of its river. The assessment was performed with a tool developed at EDF. Initially unexpected main contributors to the dam failure were identified. The dam failure creates a wave that flows into the valley below. The confluence with another river in the valley below had to be taken into account. The degree of dependence between the flood at the dam and the flood of the river in the valley was characterized by using the theory of statistical extreme values. Eventually, the frequency of dam failure cumulated to the river flood in the valley was assessed. Then, at the Nuclear Power Plant, looking at the flooding field evolution during the hydraulic simulation, we noticed that the level of water on the NPP platform was not the only parameter to take into account when assessing materials losses.</p>	

表3-3(11/12) 内部溢水PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
REVISION AND EXPANSION OF ASME/ANS EXTERNAL FLOODING PRA STANDARD	ASME / ANS外部溢水PR規格の改訂と拡張	ANS_PSA 2017 A significant effort has been under taken to update the ASME/ANS external flooding probabilistic risk assessment (XFPRA) requirements contained in Part 8 of the Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications. This paper provides an overview of the proposed revision of the XFPRA Standard as well as commentary on issues and challenges unique to XFPRA. This paper provides an overview of the proposed revision of the XFPRA Standard as well as commentary on issues and challenges identified by the authors of the revision. It is noted that, at the time this paper was written, the revision of Part 8 is not officially balloted and approved by the PRA Standards Committee. Therefore, this paper reflects the status of the revised Part 8 at a particular point in the revision process. Nonetheless, because this paper focuses primarily on challenges associated with XFPRA and the development of a consensus standard, the insights contained herein remain valid.	
Barriers to Proactive Population Relocation in Preparation for Coastal Flooding	沿岸溢水の準備における積極的な人口移動の障壁	PSAM 14 (2018) Coastal flooding due to climate change may affect more than 10 million people in the U.S., and well over 100 million worldwide, creating a need for mass relocation and/or migration away from at-risk areas. Arguably, it would be preferable to gradually reduce the population living in vulnerable areas before they experience severe flooding (to reduce loss of personal property, disruption, and the cost of emergency response), but there seem to be numerous barriers impeding that goal. First, there are at least two different types of collective-action problems: collective action between jurisdictions; and collective action between current and future residents. There are also competing factors that may make moving inland undesirable, including not only coastal amenities, but also the economic benefits of agglomeration. The long time horizons involved in preparing for coastal flooding make investment in preparedness almost inherently a government problem (due to its relatively low social discount rate), but the wide range of federal, state, and local agencies involved may make it difficult for government to act effectively. Finally, psychic numbing may limit the public support for measures that do not reduce the at-risk population by at least an order of magnitude or more.	
Assessment of Flood Fragility for Nuclear Power Plants: Challenges and Next Steps	原子力発電所の溢水脆弱性の評価：課題と次のステップ	SMIRT 23 (2015) U.S.NRC's risk-informed regulatory framework incorporates the use of risk tools consistent with the Commission's policy on the use of PRA. The NRC's PRA Policy Statement formalized the Commission's commitment to risk-informed regulation through the expanded use of PRA. It states that the NRC will increase the use of PRA methods in nuclear regulatory matters to the extent supported by the state-of-the-art in PRA methods and data and in a manner that complements the NRC's deterministic approaches. Benefits expected from this approach are the consideration of a broader set of potential challenges to safety, providing a logical means for prioritizing these challenges based on risk significance, and allowing consideration of a broader set of resources to defend against these challenges. Similar to other PRA applications used at the NRC, a PRA for external flooding involves multiple elements. One technical element of the external flooding PRA involves the evaluation of the fragility of flood protection features and other relevant structures, systems, and components (SSCs) exposed to flooding. There are several key challenges that arise related to development of flood fragility for flood protection features and flood-exposed SSCs at U.S. NPPs. This paper describes these challenges and activities underway at the NRC related to assessment of flood fragility. This paper focuses on the challenges associated with the second technical element related to flood fragilities as well as activities underway at NRC related to assessment of flood fragility.	

表3-3(12/12) 内部溢水PRAに関する論文調査結果(2015~2019)

論文名	出典/著者所属	アブストラクト	論文記載内容
<p>Component fragility for use in PSA of nuclear power plant</p>	<p>原子力発電所のPSAで使用するコンポーネントの脆弱性</p>	<p>Nuclear Engineering and Design (2017)</p> <p>The accident of Fukushima NPP underscores the necessity of conducting PSA of an NPP against the hazards caused by external events of natural origin. One of the important tasks of an external event PSA (EE-PSA) of an NPP is determination of component fragility. The fragility of a component is the probability of its reaching a limit state condition on a particular level of demand caused by the hazard. The seismic fragility of component is expressed by means of a double log normal model with three parameters – the median ground acceleration capacity A_m, random variability b_R and uncertainty b_U in the median capacity.</p> <p>There are direct and indirect methods to calculate fragility parameters A_m, b_R and b_U. Direct method involves either analysis or testing. Indirect method is experience based method that maximizes the use of past experience in conjunction with plant walkdown. The parameters for wind fragility V_m, b_R and b_U are estimated for different SSCs using design data (e.g. wall thickness, reinforcement, and anchorage) and variability associated with the wind response and capacity. The parameters for flood fragility H_m, b_R and b_U are also estimated for different structures, systems and components (SSCs) using design data and variability associated with the flood response such as inundation depth and capacity such as installation height. However, it generally shows more cliff-edge shape without any special barriers (e.g. protective walls, water-tight doors and sealing countermeasures). It means that flood fragility is highly path-dependent and thus flood hazard is influenced by barriers' fragility.</p> <p>The paper reviews the available open literature and summarizes the development of methods for deriving the fragility parameters of NPP components for use in PSA against seismic ground motion, wind and tsunami induced flood hazard. The paper also briefly discusses the component fragility for external event PSA of multiple NPP units at a site for natural hazards like earthquake, wind and flood. The state-of-the-art of seismic fragility analysis for NPP component is in matured level, while that of flood hazard is in early stage of development and wind hazard is in nascent stage.</p>	

表3-4(1/2) 不確かさ・感度解析

発表先	タイトル	概要	所属、氏名
PSA2017	Uncertainty and Sensitivity Analysis of LSTF Small Break LOCA Tests Using RELAP5 and RAVEN	RAVEN/RELAPコードを用いた、不確かさを持つパラメータ(過去のBEPU研究時のPIRTを使用)をランダムサンプリングしたLOCA解析。LSTF(ROSA/Large Scale Test Facility)用LOCA試験条件の決定に利用。	I. Kinoshita (INSS)
PSA2017	Simple Method to Account for the State of Knowledge Correlation	SOKC(State of knowledge correlation)がリスクに与える影響、SOKCの影響をノミナルカットセットに取り込む簡潔かつ実用的な手法の提案(不確かさ解析不要)。	M. Lloyd (Risk Informed Solutions Consulting Services)
PSA2017	Emulation-Based Uncertainty Quantification of a Fire Dynamics Simulation	Fire Dynamics Simulatorでシミュレートした結果をSmartUQソフトでエミュレーション(ガウス過程回帰モデルでフィッティングした代理モデル)し、Matlabで不確かさを定量化(現実的な時間で評価可能)	C. Worrell (WEC)
PSA2019	State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project: Uncertainty Analyses for Station Blackout Scenarios	SOARCA UAs の紹介。MELCORやMACCSの不確かさを持つパラメータが紹介されている	S. Tina Ghosh, Hossein Esmaili, Alfred Hathaway (NRC), Nathan Bixler, Dusty Brooks, Matthew Dennis, Douglas Osborn, Kyle Ross, Kenneth Wagner (SNL)
PSA2019	State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Uncertainty Analyses: Insights on Accident Progression and Source Term	MELCORの不確かさ(=ソースターム不確かさ)がLCF(潜在的がん死亡率)リスクに影響する。MELCORとMACCSの重要パラメータが紹介されている。感度解析結果も紹介されている	S. Tina Ghosh, Hossein Esmaili, Alfred Hathaway (NRC), Nathan Bixler, Dusty Brooks, Matthew Dennis, Douglas Osborn, Kyle Ross, Kenneth Wagner (SNL)
PSA2019	State-of-The-Art Reactor Consequence Analyses Project Uncertainty Analyses: Insights on Methodologies	MELCORソースターム不確かさ評価に4つの回帰手法を検討。3つの回帰手法が有効であることを紹介。	S. Tina Ghosh, Hossein Esmaili, Alfred Hathaway (NRC), Nathan Bixler, Dusty Brooks, Matthew Dennis, Douglas Osborn, Kyle Ross, Kenneth Wagner (SNL)
PSA2019	State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Uncertainty Analyses: Insights on Offsite Consequences		S. Tina Ghosh, Hossein Esmaili, Alfred Hathaway (NRC), Nathan Bixler, Dusty Brooks, Matthew Dennis, Douglas Osborn, Kyle Ross, Kenneth Wagner (SNL)
PSA2019	Quantification of the Uncertainty Due to State-of-Knowledge Using ROAM+ Framework for Nordic BWRs	異なる知識段階をもつパラメータを含むリスクの定量化の手法を構築する取り組み。パラメータの不確かさや知識不足等の課題に関連。 ROAM+適用による不確かさ低減検討(追加の知識による不確かさ低減例)	Sergey Galushin(Royal Institute of Technology), Dmitry Grishchenko, Pavel Kudinov (KTH)
PSA2019	An Approach to Fire Probabilistic Risk Assessment Modeling, Uncertainty Quantification and Sensitivity Analysis	より完全性を高めた火災PRAの不確かさ解析の手法を提案。火災進展モデルにおける保守性やバウンディングの必要性を取り除くことにより実施。EPRIの委託。 エクセルのモンテカルロロアドイン(Crystal Ballc)を用いた不確かさを考慮した火災影響評価。	P. Boneham, G. Georgiev, P. Guymer (Jacobsen Analytics Ltd)
PSA2019	Understanding and Effectively Managing Conservatism In Safety Analysis -- Non-Reactor Nuclear Facility Example	Bayes更新を用いる不確かさ評価・低減例等の紹介(詳細はJournal paperにするとのこと)	S. Krahn (Vanderbilt University)
PSA2015	Quantifying Organizational Factors In Human Reliability Analysis Using the Big Data-theoretic Algorithm	HRAのPSFIに関連する組織メカニズムを定量化するための新しいビッグデータ理論の方法論とアルゴリズムを紹介。感度解析を用いて重要因子を抽出(分析を効果的に実施可能)。	J. Pence (University of Illinois)
PSA2017	Multi-Unit Accident Effects on Safety Goal Quantitative Health Objectives: Insights from a Two-Unit Case Study Involving Two Representative U.S. Nuclear Power Plant Sites	マルチユニット間の相関や時間のずれにかかる感度解析結果。健康影響への寄与の大きさが論じられている(MACCSコード使用)。	D.W. Hudson (USNRC)
PSA2017	Treating Common-Cause Failures in Multi-Unit PRAs	2つのユニットで、CCF無相関、同一CCC(完全相関)の感度解析を実施。高次MGLモデルの優位性に言及。	S. Zhang (Institute of Nuclear and New Energy Technology)
PSA2017	Global Sensitivity Analysis to Rank Parameters of Stress Corrosion Cracking in the Spatio-Temporal Probabilistic Model of Loss of Coolant Accident Frequencies	劣化状態の不確かさを評価するために、グローバル感度解析(GSA)を実施(入力为非線形かつ相互に影響しあう場合の感度解析)。劣化プロセスには温度が最重要パラメータであることが示唆された。	W.C. Cheng (University of Illinois)
PSA2017	Probabilistic Fault Displacement Hazard Analysis for Regulatory Decision-Making: A Case-Study for KRSCO, Slovenia	PFDDHA(確率論的断層変位ハザード分析)の結果のより良い理解のために、感度分析を使用。断層の影響に最も効くパラメータは断層との距離。	R.C. Quittmeyer (RIZZO Associates)
PSA2019	Decision Making for Active and Passive Safety Systems Alternative: Preliminary Assessment	静的安全系や動的安全系の選定の意思決定に感度解析を適用するとよいという提案	L. Burgazzi (ENEA)
PSA2019	An Approach To Fire Probabilistic Risk Assessment Modeling, Uncertainty Quantification and Sensitivity Analysis	特段の情報なし(火災PSAIに感度解析を適用するとよい程度)	P. Boneham (Jacobsen Analytics Ltd.)
ASRAM2018	Research on the Reliability Design of Digital Control System in Nuclear Power Plants Based on Sensitivity Analysis		
ASRAM2018	Preliminary In-containment Source Term Uncertainty Analysis for Korean NPPs using MELCOR		

