

本資料は2021年10月14日付で技術諮問委員会より提出された報告書を原子力リスク研究センターにて仮訳したものです。正式な報告書は英文版の原文のみとなりますのでご注意ください。

原子力リスク研究センター (NRRC)
一般財団法人 電力中央研究所
〒100-8126 東京都千代田区大手町 1-6-1

2021年10月14日

ジョージ・アポストラキス博士
一般財団法人 電力中央研究所
原子力リスク研究センター所長
〒100-8126 東京都千代田区大手町1-6-1

件名: 火災PRAガイド

アポストラキス博士殿:

2020年6月、原子力リスク研究センター (NRRC) は、「火災PRAガイド—国内原子力産業を対象としたNUREG/CR-6850改訂版」を発表した。これは、NRRCの火災リスク研究活動にとって非常に重要なマイルストーンである。TACは、2020年11月または2021年5月の会合にて同ガイドのレビューを実施する予定であった。しかし、COVID-19感染拡大に伴う課題と不透明な状況が続いたことから、研究チームとの直接会合の実施は叶わなかった。そのため、別の方法により本報告書のレビューを行った。

報告書全文の英語版と日本語版は、NRRCウェブサイトに掲載されている。6月には、NRRCの研究チームから、報告書の要点とそれを支える研究活動の一部をまとめたプレゼンテーション資料も受領した。これまで会合前に実施してきたように、TACは報告書および概要資料をレビューし、各メンバーのコメントと質問を準備した。今回、会合での活発な議論を通じて我々の理解内容を明確にすることができなかつたため、代わりに火災研究チームメンバーにコメントと質問を送付し、検討を求めた。各研究者から、質問に対する詳細かつ丁寧な書面回答を受領した。また、各問題についてさらに議論し、フォローアップの質問を行うために、当該チームメンバーと2時間のビデオ会議も実施した。その後、これらの回答について議論を行い、このレター報告書で示すTACとしての統一見解、結論、提言を作成した。

なお、今回の取組みを通じて、対面式の会合で積極的に意見を交わすことの重要性が改めて浮き彫りとなった。今回のレビューに用いた方法で基本的な目的は達成されたが、直接的な技術交流が一人ひとりにもたらすメリットは、書面による質問と回答では得られないものである。2022年は再び通常の会合形式に戻ることを心から願っている。

結論と提言

1. 国内原子力産業に適した火災PRA手法とガイダンスを開発するという、大きなマイルストーンを達成したNRRCを賞賛する。この「火災PRAガイド」は、火災PRAを実施するための国際的慣行に比肩するガイダンスの進展に資するものである。
2. 火災PRAガイドおよびそれを支える研究活動を対象としたレビューの中で、TACは更なる注意に値するトピックとして以下を同定した。各トピックに対する具体的提言は、本報告書の「議論」セクションで概説している。火災PRA研究者は、現行ガイダンスの試験的運用期間中にこれらのトピックに取り組む必要がある。その際はTACも緊密に協力したいと考えている。
 - 国内火災事象データの統合
 - 低出力／停止モード中のガイダンス
 - 中央制御室（MCR）火災
 - デジタルシステムへの火災の影響

背景

国際的経験から、火災はしばしば原子力発電所のリスクに重要な寄与となってきた。ただし、その寄与は、各プラントの設計、物理的配置、ケーブル配線、運転・保守方法、防火対策に大きく影響を受ける。したがって、各プラントが、質の高いフルスコープ確率論的リスク評価（PRA）の中で火災の広い範囲にわたる解析を盛り込むことが非常に重要である。

日本の原子力産業に合わせた火災解析手法やガイダンスの開発は、これまでもNRRCの研究活動の焦点であり、それは今後も続く。2014年の発足以来、TACも本トピックについて議論に関与してきた。2015年6月6日、火災研究活動に関するレター報告書を発行し、優先課題や試験プログラム（火災発生頻度の現実的評価等）について提言を行った。2017年5月27日には火災PRA研究に関するレター報告書を発行し、ガイドライン案の一連の流れを先行的に適用することの必要性について指摘した。

2018年9月、NRRCは「火災PRAガイド」第1草稿を完成させた。日本の電力会社やベンダーがガイド案のレビューを実施し、コメントや提言を提供した。TACメンバーの一人も、直接コメントを提供した。2019年5月および11月の会合において、火災PRA研究チームは、ガイド案の状況、フィードバックの内容、ガイドの改訂計画、試行的適用の計画などについて議論を行った。2019年11月19日発行のレター報告書では、途中段階での試行や改訂を繰り返すを行うことなく、一般的な使用のための火災PRAガイドを発行することを支援する、とした。また、ガイダンスの技術的な詳細については、2018年9月版の改訂後に改めてコメントするとした。そこでこのレター報告書では、ガイダンス改訂版に対する見解、結論および提言を記す。

議論

国内原子力産業による使用に適した火災PRA手法とガイダンスを開発するという、大きなマイルストーンを達成したNRRCを賞賛する。

NRRC「火災PRAガイド」は、NUREG/CR-6850におけるガイダンスの基礎となる、米国での広範な研究と火災リスク評価の経験に基づくものである。NUREG/CR-6850初版は2005年に発行された。以来、このガイダンスの利用を通じて非常に多くの経験が得られ、米国のほぼ半数の原子力発電所における、認可基準や火災防護プログラムのリスク情報に基づく変更を支えてきた。米国NRCと産業界は、複数の複雑なトピックに対するガイダンスについてコンセンサスの明確化を重ね、また特定の問題に対処すべく、複数の大規模試験プログラムを実施してきた。NRRC火災PRAガイドは、こうした調査結果を全面的に取り入れ、米国産業界の実務経験を活用して作成されている。したがって、火災PRAガイドは、火災PRAを実施するための国際的慣行に比肩するガイダンスの進展に資するものである。

火災PRAガイダンスの試験的適用は、「モデルプラント」で実施されると理解している。解析方法やガイダンスに関する提案を実証する「モデルプラント」PRAの選択と使用について、TACも様々な視点から論評してきた。また、これらの決定に影響を及ぼす現実的な制約が存在することも理解している。火災PRAチームがまとめた計画に沿って試験的適用が実施された暁には、火災PRAガイドのすべてのタスクと主要な要素が実証される。しかし、これらの試験的適用については、技術的な観点から、伊方発電所3号機と柏崎刈羽発電所7号機で開発を進めている、内的起因事象向けPRAを用いるよう引き続き提言する。こうすることで、リスクへの個々の寄与をフルスコープPRAに一貫した形で統合する最もよい方法を実証することになるだろう。

火災PRAガイドおよびそれを支える研究活動を対象としたレビューの中で、TACは更なる注意に値するトピックとして以下を同定した。火災PRA研究者は、現行ガイダンスの試行的適用中に、これらのトピックに取り組む必要がある。それにより、次回ガイド改訂の際、試行的適用の実務的経験および、特定の解析方法やガイダンスのさらなる高度化という利点を結びつけた形で盛り込むことが可能となる。NRRCの火災PRA研究チームがこれらの話題に取り組む際は、TACも緊密に協力したい。

国内火災事象データの統合

日本の各電力会社は、それぞれが保有する原子力発電所で発生した火災事象データを集計していると理解している。また、NRRCはこれらのデータを評価し、業界全体の一般的火災発生頻度の初期推定値を算出していると理解している。もちろん、火災発生頻度の現実的な評価値は、集計した火災事象データの対象範囲や技術的な質によって全く異なる。したがって、プラント毎に一貫性あるデータ収集がおこなわれていること、また意図せぬ形で火災事象がデータから除外されないようにすることが極めて重要である。

TACは、火災事象データの収集と評価、火災事象の精査と分類、一般的火災発生頻度の算出に用いたプロセスに関するガイダンスについて、まだ詳細なレビューを行っていない。火災PRAガイドの概要に関するプレゼンテーションをレビューした際、火災発生頻度解析のいくつかの要素について、ごく予備的なコメントを述べたが、それは現行の火災PRAガイドと直接関係するものではない。係るガイダンスについては火災PRAチームと別途協議することとし、本報告書では議論しないものとする。