表3-4(2/2) 不確かさ・感度解析

発表先	タイトル	概要	所属、氏名
ASRAM2018	Sensitivity Analysis of Source Term in the accident of Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station Unit 1 using THALES2/KICHE		
ASRAM2019	Sensitivity Analysis of the Climate on the PCCS Behavior in AP1000		
ASRAM2019	A Trend Analysis of Loss of Decay Heat Removal Events during Shutdown Conditions and Sensitivity Analysis for APR1400 LPSD PS		
ASRAM2019	Bridging the Gap between Risk Analysis and Risk Management Decision-making		
PSAM14	Sequoyah SOARCA Uncertainty Analysis of a STSBO Accident	SOARCAプロジェクトで対象となったセコイア発電所のState-of-the-Artモデル。 →不確か性	
PSAM14	State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project: Sequoyah Uncertainty Analysis Methods and Insights	SOARCAプロジェクトで対象となったセコイア発電所のState-of-the-Artモデル。 →不確か性？	
PSAM14	Analysis of PWR Station Blackout Sequence Using MELCOR and Generic Severe Accident Management Guidelines within a Human Reliability Model	SAMGとMECOR解析、PRAの関連についてまとめた論文 →不確か性？	
PSAM14	Source Term Prediction Software in Case of Severe Accidents: FaSTPro for Shutdown States	ソースターム関係なので、レベル2PRAの不確か性の話を含む。	
PSAM14	Risk Analysis Framework for Decision Support for Severe Accident Mitigation Strategy in Nordic BWR	The success of the strategy requires formation of a coolable porous debris bed; no energetic steam explosion that can threaten containment integrity. Both scenario (aleatory) and modeling (epistemic) uncertainties are important in the assessment of the failure risks. Risk Oriented Accident Analysis Methodology (ROAAM+) is a tool for assessment of failure probability to enable robust decision making, insensitive to remaining uncertainty. →不確か性	

表3-5 リスク統合

発表先	タイトル	概要	所属、氏名
PSA2017	WGRISK Site-Level PSA Project: Status Update and Preliminary Insights for the Risk Aggregation Focus Area	各国のリスク統合状況の調査結果、およびマルチユニットのリスク統合時の注意点(単純にn倍化は無理)を提示。	S. Yalaoui(CNSC)
PSA2017	Multi-Hazard Risk Aggregation in Support of Risk-Informed Decision Making	EPRIのリスク統合フレームワークを、2つのパイロットプラントに適用した例。	R. Boyer(Duke Energy)
PSA2019	An Approach to Developing an Integrated Site Probabilistic Risk Assessment (PRA) Model	統合サイトリスクの定義を提案。また、NRCの提案する統合サイトPRAモデルの開発のための技術的なアプローチについて説明。	D. W. Hudson (NRC)
PSA2019	A Review of Selected Multi-Unit PRA Issues	マルチユニットPRAとその利用に存在する誤解釈や混乱といった問題、並びにそれらの問題のマルチユニットリスク尺度、安全目標、及びリスクに基づく実践への潜在的な影響に関する議論。この中では、マルチユニットの課題と有望な方法、あるべきスコープ、リスク指標の重ね合わせ、放射能放出源間の依存性を議論。	Mohammad Modarres (Univ of Maryland)
PSA2019	Methodological Approach for a Hydrological Hazards PSA for a Multi-Unit, Multi-Source Site	リスクの積算による個別プラントPSAからサイトレベル用への拡張及び内部/外部ハザード対応の拡張手法の紹介。レベル1PSAのサイトリスクの統合に関する議論あり。 マルチユニットサイトのリスク統合を実施したとの記載あり(ただし具体的な記述なし)	Matthias Utschick, Siegfried Babst, Gerhard Mayer, Marina Röwekamp, Christian Strack (GRS)
PSA2019	Discussion of Risk Aggregation in Three Dimensions for Various Risk Hazards	様々なハザードのリスクの3つの要素(次元)に関するリスク統合についての議論。3つの要素は運転に関する事象、設計欠陥、及び外的事象。 個々のPRAを寄せ集めるだけではうまくいかないとの記載のみ	Robert J. Wolfgang (JENSEN HUGHES)
PSA2019	Whole-Site Risk Characterization Approaches in Canada: Regulatory and Technical Challenges	CANDU炉におけるサイトPSAのモデル化手法に関する議論。リスク尺度についても言及。また、モデル化手法に関して、考察や規制上や技術上の課題についても議論。 CANDU炉のマルチユニットリスク(統合したマスターPSA、及びユニットPSAの慎重なリスク統合で評価)	Smain Yalaoui, Yolande Akl (CNSC)
PSA2019	Insights From A WGRISK Activity on The Status of Site-Level PSA Developments	マルチユニットサイトのリスク統合方法に係る議論(単純に加算、集計されたリスク全体を定量化する統合PSAモデル)。定性的なリスク洞察が別途必要となる可能性あり。各国の個別情報をIAEAが集約しようとしている。	Y. Akl(CNSC)

表3-6 安全目標・性能目標

発表先	タイトル	概要	所属、氏名
PSA2015	Multi-Unit Nuclear Plant Risks and Implications of the Quantitative Health Objectives	サイト全体のリスクに適用される安全目標またはQHOは無いが、SOARCA研究結果を利用できる可能性に言及。	M. Modarres (University of Maryland)
PSA2017	WGRISK Site-Level PSA Project: Status Update and Preliminary Insights for the Risk Aggregation Focus Area	Safety Goalにかかる国際調査を実施。CANDU OGIは内部/外部のリスクを統合するためのいくつかのオプションを特定したとのこと。	S. Yalaoui(CNSC)
PSA2019	Re-Evaluating the Current Safety Goals	安全目標の再評価に関する考察。1F事故における非常に大きな社会コスト等に言及。 社会目標を考慮すると、安全目標は「大規模かつ長期的な避難の可能性を最小限にする」必要がある	Vinod Mubayi (Consultant), Robert Youngblood (INL)
PSA2019	Technical Evaluation of the Margins Between Established Risk Goals and Health Objectives for Nuclear Power Plants	健康目標とリスク目標のマージンの技術的評価に関する報告。安全目標・性能目標に関連。	Fernando Ferrante (EPRI), Stuart Lewis (JENSEN HUGHES), Doug True (NEI)
PSA2019	A Source Term Evaluation for A SGTR Accident	韓国のSafety goalの紹介、及び現実的なSGTR評価の実施(ソースターム再評価)	H. Shin (Hanyang University)
PSA2019	Insights From A WGRISK Activity on The Status of Site-Level PSA Developments	サイト全体の安全目標がない(問題提起)	Y. Akl(CNSC)
PSA2019	Whole-Site Risk Characterization Approaches In Canada: Regulatory and Technical Challenges	サイト全体の安全目標がない(問題提起)	S. Yalaoui(CNSC)
ASRAM2018	Efforts to Establish the Standard on Risk-Informed Decision Making by Standards Committee of Atomic Energy Society of Japan (Part 1)		
ASRAM2018	Efforts to Establish the Standard on Risk-Informed Decision Making by Standards Committee of Atomic Energy Society of Japan (Part 2)		
ASRAM2018	Experience with the Risk-Informed Reactor Oversight Process in the United States		
ASRAM2018	Introduction of JANSI and its Activities of Risk Management in Japanese Nuclear Industries		

表3-7 設計(変更)・OLM

発表先	タイトル	概要	所属、氏名
PSA2015	MSPI Driven Safer Nuclear Power Plant ? Callaway Energy Center	MSPI(Mitigating System Performance Index)を指標として、設計段階でリスクを低減	H. Jiang(TVA)
PSA2015	Dynamic Simulation Probabalistic Risk Assessment Model for An Enceladus Sample Return Mission	ESRM(Enceladus(土星の第2衛星) Sample Return Mission)プロジェクトにリスクを考慮・反映した設計を行った例。	C.J. Mattenberger(NASA)
PSA2019	Assessing the Impact of TSTF 505 Initiative 4b Risk-Informed Completion Times on Baseline Risk	TSTF 505 Initiative 4bを適用した場合のAOTの評価について報告。	Antonios M. Zoulis(NRC)
PSA2019	Incorporation of Surveillance Frequency Control Program Risk Evaluations in PRA Models	検査間隔の延長による独立故障/共通現故障の失敗確率の調整を含むExelon社の戦略から得られた洞察を報告。	Brian Burgio(JENSEN HUGHES), Shannon Rafferty-Czincila(Exelon), Gordon Salisbury, Nicholas Sternowski(JENSEN HUGHES)
PSA2019	Use of Risk Insights in the Practical Implementation of Integrated Risk-Informed Decision-Making Framework	IRIDMの実行における課題、解決方法及び推奨事項に関する議論。	Stuart Lewis, Gareth Parry, Donald Dube, Doug True(JENSEN HUGHES), James Chapman(James Chapman Consulting LLC)
PSA2019	A Condition-Based Probabilistic Safety Assessment Framework for the Estimation of the Frequency of Core Damage Due to an Induced Steam Generator Tube Rupture	Condition-BasedのPSAの取り組みについて。CBPSAの結果に基づく保修計画の最適化によるSLBIに誘発されるSGTRのリスクの管理の有用性を説明。	Federico Antonello Francesco Di Maio(Politecnico di Milano), Enrico Zio(Politecnico di Milano/EdF/Kyung Hee Univ)
PSA2019	Complex Modeling for Surveillance Test Interval Extensions	点検や検査の間隔の延長のための検討。リスク重要度が高い機器についての評価の精緻化を紹介。	Justin Sattler, Matthew Johnson(JENSEN HUGHES)
PSA2019	Development of A Methodology for Early Integration of Safety Analysis Into Advanced Reactor Design	PHA(Process hazard analysis)、ETA、FTAを早期に繰り返し、設計に反映すると良い、程度の簡単な記載	B. Chisholm(Vanderbilt University)
PSAM14	Probabilistic Maintenance Optimization for Fatigue-critical Components with Constraint in Repair Access and Logistics	PRAを最適なメンテナンスに用いようというもの。 →設計(変更)・メンテナンス This paper investigates a probabilistic maintenance optimization method allowing for repair delay and the incurred failure risk.	
PSAM14	A New Layer to the PRA: Operational Performance Risk Assessment Askin	The operational performance risk assessment(OPRA) approach is introduced to support SCS decisions probabilistically to minimize/prevent unnecessary trips and challenges to plant safety systems. OPRA identifies and ranks the success paths, combination of the non-safety systems and components, with the real-time failure data using event tree/fault tree method. 運転パフォーマンスリスク評価。プラントが不要なトリップすることを防ぐ。 →メンテナンス	
PSAM14	Significance of Condition-Based Probabilistic Risk Assessment Using Data-At-Scale: A Case Study	An ongoing research at Idaho National Laboratory is developing a condition-base probabilistic risk assessment(CB-PRA) capability using aging and degradation data-at-scale, maintenance record information, and reactor operation cycle details. 状態ベースのPRA。メンテナンス記録、運転サイクルなどを活用 →設計変更、メンテナンス	
PSAM14	Time-Dependent Reliability Analysis of Nuclear Hybrid Energy Systems 原子炉の複合設備の信頼性評価	This paper focuses on developing a framework for comprehensive time-dependent reliability analysis of a nuclear hybrid energy system(NHES) design. 総合的な時間依存モデルの検討 →設計変更、メンテナンス	