これまでの経験から、(1)火災発生頻度の根拠となる火災事象の集計、精査、分類および(2)PRAモデルと裏付けとなる解析における火災の成長、検知、消火の評価について整合性のある、統合ガイダンスを策定することが重要であることがわかっている。特に、仮に「**potentially challenging (PC)**」または「**challenging (CH)**」規模に拡大する前に火災を検知・消火したからこれらの火災事象がデータベースから除外されるならば、これらのスクリーニング基準は、データベースに残る火災事象に対するPRAモデルにおける、火災の成長、検知、消火に関するパラメータの適用に影響をもたらす。これらの解析に関するガイダンスを慎重に調整しなければ、迅速な検知と消火を、不適切に「二重計上」する危険性がある。例えば、プラントが初期火災検知システムを備え、この火災解析にこれらのシステムが非常に小規模の火災を迅速に検知できるようクレジットが取られている場合、この問題は特に重要となり得る。その場合、火災事象データベースには、規模に関わらず、記録されたすべての火災を含めておく必要がある。

火災PRAガイドにおいて、タスク14の詳細な火災モデリングガイダンスのいくつか、そして当該タスクの附属書で提言されているいくつかの数値は、表8.1の火災発生頻度の算出に用いたプロセスと、対応する火災の過酷度、検知、成長および消火可能性に関する想定との間の整合性に依存する。現行の火災PRAガイドに記載されているタスク14の数値は、米国での火災発生頻度の算出に用いられたプロセスと想定に基づいて慎重に調整されている。これらの数値は、日本で適用された解析方法や想定、裏付けとなる火災事象データの整合性を十分慎重に評価することなしに、別個に日本の火災発生頻度に用いるべきではない。

さらに、火災PRAガイドに記された推奨値の中には、全面的に米国での運用経験に基づいて算出されたものもあり、日本の典型的なプラントの設計や運転方法には適用できない可能性もある。その一例は、附属書14Dに掲載された手動消火時間の確率分布である。もうひとつの例は、PRA対象項目に損傷をもたらす前に火災を抑制するための初期火災検知および特定の火災をコントロールするため強化された消火の有効性を評価する際のガイダンスである。附属書10Aで推奨されている主制御盤(MCB)火災用の複合した火災過酷度と消火失敗確率も同様に、根拠とした米国のデータと想定に依存している。日本の発電所は、中央制御室(MCR)退避の運転員判断について、米国と異なるガイダンスや基準を設けているかもしれない。

したがって、以下のトピックについて検討する機会を求める。

- 火災事象のデータ収集、スクリーニング、分類におけるガイダンス
- 共通火災発生頻度の策定

- 火災PRAガイドに記載されている火災の成長、検知、消火に関する推奨値について、どのように改訂すれば、日本の火災事象データおよび日本の火災防護慣行を一貫性を持って説明できるか

低出力／停止モード中のガイダンス

火災PRAガイドVolume-1 第1章1.1節（「序論及び背景」）には、次のように記されている：

「また、本ガイドは原子力発電プラントの出力運転時における火災による炉心損傷及び格納容器機能喪失の可能性に着目している。NUREG/CR-6850 [参考文献 1.1] と同様に、本ガイドに示す手法とデータの範囲は以下を含まない。

- 出力運転時以外の運転モード（即ち、低出力と停止時）
- 炉心に関係しない事故（例：使用済燃料プールの事故） ...」

下記のようないくつかの例外を除き、フルスコープPRAの経験から、すべてのプラント運転モードに対して、本質的に同一の火災解析方法及びガイダンスを用いることが可能であることがわかっている。