表3-8 設計基準と確率論の融合

発表先	タイトル	概要	所属、氏名
PSA2015	Risk-Informed Determinism: An Alternative To Risk-Informed Regulation for Establishing New Or Totally Replacing Existing Licensing Bases	RID (risk-informed determinism) 適用にかかる4つの例を提示。過度な保守性によってRIDやRIR (risk-informed regulation) が骨抜きにならないように、工夫が必要。	H.V. Raymond (USNRC)
PSA2017	The "Incredible" Difficulty of Proving "Incredibility"? Example of Fire-Induced Multiple Spurious Operations	指標 "Incredibility" を用いた risk-informed な決定論的手法の提案	H.V. Raymond (USNRC)
PSA2019	Risk-Informed Acceptance Criteria for Evaluating Leak-Before-Break in Piping Susceptible to Primary Water Stress Corrosion Cracking Degradation	配管の破断前漏えい確率評価について、受容可能な基準や関連規制の歴史、モデル化手法を検証。	Sara Lyons, Mohammad Modarres (Univ of Maryland)
PSA2019	Office for Nuclear Regulation— Risk Informed Regulatory Decision Making	英国の規制組織ONRにおけるRIDMの取り組みの紹介。	Joshua Gordon, Shane Turner (ONR)
ASRAM2018	Main Applications of Probabilistic Safety Analysis Technology in Nuclear Power Plant Design In China		
ASRAM2018	PSA-Based Design Extension Analysis of Existing PWR Plant and Application in Advanced PWR Plant's Design		
ASRAM2018	The Applications of PRA Technique in Implementing the Maintenance Rule for NPP		
ASRAM2019	Research on the Method of Setting Performance Criteria in Maintenance Rules		
ASRAM2019	The PSA Applications in the Design Process of HPR1000		
PSAM14	Main results and conclusions of the OL3 Level 1 and Level 2 PSAs for the operating license in connection with the fulfillment of the regulatory requirements	<p>The EPR plant in Olkiluoto (OL3) in Finland has been designed to comply with current international safety principles, Finnish regulatory requirements and the European Utility Requirements, including a management strategy for core melt accidents.</p> <p>The operating license application for the Olkiluoto EPR in Finland requires plant-specific full-scope Level 1 and Level 2 PSAs which need to fulfil the Finnish regulatory requirements.</p> <p>The FMEA approach was used as a link between system design and fault tree modeling.</p> <p>→設計とPRAの融合</p>	

表3-9 目的とリスク評価の詳細度

発表先	タイトル	概要	所属、氏名
PSA2015	How To Explain Post-Core-Damage Operator Actions for Human Reliability Analysis (HRA): Insights From A Level 2 HRA/PRA Application	運転員手順の詳細度の話 (目標やリスク評価とは別物)	S.E. Cooper (USNRC)
PSA2015	Oconee Digital Protection System PSA Model	デジタルI&C用PSAモデルの機能説明 (詳細度の話を含む)。デジタルI&Cシステムは詳細なFTとなるが、プラントリスク評価を行う際はスーパーコンポーネント化する等の対応が重要。	J.S. Allen (Duke Energy)
PSA2015	NRC Research on Digital System Modeling for Use in PRA	デジタルシステムのFTの詳細度に係る一般的な議論 (上記に同じく、共通原因等を適切に扱えるレベルでモデル化すればよいとのこと)	M. Li (USNRC)
PSA2015	Screening Analysis Approach Used In the Evaluation of External Flood and Other Hazards for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Full-Scope Site Level 3 Probabilistic Risk Assessment	革新的なスクリーニング法の論文。本スクリーニング手法適用には、PSAの詳細度を上げる必要があるかも、と主張。	A.F. Gilbertson (USNRC)
PSA2015	First set of Methodological Elements for Graded Probabilistic Assessment of External Flooding at EDF	詳細度については特段の情報なし (外部ハザードに対する詳細度や必要な手段に関する情報が不足 (レアな事象発生頻度も))	C. Luzoir (EDF)
PSA2017	A Hierarchical Tree-Based Decision Making Approach for Assessing the Trustworthiness of Risk Assessment Models	リスクモデルの信頼性を評価するための階層ツリーベースの意思決定アプローチ開発。詳細度の異なる2つのリスクモデルを比較 (詳細度にかかる論文ではない)	T.B. Mustafal (EDF)

表3-10 知識不足

発表先	タイトル	概要	所属、氏名
PSA2015	Advances In Wind Hazard and Fragility Methodologies for HW (High Wind) PRAs	認知の不確かさを考慮に入れた強風リスク解析 (不確かさにかかる検討はない)	L.A. Twisdale (Applied Research Associates, Inc.)
PSA2015	A Demonstration of Dynamic Methods for Addressing Passive Safety System Reliability	図4に認知の不確かさを表現したETがあるが、数値の根拠等はなし	A. Brunett (ANL)
PSA2015	Hybrid Dynamic Event Tree Sampling Strategy In RAVEN Code	Epistemicなパラメータとして、シミュレータの摩擦係数やモデルパラメータを挙げている。	A. Alfonsi (INL)
PSA2015	Approaches, Illustrative Findings and Recommendations In Tsunami Risk and Fragility Modeling	津波リスク評価を偶然の不確かさと認知の不確かさを考慮して実施。表に値が記載されているが導出方法は不明。	R.T. Sewell (R.T. Sewell Associates)
PSA2017	IDPSA Approach to Assess the Potential of a Thermally Induced Steam Generator Tube Rupture	認知の不確かさの大部分は、機器故障もしくはHEP、他は解析コードの物理モデルのパラメータ。偶然の不確かさと認知の不確かさの重ね合わせはMCDETで評価	M. Kloos (GRS)
PSA2017	A Mechanistic Reliability Assessment of RVAOS and Metal Fuel Inherent Reactivity Feedback	2つの不確かさの説明をしているが考察なし。	D. Grabaskas (ANL)
PSA2017	Issues in Dependency Modeling in Multi-Unit Seismic PRA	複数の機器の不確かさを取り扱う手法 (Reed-McCann手法) の説明	T. Zhou (University of Maryland)
PSA2019	A Simplified Probabilistic Model for Flywheel Integrity using "R"	フライホイールの故障モデルの認知不確かさを振った計算 (感度解析)	R. Schneider (WEC)
PSA2019	Quantification of The Uncertainty Due To State-of-Knowledge using ROAM+ Framework for Nordic BWRs	ROAM+ではEpistemic不確かさを、second-order probability (証拠理論) として扱うことが記載されている	S. Galushin (Royal Institute of Technology)
PSA2019	An Approach To Fire Probabilistic Risk Assessment Modeling, Uncertainty Quantification and Sensitivity Analysis	火災誘起故障確率評価における不確かさのモンテカルロ計算で、偶然と認知を別のループで回す (2Dモンテカルロ)。火災誘起故障確率は、火災発生高さ等の認知不確かさの影響を強く受ける。	B. Boneham (Jacobsen Analytics Ltd.)
PSA2019	Quantitative Risk Analysis Support to Decision-Making for New Systems	意思決定に用いるPRAの限界に関する議論。	R. Youngblood (INL), H.Dezfuli (NASA)

表3-11 定性分析/評価・PRAのスクリーニング基準

発表先	タイトル	概要	所属、氏名
PSA2017	Lessons Learned from Incorporating Temporary Equipment into the Palo Verde Configuration Risk Management Program Using NEI 16-06	NEI 16-06は3つのパートがあり、Tier1が定性分析、Tier2が準定性評価、Tier3がフルPRAとなっている。その紹介のような論文	M. Wittas (Arizona Public Service)
PSA2017	Technical Specification Surveillance Requirement Frequency Improvements in Nuclear Power Plants via Risk-Informed Initiative-5b Approach	内部事象のSTI (試験間隔変更) 時の影響評価。PRAでモデル化されていない機器のSTIは定性的評価で検討する。	L.D. Nguyen (WEC)
PSA2019	An Approach To Fire Probabilistic Risk Assessment Modeling, Uncertainty Quantification and Sensitivity Analysis	FPRAモデルへの定性的分析の適用例。定性的なスクリーニング (静的機器は壊れないとする等)、定性的な評価 (煙ダメージは定量化しない等) について記載あり	B. Boneham (Jacobsen Analytics Ltd.)
PSA2015	Insights From IAEA Technical Meeting on Complementary Safety Assessment of NPP Robustness Against the Impact of Extreme Events: Challenges and Developments	IAEAのSSG-3にScreening手法がまとめられている。レアかつ影響大のイベント (十分な技術的証明ができない) に係る疑義が示されている (補完的な評価手法開発が必要かも)。	I. Kuzmina (IAEA)
PSA2015	Risk Metrics and Risk Ranking In PSA	外部ハザードのスクリーニング評価に、外部ハザード発生頻度×CCDP (内部ハザードPSAから保守的なTreeを持ってくる) を計算。前記が全CDFの10%である時の外部ハザード発生頻度をCriteriaとしてScreeningを実施しようというアイデア。	T. Durin (IRSN)
PSA2017	SPRA Alternate Screening Method	EPRIのSeismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guideをベースに新手法を構築。SPRAではRLEはスクリーニングには大きすぎるので、SMAのRLEからの類推で新手法を提案	R. Miller (ENERCON Services)
PSA2019	General Screening Criteria for Loss of Room Cooling In PRA Modeling	HVAC停止時の室温に係る具体的なスクリーニング手法の提案。Interference theory (モデル化かスクリーンアウトかではなく、その中間の手法とのこと) を使用。	J.S. Beckton (WEC)
ASRAM2018	A Case Study on Quality Assurance and Quality Management of the Software Development for the Probabilistic Safety Assessment Analysis Using an Event Tree and a Fault Tree		
ASRAM2018	Design and Development of Significance Determination Process System for Nuclear Power Plant		

表3-12 (1/5) レベル2PRA研究マッピング(評価手法に関するもの)

大項目	中項目1	中項目2	対象	小項目	概要	論文
原子炉冷却系内熱水力挙動	炉心溶融及びリロケーション		軽水炉		制御棒など低融点材料が最初に溶融・落下、その後被覆材や構造物が落下する。異なる材料の共晶反応により、燃料は比較的低い温度で溶融することがある。TMI事故では、溶融プールとクラスト層が形成され、溶融物の下部への落下は複数の経路が推定されており、炉心の溶融進展には不確かさがある。MAAPはTMI事故で見られたように溶融プールが形成されるモデルであるのに対し、MELCORでは形成されないなど不確かさがある。	(社)日本原子力学会、シビアアクシデント熱流動現象評価、平成13年3月。
	金属水反応		軽水炉		ジルコニウム酸の酸化に関する研究は80年代に数多く実施され、Urbanic-Heidrich, Baker and Just, Cathcartなど多くの実験相関式が提案されている。炉心損傷事故時の炉心領域での反応は、被覆管外表面に形成される酸化膜中での酸素の移動速度に律速される。多くの実験相関式が開発されており、シビアアクシデント総合解析コードに導入され使用されている。	G.Schanz, et al. Advanced treatment of zircaloy cladding high-temperature oxidation in severe accident code calculations, Part I. Experimental database and basic modeling, Nucl.Eng.Des. 232,75-84,2004.
	デブリ/冷却材相互作用(FCI)		軽水炉		FCIは、落下する溶融物の組成や落下するプールのサブクール度などが影響、これらは炉心の溶融進展挙動が影響することから不確かさが大きい現象として認識されている。原子力規制委員が提案する「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針(シビアアクシデント(軽水炉)に関する研究計画)」にも重要項目として挙げられている。	(社)日本原子力学会、シビアアクシデント熱流動現象評価、平成13年3月。
	炉内水蒸気爆発		軽水炉		溶融炉心が冷却水中に落下した場合に、溶融炉心の粒子化や微細化により冷却水への効率的な熱伝達が起こり、急激な圧力上昇や衝撃波が発生、衝撃波が伝播することで水蒸気爆発が発生する可能性がある。この水蒸気爆発による衝撃荷重によって、原子炉(圧力)容器下部ヘットの破損に至る。若しくは、炉心内の上方向のスラッグ流が生じ、原子炉(圧力)容器上蓋を固定するボルトを破壊し、上蓋がミサイリ化して格納容器を破損させる可能性が指摘されていた(格納容器のαモード破損)。米国サンディア国立研究所を中心とした専門家レビュー(SERG-2)の結果、溶融物の落下による高ボイド状態では、ドリガリング自体の発生の可能性が低く、たとえドリガリングが発生したとしても原子炉(圧力)容器内外の構造物によってエネルギー吸収が生じ、格納容器破損まで至る可能性は極めて小さいとの結論が得られている[1]-[3](原子力学会標準レベル2PRA編付属書から抜粋)。	[1](社)日本原子力学会、シビアアクシデント熱流動現象評価、平成12年3月、平成13年3月。 [2]S. Basu, T. Ginsberg, A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current Understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction Issues, Second Steam Explosion Review Group Workshop, NUREG-1524, August 1996. [3](財)原子炉安全研究協会、シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討、平成13年7月。
	原子炉容器破損及び原子炉容器内デブリ保持		軽水炉		TMI-2事故の分析及び種々の実験結果から、下部ヘットとデブリ表面のクラストとの間に狭隙な隙間が形成され、クラストからの伝熱を阻害するとともに、下部ヘットのクランプ変形によって隙間が広がり、冷却水が浸入して沸騰冷却によって下部ヘットの加熱を抑制するとの見方もある[1]。シビアアクシデント対策として制御棒案内管内への注水及び下部ヘット外面を冠水冷却することが考えられており、この場合には制御棒案内管内及び下部ヘット外面での沸騰冷却によってデブリの前縁熱が除去され、下部ヘット及び貫通配管の破損が回避され、原子炉(圧力)容器内で溶融物が保持される可能性がある[2]-[4](以上、原子力学会標準レベル2PRA編付属書(参考から抜粋)。BWRプラントにおける原子炉容器下部は、多数の制御棒案内管があるなど複雑形状を有しているため、原子炉容器が破損せず原子炉容器内デブリ保持が可能かどうかは不確かさがある。原子力機構(安全研究センター、構造健全性評価研究グループ)で設計上の想定を超える事象における原子炉容器の損傷評価手法の整備を実施しており、来年度(令和2年度)以降に高度化及び実用化に向けた検討が計画されており、参考情報が得られることを期待する。	[1] S. Basu, T. Ginsberg, A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current Understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction Issues, Second Steam Explosion Review Group Workshop, NUREG-1524, August 1996. [2](社)日本原子力学会、シビアアクシデント熱流動現象評価、平成12年3月、平成13年3月。 [3](財)原子炉安全研究協会、シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討、平成13年7月。[4] S.V. Bechta et al., Experimental Study of Interactions Between Suboxidized Corium and Reactor Vessel Steel, ICAPP '06-6054, 2006. [5] 原子力研究開発機構、安全研究センター、平成30年度 研究開発・評価報告書 研究開発課題「原子力安全規制行政への技術支援及びそのための安全研究」(中間評価)2019.
原子炉容器からのデブリ放出		軽水炉		原子炉(圧力)容器破損時のデブリの放出挙動は、原子炉冷却系の圧力に依存する。低圧であれば、溶融物は破損口から重力によって原子炉キャビティ又はベドスタルへ放出され、床下に堆積する。高圧の場合には高圧溶融物噴出となり、破損口から高速で噴出するため、原子炉キャビティのみならず広範囲に溶融物が分散する可能性がある(原子力学会標準レベル2PRA編付属書より抜粋)。		
原子炉容器からのデブリ放出(高圧溶融物噴出)		軽水炉		原子炉が高圧状態で破損すると、デブリ中の未反応金属成分と雰囲気中の水蒸気が反応すると、急激な温度上昇が生じ、格納容器雰囲気直接加熱現象(Direct Containment Heating: DCH)が発生する恐れがある。原子炉(圧力)容器破損に伴う高圧溶融物噴出の後に、破損口からの高速のガス流によって溶融物が微粒子化して巻上げられ、格納容器空間に噴出し、溶融物の保有熱及び溶融物の金属成分と水蒸気との金属-水反応の発熱反応で格納容器雰囲気直接加熱されることで、雰囲気急激な加圧が生じ、格納容器が過圧破損する可能性がある。また、このときに金属-水反応で発生する水素及びその燃焼によっても格納容器加圧が加速される可能性がある。既存のDCH実験例としてSNLのSURTSEY試験施設で実施され、格納容器が大きく影響が厳しいWRにおいて格納容器破損の確率は極めて小さいと知見が得られている。格納容器の加圧は、微粒子化した溶融物がどの程度格納容器空間に移行するかによって、原子炉キャビティから空間部へ到達するまでの形状構造に大きく依存する。また、格納容器雰囲気直接加熱に関する実験結果から、原子炉冷却系の圧力が2MPa以下では、格納容器雰囲気直接加熱は発生しないことが分かっている[1][2](以上、原子力学会標準レベル2PRA編付属書より抜粋)。DCHの実験は水素燃焼リスクがあり実施は難しい。ただし、高圧溶融物噴出は、圧力容器下部に多数の制御棒案内管の貫通部を有するBWRプラントでは発生し難いと考えられること、また、新安全基準への対応として、電源喪失時においても可搬式電源等を使用し逃し弁を開放するなど原子炉を減圧できる炉心損傷防止策が導入されており、1F事故前より格納容器健全性へのDCHの脅威は低下したと考えられる。ただし、最新知見の反映等によりDCHの格納容器早期破損傾向への寄与が無視できないと判断される場合には、研究を検討すべきであろう。	[1](社)日本原子力学会、シビアアクシデント熱流動現象評価、平成12年3月、平成13年3月。 [2](財)原子炉安全研究協会、シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討、平成13年7月。	
デブリ冷却性		軽水炉	研究概要		プール水中に高温のデブリが落下する場合、水との相互作用[1]により一部が粒子化され、残りは連続層状デブリとして床面に広がる。これら微粒子化割合、床面でデブリの広がり解析手法の高度化は、デブリの冷却性及びその後のデブリ-コンクリート相互作用(MCCI)に影響する。デブリの冷却性及びMCCIの評価手法の構築は、シビアアクシデント対策の1つである格納容器内先行注水の有効性検討及びMCCI防止策検討において重要であり、原子力機構(安全研究センター、シビアアクシデント評価研究グループ)では、規制庁の委託研究において機構論的な溶融炉心/冷却材相互作用解析コードJASMINEを活用した溶融炉心冷却性評価手法の構築を進めている。圧力容器下部に落下したデブリの格納容器内での広がり、デブリの冷却性、格納容器シェルアタック、その後MCCIの進行に影響する。原子力規制委員が提案する「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針(シビアアクシデント(軽水炉)に関する研究計画)」にも重要項目として挙げられ、研究が継続されている。	[1]堀田らJASMINE Version 3による溶融燃料-冷却材相互作用 SERENA2 実験解析、原子力学会と文誌 Vol.16, No.3, p139-152, 2017.
		軽水炉		溶融ジェットの微粒子化(ブレイクアップ)	原子力規制庁は、溶融ジェットの微粒子化(ブレイクアップ)及び床面でのデブリ広がりに関する実験(DEFOR及びPULIMS実験)をカネーデン国立工科大学(KTH)に委託し、手法構築に必要な検証データの取得を行っている。原子力機構では、規制庁からの委託研究においてKTHの溶融炉心の粒子化及び床面広がり実験のデータを活用し、JASMINEコードのモデル改良及び評価手法の構築を進めている。KTHのDEFOR-A実験データに基づいて粒子群の凝集(アグロメーション)による塊状物質の形成に係わるモデルを改良[2][3]	[2] Y. Iwasawa, et al. Formation of Agglomerated Debris in Jet-Breakup Experiment with Metallic Melt, ICONE27-2163, 2019. [3] T. Matsumoto et al., Improvement of Ex-Vessel Molten Core Behavior Models for the JASMINE Code, Proceedings of Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety(NTHAS10), N10P1143, 2016.
		軽水炉		床面におけるデブリ広がり	PULIMSは溶融ジェットを浅い水プール中に落下させ、床面でのデブリ広がりを観察した唯一の実験であり、本実験データを活用し、JASMINEコードの表面クラスト層の形成を含むモデルの構築[3]を実施している。	[3] T. Matsumoto et al., Improvement of Ex-Vessel Molten Core Behavior Models for the JASMINE Code, Proceedings of Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety(NTHAS10), N10P1143, 2016.

表3-12 (2/5) レベル2PRA研究マッピング(評価手法に関するもの)