タスク1（「火災PRAプラント応答モデル」）の基本ガイダンスは、ベースラインモデルの範囲に依存しない。換言すると、(1)火災により引き起こされる故障モードをカバーするために内部事象PRAモデルを検討・修正する際、(2)特定の火災シナリオによる機能的影響を評価するためにイベントツリーやフォールトツリーロジックを改訂する際、また(3)新たな人的過誤事象を定義する際など、解析者は常に同一の技法を用いる必要がある、ということである。もちろん、内部発生事象のベースラインのプラント応答モデルの詳細は、PRAの範囲により異なる。例えば、一部のプラント運転停止状態では、いくつかの機器が非充電状態になる場合がある。また、ほかの機器は、通常出力運転時の系統構成から異なる状態になることもあり得る。各プラント運転状態の内部事象モデルは、これらの条件をカバーする。したがって、火災誘因回路断・誤信号による機能的影響も、各プラントの運転状態における特定のコンポーネントの状態に応じて異なる。タスク1の現行ガイダンスでは、内部事象PRAモデルを修正する際、解析者が火災誘因故障を慎重に評価する点を強調している。また、適切なことに、モデルの特定部分をどのように修正するかについて、規範的（prescriptive）方法は提示していない。したがって、この火災PRAガイドにおいて、現行のタスク1で概説している同一の基本ガイダンスおよび技法は、出力運転・低出力運転・停止モード、使用済燃料冷却、敷地外放出の緩和を含むPRAモデルに用いることができる。

プラント停止中の火災解析に関する3つの課題—(1)いくつかの火災発生頻度の違い、(2)人為火災が特定のプラントコンパートメントで発生する尤度の違い、(3)コンパートメント火災障壁の常態の違い—に対応できるよう、運転時との比較により、ガイダンスを拡張する必要がある。

様々な火災カテゴリーの火災発生頻度は、特定のプラント運転モード中のみ適用される。これまでの運転経験から、以下が示されている：

- 機器関連火災の多くは、プラント運転モードを問わずいつでも発生する可能性がある。
- いくつかの機器関連の火災は、出力運転モードと低出力モードでのみ発生する。プラント運転中に発生する人為火災の頻度は、各運転モードで通常実施される活動の量と種類に左右される。
- いくつかの機器関連の火災は、プラント停止モード時にのみ発生する。プラント停止モード中は、原子炉非稼働中の作業量や活動の種類が増えるため、異なる人為火災発生頻度が適用される。

火災PRAガイドの範囲は、これらの違いに対応するには容易に拡張可能である。プラント停止モード時にのみ適用される火災カテゴリーの火災発生頻度は、国内産業界の運転経験から算出できる。その場合、火災PRAガイドVolume 2第8章（「タスク8-火災発生頻度」）には、火災発生頻度に関する表が3つ掲載されることになるだろう。ひとつはモードを問わず発生し得る火災、もうひとつは運転中にのみ発生し得る火災、そして停止時にのみ発生し得る火災である。

業界の運転経験から、活動の量と種類（保守、試験、システム変更、溶接、切削等）およびプラントの様々な場所における仮置可燃物の停止中の量は、運転中に比べて大きく異なる場合が多いことがわかっている。実際、定検中を通じて特定のプラント運転状態でのみ実施される活動もある。したがって、第8章（例：8.5.6.3項）のガイダンスは、各プラント運転停止状態におけるこれらの人為火災発生源のコンパートメントレベルの割当てについて、運転モード時に適用される配分と比較して再検討するよう、解析者に注意を促すべきである。

また、運転経験から、特定のプラント運転停止時において、運転時と比べて火災コンパートメント障壁の状態が異なる場合があることがわかっている。例えば、定検関連の作業を円滑に進めるために、ドアを開放状態で固定する、機器・人員用のアクセスハッチを取り外す、貫通部を開放状態にするなどが想定される。火災PRAガイドVolume 2 第12章のステップ12.1のガイダンス（「タスク12 - マルチ・コンパートメント解析」）は、各プラントの運転状態における火災コンパートメント障壁の状態を精査し、火災伝播シナリオの違いを評価するよう、解析者に注意を促すべきである。