大項目	中項目1	中項目2	対象	小項目	概要	論文
格納容器内挙動		格納容器壁への溶融物接触	軽水炉		デブリがドライウェル壁に接触して、ドライウェル壁が溶融貫通し、格納容器破損に至る可能性がある。本現象は、格納容器床へのデブリ広がりを含めたデブリの冷却性が影響するので、これらの研究が重要である。格納容器破損防止策としてデブリ落下前にキャプティイ(又はベDESTAL)床に水張りする対策が考えられている。原子力機構(安全研究センター、シビアアクシデント評価研究グループ)における規制庁受託研究において、デブリ冷却性に対する解析手法の構築が進められている。	(社)日本原子力学会、シビアアクシデント熱流動現象評価、平成13年3月。
			軽水炉		溶融物がベDESTAL床に落下する時に床上に冷却水がある場合又はデブリに注水する場合には、水蒸気爆発が発生する可能性がある。水蒸気爆発の発生メカニズムは、原子炉(圧力)容器内の場合と同様である。水蒸気爆発は、圧力が高いほど、冷却水温度が沸点に近づくほど発生し難いため、原子炉(圧力)容器内よりも格納容器内の方が相対的に発生し難い。水蒸気爆発が発生した場合には、冷却水を衝撃波が伝播し、原子炉キャプティイ壁(BWRではベDESTAL壁)に動的な荷重が加わる。発生する機械エネルギーは、トリガリング発生時の粗混合に寄与する溶融粒子の量に強く依存する[2][3](原子力学会標準レベル2PRA編付図書から抜粋)。炉外におけるFCIは、酸化ウランなど不純物を多く含む溶融物であるため、水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いと考えられている[1]。エナジエティックな現象ではなくとも、短時間で水蒸気発生に伴う格納容器健全性への影響が懸念されるので、原子力規制委員が提案する「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針(シビアアクシデント軽水炉)」に関する研究計画Jにおいて、重要項目として挙げられ、研究が継続されている。	[1]Nariai,H.,Ame, Y., et al. Study on Trigger Mechanism of Vapor Explosion, ICON-9,(2001). [2](財)原子炉安全研究協会、シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討、平成13年7月。 [3](財)原子力発電技術機構、重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書、平成15年3月。
			軽水炉		コンクリート侵食は接触面の温度が侵食限界温度以上で起こる。侵食限界温度、侵食速度及びガスの発生率は、コンクリートの組成、特に、骨材に使用している岩石種に強く依存する。国内で多く利用の玄武岩系や海外で利用の石灰岩系のコンクリートが多く(使用され、玄武岩系のコンクリートでは酸化炭素の発生は少ない)、コンクリート侵食が継続すると非凝縮性ガスの発生による加圧、ベースマウントに至り、格納容器破損に至る可能性がある(原子力学会標準レベル2PRA編付図書から抜粋)。MCCIは、長年研究が実施されているが、未だ不確かさが大きく、原子力規制委員が提案する「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針(シビアアクシデント軽水炉)」にも重要項目として挙げられ、研究が継続されている。	(社)日本原子力学会、シビアアクシデント熱流動現象評価、平成13年3月。
			軽水炉		シビアアクシデント時にジルコニウム酸化反応等で発生する水素は、格納容器や原子炉建屋内で燃焼・爆発を含む水素燃焼を引き起こす恐れがあり格納容器及び建屋健全性に脅威となる。新規規基準では、水素燃焼による格納容器の破損及び原子炉建屋の損傷を防止するための設備及び手順が要求されている。建屋上部への水素排出装置や静的触媒式水素再結合装置の設置により、燃焼燃焼による建屋健全性への脅威は低下できる。本現象は水素燃焼・爆発のリスクが伴った実験が難しいことから国際プロジェクトに参加しての研究が進められている。原子力機構では、国際プロジェクト等を通して取得した実験データを使用し、数値流体工学(CFD)解析コードOpenFOAMを用いた解析手法の構築を進めている。	K. Moteqi, et al., CFD analysis of hydrogen flame acceleration with burning velocity models, NURETH-18,2019.
			軽水炉		原子力機構(安全研究センター、シビアアクシデント評価研究グループ)では、仏IRSNで実施された水素燃焼実験ENACCEFを数値流体工学(CFD)コードOpenFOAMを用いて実施し手法構築を進めている。水素燃焼に関する水素反応を組み込んだソルバーと乱流モデルにより、乱流促進が火炎伝播の加速を引き起こす現象を定性的に再現できた。	M. Sato, T. et al.,Thermofluid Dynamic Analysis for THAI Tests with Passive Hydrogen Recombiner, 8th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2017), 2017.
			軽水炉		水素濃度低減対策の一つである静的触媒式水素再結合装置(PAR)の有効性を評価する手法の整備を目指し、OECD/NEA-THAI計画で実施された大規模空間内でのPAR性能評価実験HR5他について解析を実施。PARによる水素再結合速度は、触媒に流入する水素及び酸素の体積分率並びに圧力に対する相関式を用いることで、実験における格納容器水素濃度履歴をより再現する結果が得られている。	日本原子力学会、シビアアクシデント熱流動現象評価、平成13年3月。 日本原子力学会、シビアアクシデント時の格納容器内の現実的なソースターム評価、平成22年4月
			軽水炉		静的な格納容器加圧については、米国サンディア国立研究所(SNL)や原子力発電技術機構(NUPEC)を含む国際プロジェクトなどで格納容器のタイプ別(鋼製、プレストリット、鉄筋コンクリート)に加圧試験が実施され、リーク圧力及び漏れに関する知見が以下の文献に整理されている。	日本原子力学会、シビアアクシデント熱流動現象評価、平成13年3月。 日本原子力学会、シビアアクシデント時の格納容器内の現実的なソースターム評価、平成22年4月
			軽水炉		格納容器貫通部のうち有機シール材が使用されている電気配線貫通部やフランジガasket部は、高温により有機シール材(エポキシ樹脂)が損傷し、格納容器本体(シェル)や金属シール部などよりも先にリークが発生する可能性があり、NUPEC等で実験がなされた以下の文献に知見が整理されている。	H28安全研究センター報告会資料
			軽水炉		原子力機構(安全研究センター、熱水力学安全研究グループ)では大規模格納容器(CIGMA: Containment Integral measurement Apparatus)を用いて、格納容器の外部冷却や水素移行・混合に関わるデータを取得するとともに、汎用の数値流体工学(CFD)コードOpenFOAMを用いた解析を実施。過温破損対策の有効性検討などに必要な解析手法の構築を実施している。格納容器の外部(原子炉ウエル部)への注水による外部冷却に関わるデータ取得のため、格納容器内雰囲気として蒸気単相(CO-PL-01)及び蒸気・空気混合(CO-PL-04)での外部冷却実験を実施するとともに、CDFによる解析を実施	原子力研究開発機構、安全研究センター、平成30年度 研究開発・評価報告書 研究開発課題「原子力安全規制行政への技術支援及びそのための安全研究(中間評価)」2019。
			原子炉建屋	原子炉建屋の健全性	軽水炉	
軽水炉	概要	炉心損傷時には、揮発性の高い希ガス、ヨウ素、セシウム等が燃料から放出される。多くの実験がなされ、CORSOR-M、CORSOR-Booth、ORNL-Boothなど様々なFP放出モデルが開発されシビアアクシデント総合解析コードに導入されている[1]。揮発性が高い希ガス、ヨウ素、セシウムの予測精度は比較的良好いが、Csと反応性が高いMo。実験で測定し難い難揮発性FP、空気混入条件下でのRuの放出などが課題。国際共同実験VERDONなどで研究が進められている。Ru挙動についてはフランスで研究が進められているが、国内では殆ど着目されていない。空気を含まずPWR格納容器内でのMCCI時のRu放出(キャプティイでのデブリ冷却不可時)、使用済み燃料プールの冷却材喪失事故時における燃料損傷時の酸化Ru放出(使用済み燃料冷却が不可でありRu放出が顕著となる1000Kを超える可能性がある)には、気体状の酸化Ruの放出が顕著となる可能性があるのが重要となる。現状のモデルでは適用できないことから解析手法の構築が必要である。			[2] S. Mwa, et al., Release and transport behaviors of non-gamma-emitting fission products and actinides in steam and hydrogen atmospheres, Nuclear Engineering and Design, 326, 2018.	
軽水炉	VERCOR実験解析	水蒸気及び水素雰囲気下でのα _v 線放出核種の核分裂生成物(FP)及びアクチニド13核種の放出移行挙動をFP放出移行実験VERCORにおける沈着物の化学分析結果に基づき評価。ストロンチウムの放出は水素雰囲気中で促進、ウランの放出は水蒸気雰囲気中で促進など新知見が得られている[2]。			[1]井元 純平; 三輪 周平; 逢坂 正彦, Experimental investigation on boron oxidative vaporization processes from zirconium-boron and iron-boron alloys in a high temperature steam atmosphere, Proceedings of International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research (FDR 2019) (Internet), 2019.	
軽水炉	同上(ホウ素放出特性把握)	RCS内FP化学挙動実験で使用するホウ素の放出特性把握のために実施。BWR制御棒である炭化ホウ素、構造材であるステンレス鋼、ジルコイアの混合融体からのホウ素の放出モデル構築に向けて、溶融体中の代表組成であるFe-B及びZr-B合金からのB酸化蒸発過程を実験的に調べた。B2O3の生成、B2O3と水蒸気の反応によりH-B-O蒸気種となることが示唆された[1]。			J. Stempien, et al., High-Temperature Safety Testing of Irradiated AGR-1 TRISO Fuel, Proc. HTR2016, 512 (2016).	
		米国製 TRISO 燃料の照射後加熱試験時におけるFP放出特性の結果報告。			R. Morris, et al., Initial Results from Safety Testing of U.S. AGR-2 Irradiation Test Fuel, Proc. HTR2016, 520 (2016).	
		米国X-energy社高温ガス炉の機構論的ソースターム解析コード開発の進捗報告。			L. Oliver, et al., Mechanistic Source Terms for the Xe-100 Reactor, HTR2016, 26 (2016).	

表3-12 (3/5) レベル2PRA研究マッピング (評価手法に関するもの)

大項目	中項目1	中項目2	対象	小項目	概要	論文		
レベル2	燃料からのFP放出	高温ガス炉	高温ガス炉		ICP-MS(誘導結合プラズマ質量分析計)を用いた日本製黒鉛IG-110中のヨウ素拡散挙動の測定結果報告。	L. Carter, et al. ICP-MS measurement of iodine diffusion in IG-110 graphite for HTGR/VHTR. Journal of Nuclear Materials. 473, 218-222 (2016).		
					ICP-MS(誘導結合プラズマ質量分析計)を用いた日本製黒鉛IG-110中のヨウ素とセシウム拡散挙動の測定結果報告。	L. Carter, et al. Diffusion of cesium and iodine in compressed IG-110 graphite compacts. Journal of Nuclear Materials. 476, 30-35 (2016).		
					米国製TRISO燃料の照射後加熱試験結果を用いたTRISO燃料FP放出挙動解析コードの検証結果報告。	B. Colline, et al. Comparison of fission product release predictions using PARFUME with results from the AGR-1 safety tests. Nuclear Engineering and Design, 301, 378-390 (2016).		
					中国高温ガス炉実験炉HTR-10の炉心FP分布測定結果の報告。	Experimental study on the content and distribution of key nuclides in an irradiated graphite sphere of HTR-10. Nucl. Eng. Des. 323, 39-45 (2017).		
					照射試験データに基づくTRISO燃料FP放出特性評価モデルの改良提案。	M. Richards, A Theoretical Model for Fission Gas Release from UCO TRISO Fuel. Proc. HTR2018, HTR2018-0006 (2018).		
					TRISO燃料のFP (Eu, Sr) 放出特性への照射や微細構造の与える影響定量化を目的とした試験計画と進捗の報告。	T. Gerczak, et al. Development of Planar PyC/SiC Diffusion Couples to Investigate Irradiation Effects and Microstructural Variation on Fission Product Diffusion. Proc. HTR2018, HTR2018-0047 (2018).		
		核燃料施設	高レベル廃液貯槽の冷却機能喪失事故手法の構築		高レベル廃液からのFP放出挙動	吉田他、再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故における気相へのRu移行速度の導出、日本原子力学会和文論文誌. 13(4), p.155 - 166, 2014/12		
					同上	吉田他、再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故における飛沫同伴による移行率の機構論的相関式の導出、日本原子力学会和文論文誌. 14(1), p.40 - 50, 2015/02		
					同上	天野他、高レベル濃縮廃液中硝酸塩の熱分解に伴う窒素酸化物発生挙動、日本原子力学会和文論文誌. 14(2), p.86 - 94, 2015/06		
					高レベル廃液からのFP放出実験	Guchiyama. Experimental study on boiling accident of high active liquid waste in reprocessing. Proceedings of GLOBAL2015		
					乾固体からのFP放出実験	田代他、高レベル濃縮廃液の乾固過程におけるルテニウムの放出特性、日本原子力学会和文論文誌. 14(4), p.227 - 234, 2015/12		
					実廃液からのFP放出実験	Y. Yamane, et al. Release of radioactive materials from high active liquid waste in small-scale hot test for boiling accident in reprocessing plant. Journal of Nuclear Science and Technology, 53(6), p.783 - 789, 2016/06		
	原子炉冷却系内FPの物理的な挙動	軽水炉	エアロゾル		エアロゾルは、原子炉冷却系内及び格納容器内を移動する間に構造物表面に沈着する。エアロゾルの沈着は、温度及び流動などの雰囲気条件並びにエアロゾル粒径に応じて支配的となる沈着機構が知られている。エアロゾルの沈着機構は、拡散、重力沈降、慣性衝突、熱泳動、拡散泳動が主であり、シビアアクシデント解析コード(MELCOR, THALES2及びMAAP)で取扱いが可能である。また、エアロゾルは、高揮発性放射性物質(CsI, CsOH, Teなど)及び水蒸気の凝縮、互いの衝突合体(凝集)によって成長する。			
					燃料及びデブリから放出された気体状の放射性物質は、流体の流れに乗って輸送される間に構造物表面及びエアロゾル表面に沈着する。沈着メカニズムとして拡散・凝縮・蒸発、化学吸着、気液間移行が知られている。エアロゾル及び気体状FPの基本的な挙動は、70年代から90年代にかけて、日本を含む欧米各国やOECD/NEA等の国際協力研究で多く進められ、シビアアクシデント条件下で解析モデルの開発及び検証が行われた。シビアアクシデント総合解析コードでは、解析時間の問題もあり、ヨウ素及びセシウムの化学形態としてCsI, CsOHと仮定した評価がなされている。国際共同研究で実施されたPHEBUS/FP計画のFPT3実験及びその解析において、炉心部にB4C制御材を含む場合には有意な量の気体状ヨウ素が原子炉冷却系内から格納容器へ移行することが示唆された[1]。気体状ヨウ素の状態で格納容器に移行すると化学形態によってはヨウ素のソースタームに影響を及ぼす可能性がある。これまでヨウ素の影響を含めた原子炉冷却系内の化学的挙動に着目したFP挙動及びソースタームの検討は殆どなされておらず、原子力機構(安全研究センター、及び原子力基礎工学研究センター)において研究が実施されている。	[1] N. Girault et al., Towards a Better Understanding of Iodine Chemistry in RCS of Nuclear Reactors, Nucl. Eng. Des., 239, 1162-1170, 2009.		
				高温ガス炉	軽水炉		中国高温ガス炉実験炉HTR-10の冷却材中のダストへのFP沈着に関するデータ分析結果の報告。	F. Xie, et al. Experimental research on the radioactive dust in the primary loop of HTR-10. Nuclear Engineering and Design, 324, 372-378 (2017).
							2.25 Cr-Mo鋼へのCs/Sr/Ag/Iの吸着特性に関する第一原理計算結果の報告。	C. Li, et al., First-principle studies of radioactive fission products Cs/Sr/Ag/I adsorption on chrome-molybdenum steel in Chinese 200 MW HTR-PM. Nuclear Science and Techniques, 28, 79 (2017).
							中国INETの炉心～1次系までのFP移行挙動解析コード開発の進捗報告。	L. Jian, et al., Status of development of an integrated source term analysis code package for HTGR. Proc. HTR2018, HTR2018-0021 (2018).
							冷却材循環FPの熱交換器表面への沈着率測定する試験結果の報告。	H. SungDeok, et al., Experimental Apparatus to Study Plate-out Characteristic at the Flow Channel of VHTR Heat Exchanger. Proc. HTR2018, HTR2018-0138 (2018).
			中国高温ガス炉実証炉HTR-PMを対象とした1次系内のFP化学形態の評価結果。			C. Li, et al., Chemical Forms of Important Fission Products in Primary Circuit of HTR-PM under Conditions of Normal Operation and Overpressure and Water Ingress Accidents: A Study with a Chemical Thermodynamics Approach. Science and Technology of Nuclear Installations, https://doi.org/10.1155/2019/4251280		
			軽水炉			ホウ素を含む条件でのFP化学挙動	PHEBUS/FPT3解析の知見(炉心部にB4C制御材を含む場合には有意な量の気体状ヨウ素が原子炉冷却系内から格納容器へ移行)に基づき、多くのシビアアクシデント解析コードで考慮できない原子炉冷却系内FP化学がソースタームへ及ぼす影響が懸念された。原子力機構(安全研究センター、シビアアクシデント評価研究グループ)及び基礎工では、ホウ素の影響を含む放射性物質の化学的挙動に着目した放射性物質の移行挙動に関する研究を実施している。	[2] M. OSAKA, et al., Results and progress of fundamental research on fission product chemistry; Progress report in 2015. JAEA-Review 2016-026, 2016. [3] S. Miwa et al., Effects of Boron on Revaporization of Iodine and Cesium Compounds in a Severe Accident Condition. Nuclear Materials Conference 2016 (NuMat 2016), 2016. [4] H. Shiotsu, et al., Analysis of transport behaviors of cesium and iodine in VERDON-2 experiment for chemical model validation. Proceedings of 11th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-11), 2018.

表3-12(4/5)レベル2PRA研究マッピング(評価手法に関するもの)

大項目	中項目1	中項目2	対象	小項目	概要	論文		
放射線物質の低減効果	原子炉冷却系内FPの化学的な挙動	原子炉冷却系内FPの化学的な挙動	軽水炉	FP化学データベース構築	軽水炉シビアアクシデント時のソースターム評価における核分裂生成物(FP)化学挙動評価モデルを高度化するため、FP化学データベース「ECUME」の初版を構築した。ECUMEには、代表的な事故シナリオにおける主要な化学反応と、その実効的な化学反応速度定数を実装する計画である。初版においては、300-3000Kの温度領域におけるCs-I-B-Mo-O-H系の主要な化学種に対し、それらの生成に係る化学反応の速度定数を文献調査または第一原理に基づく理論計算に基づき整備。ECUMEの初版には、セシウム(Cs)-ヨウ素(I)-ホウ素(B)-モリブデン(Mo)-酸素(O)-水素(H)系の気相化学反応計算のための化学反応とその速度定数のデータセット、ステンレス鋼とCs蒸気種との高温化学反応モデル、CsBO2、Cs2S4O9及びCsFeSiO4の熱力学データが収録されている。	[5]S.Miwa et al., Release and transport behaviors of non-gamma-emitting fission products and actinides in steam and hydrogen atmospheres, Nuclear Engineering and Design, 326, 2018.		
			軽水炉	FP化学種が格納容器液相pHに及ぼす影響	原子炉冷却系から格納容器への移行化学種の違いが格納容器液相pHに及ぼす影響について検討。	[6]Shiotsu, H. et al., Thermochemical Analysis for Cesium and Iodine Species and Their Impact on Aqueous pH under Severe Accident Conditions, Proceedings of 2015 International Workshop on Post-Fukushima Challenges on Severe Accident Mitigation and Research Collaboration (SAMRC 2015), Daejeon, Korea, 2015, paper 1514, 8p., in USB Flash Drive. [7] J. Ishikawa, et al., Evaluation of chemical speciation of iodine and cesium considering fission product chemistry in reactor coolant system, ASRAM-2018, 2018.		
			軽水炉	壁沈着への影響	RCS内FP化学へのホウ素の影響に関する研究の一環として、沈着挙動への影響を検討。シビアアクシデント時における炉内のステンレス鋼へのセシウム(Cs)化学吸着挙動に関して、Csと化合物を形成すると考えられるモリブデン(Mo)及びホウ素(B)の影響を評価した。Moが存在する場合、一部はCs2MoO4として吸着する可能性が示された。一方、Cs化学吸着に与えるBの影響は小さいことが示された。	[8] Di Lemma, F. G. et. al. Prediction of chemical effects of Mo and B on the Cs chemisorption onto stainless steel, Energy Procedia, 127, 2017. [9]N.Shunichiro, et al., An Experimental investigation of influencing chemical factors on Cs-chemisorption behavior onto stainless steel, Journal of Nuclear Science and Technology, 56(1), 2019.		
			核燃料施設		FP放出経路解析	吉田他、再処理施設の蒸発乾固事故での放射性物質の移行挙動解析、日本原子力学会和文論文誌, 14(4), p.213 - 226, 2015/12		
					FP移行中に起こり得る化学変化に関する環境解析のためのモデル化	吉田、再処理施設の蒸発乾固事故解析での気体状Ruの移行挙動に影響する硝酸-水混合蒸気の凝縮のモデル化、JAEA-Research 2016-012, 24 Pages, 2016/08		
					同上	吉田他、再処理施設の高レベル廃液の蒸発乾固事故での気体状ルテニウムの凝縮水への移行速度に係る相関式の導出、JAEA-Research 2017-015, 18 Pages, 2018/01		
					同上	吉田他、再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故でのFP硝酸塩の脱硝に伴い発生するNOxの化学的挙動解析、日本原子力学会和文論文誌, 18(2), p.69 - 80, 2019/06 N.Yoshida, Experimental evaluation of release and transport behavior of gaseous ruthenium under boiling accident in reprocessing plant, NEA/CSNI/R(2017)12/ADD1 (Internet), p.293 - 305, 2018/01		
			放射線物質の低減効果	プールのスクラビングによる低減効果	軽水炉	反応速度論に基づく格納容器内ヨウ素化学計算コードの開発	放射線場におけるプールからの元素状ヨウ素、有機ヨウ素の放出挙動は、格納容器内ヨウ素化学計算コードKICHEを原子力機構で開発。水の放射線分解によるプライマリ生成物の生成と相互の反応、それらとヨウ素化合物等の反応から成る一連の反応系、さらに化学反応以外の壁面吸脱着や気液界面移行について、速度論による連立常微分方程式系を構成し、数値解析する機構論的なヨウ素化学計算コードである。原子力機構で実施したガス状ヨウ素放出試験(JNES受託)及び国際共同実験BIP計画に参加し、開発及び検証を行ったものであり、シビアアクシデント総合解析コードTHALES2のヨウ素化学計算モジュールとして利用されている。スクラビングや減圧沸騰時など気液二相流状態での気体状ヨウ素の放出が扱えず課題(原子力機構/規制庁共同研究で実験を含めた研究が計画されている)。	K MORIYAMA et al., Kiche: A Simulation Tool for Kinetics of Iodine Chemistry in the Containment of Light Water Reactors under Severe Accident Conditions. (Contract Research), JAEA-Data/Code 2010-034.
					軽水炉	化学反応データベース拡張	ホウ素の影響を含む原子炉冷却系内のヨウ素及びセシウムのFP化学を想定する場合、原子炉冷却系内の雰囲気や温度条件によってヨウ素及びセシウム化学種が変化(CsI, HI, I, Cs2MoO4, CsBO2, CsOH)する。取り扱い化学種の拡張に伴い、格納容器液相のpH計算に必要なKICHE化学反応データベースの検討を実施[1]。	[1]H. Shiotsu et al., Influence of Chemical Speciation in Reactor Cooling System on pH of Suppression Pool during BWR Severe Accident, J. Nucl. Sci. Technol., Vol56, No.4, pp.363-373, 2018.
					軽水炉	気体状ヨウ素への海水の影響	海水の放射線分解反応及び海水成分(Br, Cl)の反応を含むデータベースを構築。海水が及ぼすI2生成反応への影響について解析し、プールが水よりも海水の方が気体状ヨウ素I2生成が促進される可能性が示唆[1]。ただし、構築したデータベース(標準状態に限定)、プールのみを想定した解析である。実機シビアアクシデント条件においても同様の傾向を示すかを破断するには、データベースの検証を含め実機SA条件下での解析・検討が必要。	[1]K.Hata et al., Effects of constituents of seawater on formation of volatile iodine by aqueous phase radiation chemistry, NEA/CSNI/R(2016)5 (Internet), p.196, 203, 2016.
					軽水炉	既往実験	90年代に多数の実験が実施され、除染係数(DF)評価コード及び計算モデルが構築されている。MELCOR(SPARCモデル)、MAAP(SUPRAモデル)、THALES2及びSAMPSON(電力共通研究の実験相関式)を使用。ここで、BWR産業界は電力共通研究によるエアロゾルのスクラビング除去試験を実施し、DFを予測する実験相関式[1]が提案されており、DFは主にキャリアガスの水蒸気割合、スクラビング深さ及びエアロゾル粒径に依存する傾向があることが明らかになっている。	[1]I.Kaneko et al. Experimental Study on Aerosol Removal Effect by Pool Scrubbing, 22nd DOE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference, 1992.
					軽水炉	近年の実験的解析	原子力機構(熱水力安全研究Gr)[2],[3],[4]及び筑波大[5]でエアロゾルのスクラビング除去に関する研究が実施されている。いずれの研究も計算モデルへの反映までには至っていないが、原子力機構の研究で得られた知見は、規制庁利用しているMELCOR(SPARCモデル)への反映が計画されている。	[2]H. Sun, et al., Development of error reduction methods in aerosol measurement for pool scrubbing experiment, ICONE24-60359, 2016. [3]H. Sun, et al., Experimental investigation on dependence of decontamination factor on aerosol number concentration in pool scrubbing under normal temperature and pressure, Proceedings of ICONE-26, 2018. [4]H. Sun, et al., Experimental Investigation of Decontamination Factor Dependence on Aerosol Concentration in Pool Scrubbing, Science and Technology of Nuclear Installations, 1743982, 2019.
	軽水炉	気体状FPの低減効果			MELCOR, MAAP, THALES2などSA総合解析コードでモデルを有しているが、スクラビング時及び減圧沸騰時の気体状FPに対する移行モデルの予測精度に課題がある。	[5]Ynakamura, et al., EXPERIMENTAL STUDY ON DECONTAMINATION EFFECT OF GAS-LIQUID TWO-PHASE FLOW BEHAVIOR WITH CONDENSATION DURING POOL SCRUBBING, Proceedings of ICONE27-1825, 2019.		
	軽水炉	スクラビング研究の課題			福島第一NPS3号機(F3)の事故では、炉心が損傷し、燃料から放出されたウエットウェルベント時にプールが減圧沸騰することによって、エアロゾル放射線物質の低減効果が懸念されている。実験の難しさもあり、プール高温や減圧沸騰時のスクラビングによるエアロゾル及び気体状FPの低減効果、気液二相流状態でのI2などの移行(液相から液相内気泡への移行)に課題。筑波大、原子力機構などでエアロゾルのスクラビングによる低減効果に関する研究が継続。気液二相流状態での気体状FPの移行については、THAI-3計画、原子力機構/規制庁の共同研究で実験的な研究が計画されている。			