それ以外のタスクについてはすべて、プラント運転モードに関わらず、基本的な方法とガイダンスが汎用的に適用可能である。

火災PRAチームは、火災PRAガイドを以下のように改訂する必要がある。

- 第8章範囲を拡大し、プラント運転停止モード時にのみ発生する可能性のある機器関連／人為火災の発生頻度を含める。

- 第 8 章のガイダンスを拡張し、運転時との比較により、各停止時のプラント運転状態における各コンパートメントの活動の種類と仮置可燃物の量を再検討するよう、解析者に注意を促す。
- 第 12 章のガイダンスを拡張し、運転時との比較により、各停止時のプラント運転状態における火災コンパートメント障壁の状態を再検討するよう、解析者に注意を促す。
- その他の編集上の変更を行い、解析方法とガイダンスがプラント運転中に発生した火災にのみ適用されるという制限を削除する。

中央制御室 (MCR) 火災

TACは、試験的適用の終了後、火災PRAチームが中央制御室 (MCR) の火災を評価する方法とガイダンスを強化する意向を有していると理解している。本セクションでは、こうした解析の具体的要素に対するTACの提言について説明する。火災PRAチームは、国内産業界のニーズに最大限応えるべく、試験的適用と並行して、こうした解析のための支援調査と現行手法の拡張を実施すべきである。

MCR の火災を評価する上で重要なのは、次の 2 点である。(1) 主制御盤 (MCB) や運転員用制御コンソールに影響をもたらす火災に対するPRAターゲットセットの特定、そして(2) 運転員がMCRから退避せざるを得なくなる火災の解析。

火災PRAガイドにおけるMCR火災解析ガイダンスの複数の要素が、米国の旧設計原子力発電所の制御室向けに開発された想定とモデルに基づいている。例えば、旧型プラントの典型的な設計では、非常に大きな中央MCBパネルに、複数のディスプレイ、計装、大型のアナログ制御スイッチを備えていた。リスク上重大な損傷をもたらす恐れがあるMCB火災の規模に対して推奨される定性的想定および定量的スクリーニング基準のうち、複数のが上述の一般的構成に基づいている。

一方、より新型プラントのMCRではよりコンパクトな制御パネルが採用されている。また、一部の旧型プラントのMCBは、より現代的なアナログまたはデジタルのディスプレイや制御装置に改修済みである。さらに、最近のMCRの多くが、MCBから分離したスタンドアロンの運転員制御コンソールが整備されている。MCBまたは運転員用制御コンソール影響を与える火災に対するPRAターゲットセットを同定するための体系的プロセスについて、旧型プラント設計にしか適用されない暗黙的・明示的な想定を取り除いた上で、改めてガイダンスを検討・強化する必要がある。系統的な評価および段階的な精緻化プロセスのための一貫性あるガイダンスは、あらゆるMCR設計に適用される必要がある。

MCR内または外で発生する火災のいくつかには、計装・制御装置の信頼性の喪失、居住性の著しい低下のために、運転員がMCRから退避せざるを得ないものがある。火災PRAガイドにおいて、推奨されるMCR放棄基準のひとつは、MCBの火災被害規模に依拠している。上述のように、この推奨は、米国の旧型MCB設計において火災が発生した場合の機能的損傷に関する想定に基づくものと思われる。そのため、より新型のプラント設計や、MCR構成との整合性を再検討する必要がある。さらに、

居住性に関わる懸念によるMCR退避の基準は、米国の基準ではなく、日本のガイダンスや慣行に基づくべきである。

火災PRAガイドでは、運転員がMCRから退避せざるを得ない火災の初期段階の取扱いが簡略的に記載されている。ガイダンスでは、運転員がMCRから退避せざるを得ない状況の全体頻度を推定することに専ら焦点を当てている。また、MCRにおける火災の機能面への影響や、運転員が緩和しなければならないMCR退避の結果として生じるイベントシナリオの進行を、解析者がどのように説明すればよいのか、このガイドに言及はない。