表3-12 (5/5) レベル2PRA研究マッピング(評価手法に関するもの)

大項目	中項目1	中項目2	対象	小項目	概要	論文
使用済み燃料プール(SFP)	SFPの事故評価手法の構築	軽水炉	プロジェクトの概要説明	電力中央研究所(電中研)で実施しているSFP事故解析手法構築プロジェクト概要説明	Y. Kaji, et al. Study on loss-of-cooling and loss-of-coolant accidents in spent fuel pool. 1: Overview.Proceedings of ICONE-27, 2019.	
		軽水炉	冷却材喪失事故時の自然冷却	冷却材喪失事故時の自然冷却について検討	. Nishimura, et. al. Evaluation of the Effect of Spent Fuel Layout on SFP Cooling with MAAP5.04. 11th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal-Hydraulics And Safety (NTHAS-11), 2018.	
		軽水炉	冷却材喪失事故時の燃料損傷	冷却材喪失事故時の燃料損傷に関わる検討	Y. Nemoto, et. al. Study on loss-of-cooling and loss-of-coolant accidents in spent fuel pool. 2: Fuel cladding oxidation, Proceedings of ICONE-27, 2019.	
		軽水炉	冷却材喪失事故時のスプレイ冷却	SFP冷却材喪失事故時のスプレイ冷却に関する検討	SFP冷却材喪失時のスプレイ冷却 S. Nishimura, M. Satake, Y. Nishi, Y. Kaji, Y. Nemoto, Evaluation of Cooling Characteristics of SFP Spray with MAAP5.04.2017 ANS Winter Meeting.2017. H. Suzuki, et al. Study on loss-of-cooling and loss-of-coolant accidents in spent fuel pool. 7: Analysis on effectiveness of spray cooling by the SAMPSON code.Proceedings of ICONE-27, 2019.	
レベル3	FPの大気拡散挙動	軽水炉又は共通	(大気拡散解析) RASCALとHYRad-HYSPLIT及びトレーサー実験の比較 RASCAL results were also compared to National Oceanic and Atmospheric Administration experimental SF 6 tracer data from 2013 at the Idaho National Laboratory.	Comparison of U.S. NRC' S Rascal Emergency Response Code with NOAA' s Hyrad Dispersion Model and Tracer Experimental Data, Health Physics. 115(4):448-457, October 2018.		
	被ばく線量評価	軽水炉又は共通	(被ばく評価) 福島の実測をもとに外部被ばく評価モデルを開発 An assessment model of radiation doses from external exposures was developed based on the actual measurement of individual doses and ambient dose equivalent rates inside and outside houses in Fukushima City.	Assessment Model of Radiation Doses from External Exposure to the Public after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident, Health Physics. In press		
		軽水炉又は共通	(被ばく評価) 被ばく評価用のロケーションファクターと居住係数の見直し The newly published methodology in the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation 2016 report (2017) is simplified, using a single time-independent location factor for indoor occupancy, as well as a single occupancy factor that is independent of the age and occupation of the population considered. In this work the two approaches are compared for different population groups and housing types in the case of both a short-lived and a long-lived radionuclide.	On the Use of Location and Occupancy Factors for Estimating External Exposure From Deposited Radionuclides, Health Physics. 115(3):317-323, September 2018.		
		高温ガス炉	中国高温ガス炉実証炉HTR-PMのEPZ距離評価結果の報告。	H. Ding, et al. Development of emergency planning zone for high temperature gas-cooled reactor, Annals of Nuclear Energy. 111, 347-353 (2018).		
	防護措置	軽水炉又は共通	(防護措置) 自家用車の被ばく低減係数 The model was developed based on weight of vehicle to take into account the dose-reduction effects due to not only the steel plate of the vehicle body but also the other assemblies. In addition to model calculation, the dose reduction factors were evaluated by actual measurements in the areas contaminated by the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident.	Dose-reduction Effects of Vehicles against Gamma Radiation in the Case of a Nuclear Accident, Health Physics. 114(1):64-72, January 2018.		
	経済影響	軽水炉又は共通	(社会的影響) 原子力事故と他の災害の社会的影響の比較 The objective of this study is to compare the societal risk of nuclear power plant accidents to that of other events to which the public is exposed. We have characterized the monetized societal risk in the United States from major societally disruptive events, such as hurricanes, in the form of a complementary cumulative distribution function.	Insights into the Societal Risk of Nuclear Power Plant Accidents, Risk Analysis, Volume37, Issue 1, Pages 160-172 January 2017		
	その他手法	軽水炉又は共通	自然災害で用いられている脆弱性の概念を原子力防災に適用 Current Level 3 PRA does not have an explicit inclusion of social factors and, therefore, it is not possible to perform importance ranking of social factors for risk-informing emergency preparedness, planning, and response (EPPR). This article offers a methodology for adapting the concept of social vulnerability, commonly used in natural hazard research, in the context of a severe nuclear power plant accident.	GIS-Based Integration of Social Vulnerability and Level 3 Probabilistic Risk Assessment to Advance Emergency Preparedness, Planning, and Response for Severe Nuclear Power Plant Accidents, Risk Analysis, Volume39, Issue6, Pages 1262-1280 June 2019		
軽水炉又は共通		Probabilistic risk assessment (PRA) is a useful tool to assess complex interconnected systems. This article leverages the capabilities of PRA tools developed for industrial and nuclear risk analysis in community resilience evaluations by modeling the food security of a community in terms of its built environment as an integrated system.	Understanding Community Resilience from a PRA Perspective Using Binary Decision Diagrams, Risk Analysis, Volume39, Issue 10, Pages 2127-2142 October 2019			

表3-13 レベル2PRA研究マッピング(活用に係るもの)

分類		文献名	概要
PRA	活用	影響緩和	
		設計	A. Huning, et al., Preliminary Safety Risk Evaluation for the Xe-100, Proc. HTR2018, HTR2018-0082 (2018). 米国X-energy社高温ガス炉の内の事象PRA評価や評価結果に基づく許認可対象事象の選定結果の報告。
		運用	
		不足実験データ補間	
		事業者への知見提供	
		原子力防災	Lessons Learned in Protection of the Public for the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Health Physics. 112(6):550-559, June 2017. 公衆防護に関する福島教訓を整理 What insights can the accident at the Fukushima Daiichi nuclear power plant provide in the reality of decision making on actions to protect the public during a severe reactor and spent fuel pool emergency? In order to answer this question, and with the goal of limiting the consequences of any future emergencies at a nuclear power plant due to severe conditions, this paper presents the main actions taken in response to the emergency in the form of a timeline.
			Saving Lives and Preventing Injuries From Unjustified Protective Actions—Method for Developing a Comprehensive Public Protective Action Strategy for a Severe NPP Emergency, Health Physics. 114(5):511-526, May 2018. 正当化されない防護措置 Neither the International Commission on Radiological Protection (ICRP), the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) nor the U.S. Environmental Protection Agency (EPA) adequately take into consideration in their recommendations and analysis the non-radiological health impacts, such as deaths and injuries, that could result from protective actions. Furthermore, ICRP, NRC, EPA, and the U.S. Department of Homeland Security (DHS) call for taking protective actions at doses lower than those resulting in meaningful adverse radiation-induced health effects and do not state the doses at which such effects would be seen. Consequently, it would be impossible for decision makers and the public to balance all the hazards both from radiation exposure and protective actions when deciding whether a protective action is justified.
			French Policies for Victim Management During Mass Radiological Accidents/Attacks, Health Physics. 115(1):179-184, July 2018. フランスにおける原子力災害/テロに対する被害者の管理 In the current international context, emergency medical services have to be prepared for chemical, biological, radiological, and nuclear events. Emergency response to radiological or nuclear events requires coordination between many components. To optimize efficiency, victim management in France is governed by specific policies and planned responses.
			Decision Making for Late-phase Recovery from Nuclear or Radiological Incidents, Health Physics. 108(2):161-169, February 2015. 米国NCRPの長期的管理に関する報告書の紹介 the National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP) established a scientific committee to prepare a comprehensive study that develops a framework and recommends an approach to optimizing decision making in late-phase recovery in the wake of major nuclear or radiological incidents.
			The Current Limits for Radionuclides in Food in Japan, Health Physics. 111(5):471-478, November 2016. 福島事故後の食品出荷制限基準の背景 In this paper, the concept behind the introduction of these limits, the methods by which they were derived, and the results of monitoring food accordingly, are reviewed.
Update of ICRP Publications 109 and 111, Health Physics. 110(2):213-216, February 2016. 緊急時被ばく状況及び現存被ばく状況の管理に関する勧告の更新 The Task Group (TG) of Committee 4 was created to update the International Commission on Radiological Protection (ICRP) Publications 109 and 111 in light of the lessons from Fukushima, recent international developments concerning the protection of people in emergency exposure situations, and people living in long-term contaminated areas after a nuclear accident or a radiation emergency.			
規制活動			
安全目標			
新知見の分析・反映方法			

添付資料

第1～6回専門委員会開催報告

専門委員会開催報告

専門委員会名	第1回「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会
開催日時	2019年7月23日(火) 10:00～12:00
開催場所	JANSI 13階 第4会議室(港区芝5-36-7 三田ベルジュビル)
参加人数	18名 牟田主査, 井手幹事, 池側委員, 石川委員, 氏田委員, 江藤委員, 蛭沢委員, 木村委員, 久保委員, 佐藤委員, 新崎委員, 高原委員, 竹次委員, 武田委員, 玉置委員, 當房委員, 成宮委員, 山野委員
議 事	<p>1. 委員会の主旨説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会設立申請書の設立趣旨及び研究・活動項目を中心に, 委員会の主旨が説明され, 委員会にて確認した。 ・2019年度「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会予算申請書兼予算外申請書を基に, 今後の本委員会の出席にかかる北田委員, 竹田委員の旅費申請について, 執行を承認した。 <p>2. 委員自己紹介・各機関でのPRAに係る活動の紹介</p> <ul style="list-style-type: none"> ・各委員から, 氏名・所属, 専門分野, 実務概要, 人材育成に係る活動, PRAの手法開発及び活用にかかる課題と考えている項目等について説明がなされ, 委員間で共有した。今後, これらの情報を基に具体的な活動方針を計画することとした。 <p>3. 今後の活動に関する議論</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開催頻度:3～4回/年, 2年を通じて合計7回程度の開催を想定し, 委員会の時間帯は, 議事(検討内容)に応じて10:00～12:00, 15:00～17:00, あるいは13:30～17:00とすることを確認した。 ・追加の幹事を2名ほど, 後ほど個別に依頼することとした。 ・今年度は国内外の研究マップをまとめ, 来年度は今年度作成予定の研究マップや今後の規制動向から関係組織への提言をまとめていき, 委員会の活動報告書としてまとめたいことが説明された。 ・学会年会・大会のリスク部会全体会議での報告, 学会誌への投稿等を通じて, 活動成果を公にしていく。本委員会の情報共有にかかる運営効率化のため学会サーバの利用も検討する。 ・次回は, 10月16日(水)又は18日(金)13:30～17:00に, それぞれの専門に横串を通し, 問題を共有するための議論をすることを予定する。日程は欠席3名の都合を確認した上で決定する。 ・HRAについてはHMS部会とジョイントするような枠組みを検討する。
備 考	