TACは、日本の原子力発電所の中央制御室外原子炉停止盤（Alternate Shutdown System）設計の詳細に関する知識を有していない。米国の多くのプラントでは、中央制御室外原子炉停止盤のパネルからは、一部の機器しか操作できない仕組みになっている。さらに、火災による故障モード（誤信号等）の影響に関して、所与のタイム・ウインドウで実行できる現場での運転員行動（遮断器、モータコントロールセンタ、現場でのバルブ手動操作）で軽減することができない可能性もある。したがって、実際には、MCR火災は、プラント固有の設計や特定の火災損傷によっては、中央制御室外原子炉停止盤や他の現場操作では完全に元に戻すことができないある機器の機能停止ないしプラント応答を招く可能性がある。火災PRAガイドでは、これらの運転員によって回復不可能な故障モードを簡略的な解析でどのように対応すべきかガイダンスを示すべきである。

火災PRAチームは、以下の解析に関するガイダンスを改善すべきである。

- MCBまたは運転員制御コンソールに影響をもたらす火災に対するPRAターゲットセットの体系的同定
- MCR退避基準に関する推奨
- 運転員MCR退避後のMCR火災損傷による機能的影響の取扱い

デジタルシステムに対する火災の影響

TACは、試行的適用の終了後、火災PRAチームがデジタル計装・制御・防護システムキャビネットと相互接続ケーブルに影響をもたらす火災を評価する方法とガイダンスを強化する意向を有していると理解している。本セクションでは、こうした解析の特定の要素に対するTACの提言について説明する。火災PRAチームは、試行的適用と並行して、こうした解析の下支えとなる調査と予備的手法の開発を行う必要がある。

火災PRAガイドには、デジタル計装・制御システムに影響をもたらす火災の解析に関するガイダンスは含まれていない。これらの解析に関して、(1) 光ファイバケーブルの火災損傷評価、(2) デジタル信号処理キャビネットへの火災損傷による機能的影響の決定、の2点が特に重要となる。

いくつかの日本の原子力発電所では、デジタル計装・防護・制御システムが完全に統合されている。国際的経験から、多くのプラントが、特定のシステムや機能（核

計装、給水制御、タービン発電機制御、一部の電気系統防護機能、新規設置事故管理システム等)に分散型デジタル計装・制御を採用している可能性が高いと思われる。このようなデジタル活用は、旧型のプラントがより現代的な制御装置へと改修を進めている中で増え続けるとと思われる。もちろん、新たなプラントでは、デジタルシステムに幅広く依存するだろう。

光ファイバケーブルは、幅広くデジタルシステムに使用され、一部のアナログ・デジタルハイブリッド用途に使用されている。これまで、光ファイバケーブルの熱損傷しきい値を検証する調査や試験は限られていた。その他の調査は一般に、光ファイバケーブル火災による損傷で誤信号が発生することはない(あるいはその条件付確率は極めて低い)と結論づけている。国内プラントにおいて火災がもたらすリスクの包括的評価を支援するために、火災PRAガイドは、光ファイバケーブルへの火災による損傷の取扱い方について、利用可能な知見やガイダンスの明確な理解を解析者に提供する必要がある。

デジタル信号処理モジュールを搭載したキャビネットでは、火災による損傷や高温により誤信号が発生する可能性がある。そのため、光ファイバケーブルへの火災による損傷で生じうる故障モードと、デジタル信号処理キャビネット内の火災による損傷で生じうる故障モードとを、ガイドでは明確に区別する必要がある。

デジタルシステムの解析は、国際的なPRAコミュニティにおいて進展しつつあるトピックである。ソフトウェアの信頼性を評価する方法、起こりうる共通原因故障を評価する方法、そして予期せぬソフトウェア応答を特定する方法は、いまだ十分に成熟していない。それでも大幅な進捗が見られ、解析者はこれらのシステムに対するモデルの開発を進めている。もちろん、これらのシステムやモデルの経験が増加するにつれて、集合知も増え、これらの解析のガイダンスも確実に改善されることになる。同様の見方は、目下まきに行われているPRAモデルに組み込まれ、定量化されつつある、リスク評価の科学における他の多くのトピックにも当てはまる。不完全な知識を補うために、保守的な想定、包絡モデル、不確かさの注意深い評価が用いられる。

デジタルシステム解析手法のいくつかの要素はまだ進展する性質をもつものの、火災損傷による潜在的影響を評価し、その影響をPRAモデルにどのように取り入れるかを定めるために用いられる、実用的ガイダンスを解析者に提供することは可能と思われる。