専門委員会開催報告

専門委員会名	第2回「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会
開催日時	2019年10月18日(金) 14:00 ~ 17:00
開催場所	JANSI 13階 A会議室(港区芝5-36-7 三田ベルジュビル)
参加人数	16名 牟田主査, 新崎幹事, 當房幹事, 池側委員, 石川委員, 氏田委員, 江藤委員, 木村委員, 久保委員, 佐藤委員, 竹次委員, 武田委員, 玉置委員, 成宮委員, 増山委員, 山野委員
議 事	<ol style="list-style-type: none"> 1. 第1回委員会開催報告の確認 <ul style="list-style-type: none"> ・ 委員からのコメントは特になし. 2. 国内外研究マップの作成に関する議論 <ul style="list-style-type: none"> ・ 第1回委員会にて牟田主査から提案されたPRAに係る国内外研究マップの作成のために, 各委員がレベル1PRA及びレベル2&3PRAの2グループに分かれてそれぞれ議論し, PRAに関する研究の分類(複数階層)を作成した. 3. 国内外研究マップの作成に関する宿題事項 <ul style="list-style-type: none"> ・ 今回の議論で作成した研究分類について, 第3回委員会までに対応, 関連する研究(新技術や適用例)を各委員にて調査する. 調査結果は, レベル1PRA, レベル2&3PRAの各グループの資料とりまとめ担当委員に年末までに送付する. 4. 次回の委員会(第3回委員会)以降のスケジュール <ul style="list-style-type: none"> ・ 第3回委員会は2020年1月27日の週に開催する. 候補日時は, 1月27日(月), 28日(火), 29日(水)のいずれかの午後とし, 第2回委員会に欠席した委員の予定も踏まえた上で, 28日(火)もしくは29日(水)での開催を優先的に調整する. 開催場所はこれまでと同じくJANSIにて開催することで調整する. ・ 第3回委員会では, 各委員が調査した研究, 及び第2回委員会にて作成した国内外研究マップについて議論する. ・ 第3回委員会にて国内外研究マップ作成に係る議論をまとめ, その後, 国内外研究マップを完成させ, 報告書を作成する, という流れで今年度の作業を進める.
備 考	なし

専門委員会開催報告

専門委員会名	第3回「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会
開催日時	2020年1月29日(水) 13:30 ~ 17:00
開催場所	JANSI 13階 B会議室(港区芝5-36-7 三田ベルジュビル)
参加人数	15名 牟田主査, 井手幹事, 新崎幹事, 當房幹事, 池側委員, 氏田委員, 江藤委員, 蛭澤委員, 久保委員, 佐藤委員, 竹次委員, 竹田委員, 武田委員, 玉置委員, 成宮委員
議 事	<ol style="list-style-type: none"> 1. 第2回委員会開催報告の確認 <ul style="list-style-type: none"> ・ 報告案につき了承いただいた。 2. 国内外研究マップの作成に関する議論 <ul style="list-style-type: none"> ・ 第1回委員会にて牟田主査から提案されたPRAに係る国内外研究マップの作成のために, 第2回委員会にて宿題事項とされた各委員による関連する研究の調査結果を踏まえ, レベル1PRA(HRA, CMF, データ, 動的), レベル1PRA(その他)及びレベル2&3PRAの3グループに分かれてそれぞれ議論し, 第2回委員会にて作成したPRAに関する研究の分類(複数階層)を再検討した。 3. 国内外研究マップの作成に関する宿題事項 <ul style="list-style-type: none"> ・ 各グループにおいて, 今回議論したところまでのステータスをA4 1枚程度にまとめて, 2月28日(金)までに牟田主査及び幹事に送付する。 ・ 本年度末までに, 牟田幹事より年度報告としてまとめる。 4. 人材育成のアイデアに関する議論 <ul style="list-style-type: none"> ・ 現状の若手技術者が理論から実務・実践まで学ぶコースの構築などの案につき議論した。 ・ 学生の人材育成の一環として, ASRAMにおける学生セッションの在り方について議論した。プレゼンテーションのセッションを設けること, アワードを授与する等の意見があった。 5. 次回の委員会(第4回委員会)以降のスケジュール <ul style="list-style-type: none"> ・ 第4回委員会は2020年5月25日の週に開催する。候補日時は, 5月25日(月), 26日(火), 28日(木), 29日(金)のいずれかの午後とし, 今回欠席した委員の予定も踏まえた上で調整する。開催場所はこれまでと同じくJANSIにて開催することで調整する。 ・ 第4回委員会では, 第3回委員会にて再検討した国内外研究マップをベースに, 今後どのような分析をしていくかの課題出しの議論をする。
備 考	なし

専門委員会開催報告

専門委員会名	第4回「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会
開催日時	2020年6月16日(火) 13:30 ~ 17:00
開催場所	ウェブ会議@Zoom
参加人数	18名 牟田主査, 井手幹事, 新崎幹事, 當房幹事, 高原幹事, 池側委員, 氏田委員, 江藤委員, 蛭澤委員, 久保委員, 佐藤委員, 竹田委員, 武田委員, 玉置委員, 成宮委員, 北田委員, 石川委員, 山野委員
議事	<p>1. 第3回委員会開催報告の確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 報告案につき了承いただいた。 <p>2. 令和元年度活動報告(案)に関する議論</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 成果物(研究マップ、今後の研究方針の提言、人材育成の方針提言)、議論のステップと論点(各グループの検討結果の整理)、今後の活動予定について議論。 ・ 「リスク」をどこまでの範囲をとらえるのかということ自体も検討課題として取り上げて言及することを確認(特に、防災、リスコミ、マルチユニット・サイト・エリア)。 <p>3. グループ別議論</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 研究マップの作成及び今後の研究課題について、3つのグループ別に、「PRA技術の現状」、「今後の課題」及び「人材育成」について議論。また、個別の技術・研究分野、活用分野・方法等については、各委員で分担して具体的な内容を整理。 ・ 各グループでの議論の概要 <ul style="list-style-type: none"> - グループ1(新崎幹事) 内的及び外的事象L1PRA(マルチユニット・サイトリスク、従属故障、HRA、動的PRAの各カテゴリ)の研究達成状況や課題、人材育成の方向性について議論。いずれのカテゴリにも多くの課題があり、リスク評価以外の専門家を含めた取り組みが必要であるといった議論を実施。 - グループ2(牟田主査) 主として内的及び外的事象L1PRAの活用について議論。STEP1:何が起こるのか?, STEP2:どう対策するか?, STEP3:どう活かしていくか?の3段階で今後の研究方針等をまとめていく方向を確認。 - グループ3(成宮委員/石川委員) L2、3PRAの個々の技術要素の達成状況を参考文献も入れた研究マップとして仕上げていることを確認。技術開発・研究開発の目標(環境影響)への重要度から優先順位を色分けすることも必要との議論を実施。 <p>5. 次回の委員会(第5回委員会)以降のスケジュール等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 今後の計画として少なくとも年度内に2回(9月末~10月、1月くらい)を予定。 ・ 次回までの宿題(①マップの改訂版の作成、②委員会としての提案のたたき台(=今回の議論の内容をメモとして全体で共有することから始める(~6/30)、③たたき

	台をもとにして個々に再検討してグループ内で資料をまとめる。)・ 委員会としての提案については、研究の方向性、人材育成、活用分野・方法を含める。
備考	なし

専門委員会開催報告

専門委員会名	第5回「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会
開催日時	2020年10月28日(水) 13:30～16:45
開催場所	ウェブ会議@Webex
参加人数	18名 牟田主査, 井手幹事, 高原幹事, 當房幹事, 池側委員, 氏田委員, 江藤委員, 蛭澤委員, 北田委員, 木村委員, 佐藤委員, 竹田委員, 武田委員, 竹次委員, 玉置委員, 成宮委員, 増山委員, 山野委員
議 事	<p>1. 第4回委員会開催報告の確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 報告案につき了承いただいた。 <p>2. 各グループ検討結果を共有し議論</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ グループ1(池側委員) <ul style="list-style-type: none"> - HRA、データ、マルチユニット、CMF に関する論文分析とそれ以外の観点、今後の人材育成方針について意見集約した結果を共有。 - マルチユニットの考え方、PRA の目的(活用と技術開発、役割分担)、HRA の不確かさ、CMF、HRA の拡張、データについての現状認識等について議論。 ・ グループ2(江藤委員) <ul style="list-style-type: none"> - 主にレベル1PRAに関するPRA技術、PRA活用、人材育成について意見集約した結果を共有。 - 核燃料施設のリスク評価、PRA の初心者教育(教科書、非競争領域における共通教育)、リスク部会の年齢層の拡大等について議論。 ・ グループ3(玉置委員) <ul style="list-style-type: none"> - レベル2PRAの事象の進展に応じて評価すべき項目、データや研究の実施状況および現状のコメントを集約し共有。 - 小型炉を検討対象に含むか等について議論。 <p>3. 今後の進み方について</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 各グループの提案をブラッシュアップする ・ 各グループの提案をベースに報告の方向性を検討(幹事団) ・ 各グループへ報告書作成依頼 ・ 報告書案の取りまとめ(幹事団) ・ 年明けの委員会で内容確認(承認後、学会報告) ・ 報告(春の年会、リスク部会全体会議あるいは部会セッションの一部)
備 考	なし

専門委員会開催報告

専門委員会名	第6回「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会
開催日時	2021年2月24日(水) 13:30 ~ 16:45
開催場所	ウェブ会議@Webex
参加人数	18名 牟田主査, 井手幹事, 新崎幹事, 高原幹事, 當房幹事, 池側委員, 石川委員, 氏田委員, 江藤委員, 蛭澤委員, 北田委員, 木村委員, 佐藤委員, 竹次委員, 竹田委員, 玉置委員, 成宮委員, 山野委員
議 事	<p>1. 第5回委員会開催報告の確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 報告案につき了承いただいた。 <p>2. 報告書内容の確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緒言、活動概要、活動成果 <ul style="list-style-type: none"> - 牟田主査より説明があり、委員会にて議論した。 ・ 3.1 レベル1PRA(人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く)に関する現状認識及び提言 <ul style="list-style-type: none"> - 牟田主査より説明、江藤委員より補足の説明があり、委員会にて議論した。 ・ 3.2 レベル1PRA(人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析)に関する現状認識及び提言 <ul style="list-style-type: none"> - 氏田委員、新崎幹事、池側委員より説明があり、委員会にて議論した。 ・ 3.3 レベル2及び3PRAに関する現状認識及び提言 <ul style="list-style-type: none"> - 玉置委員より説明、山野委員より補足の説明があり、委員会にて議論した。 ・ 結言 <ul style="list-style-type: none"> - 牟田主査より説明があり、本日の議論を踏まえて書き直すことを確認した。 <p>3. 今後の進み方について</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本日の議論を踏まえて、分担して報告書に加筆を実施する。 ・ 春の年会では、その時点で得られた成果を概略説明する。 ・ 幹事団にて報告書としてとりまとめる。 ・ メールにて全員で確認する。 ・ 最終報告は秋の大会で実施する。
備 考	なし