例えば実際のところ、解析者は、各デジタルシステムキャビネットからの特定の入出力信号に関する情報や、信号処理モジュールの機能論理に関する情報を有しているはずである。したがって、キャビネットへの火災損傷による生じうる影響(特定の出力信号の喪失やそれらの信号の誤作動等)を特定することは可能と思われる。非常に複雑なキャビネットの場合、信号状態の全ての組み合わせについて条件付確率を決定する詳細解析を実施することは、実際的ではないかもしれない。しかし、システム設計、各キャビネットの機能、キャビネットの空間構成によっては、そのような詳細解析は不要かもしれない。レベル1およびレベル2PRAモデルの機能的影響に基づいて、出力信号の「最悪」の組み合わせが発生する、と想定するだけで十

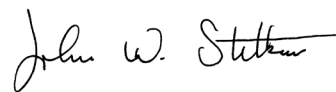
分かもしれない。初期解析から、特定のデジタル信号処理キャビネットの火災損傷がリスク上重要だと示された場合、解析者は、それらの回路をより詳細に検討する必要がある。アナログ信号処理回路（リレーや銅線等）を用いたキャビネットの火災損傷の解析にも、同様の段階的な方法がよく用いられてきている。

火災PRAチームは、以下の解析に関するガイダンスを策定すべきである。

- 光ファイバケーブルの、熱損傷基準と火災損傷による機能的影響
- デジタル信号処理キャビネットへの火災損傷による機能喪失モードの評価

TACは、国内各原子力発電所の高品質なフルスコープPRAにとって、非常に重要な要素であるこのガイダンスの改善を続けていく中で、NRRC火災研究チームとの今後の協業に期待している。

敬具



ジョン・W・ステットカー
委員長

REFERENCES

1. Nuclear Risk Research Center, "Fire PRA Guide – An Update of NUREG/CR-6850 for Use by the Japanese Nuclear Industry," NRRC Report O20001, Central Research Institute of Electric Power Industry, March 2020 (English), June 2020 (Japanese).
2. "Fire PRA (FPRA) Guide – Status of NRRC Fire PRA Guide and Relevant Activities," Presentation to NRRC Technical Advisory Committee, July 2021, Proprietary.
3. "Fire PRA (FPRA) Guide – Details of Revised Guide with External Comments in FY2018," Presentation to NRRC Technical Advisory Committee, July 2021, Proprietary.
4. Stetkar, J. W., "Comments and Questions on Fire PRA Guide, March 2020," June 27, 2021, Confidential.
5. Technical Advisory Committee individual members' comments and questions on "Group A – Comments and Questions on Fire PRA Guide, March 2020," July 8, 2021, Confidential.
6. Technical Advisory Committee individual members' comments and questions on "Group B – Comments and Questions on Fire PRA (FPRA) Guide – Details of Revised Guide with External Comments in FY2018," July 8, 2021, Confidential.

7. Technical Advisory Committee individual members' comments and questions on "Group C – Comments and Questions on Fire PRA (FPRA) Guide – Status of NRRC Fire PRA Guide and Relevant Activities," July 8, 2021, Confidential.
8. NRRC Fire PRA Team responses to comments and questions on "Group A – Comments and Questions on Fire PRA Guide, March 2020," July 19, 2021, Confidential.
9. NRRC Fire PRA Team responses to comments and questions on "Group B – Comments and Questions on Fire PRA (FPRA) Guide – Details of Revised Guide with External Comments in FY2018," July 17, 2021, Confidential.
10. NRRC Fire PRA Team responses to comments and questions on "Group C – Comments and Questions on Fire PRA (FPRA) Guide – Status of NRRC Fire PRA Guide and Relevant Activities," July 21 2021, Confidential.
11. Nagata, Y., T. Uchida, T. Yoshida, and K. Shirai, "Estimation of Generic Fire Ignition Frequency Distributions for Japanese Nuclear Power Plants," Draft, July 2021.
12. Technical Advisory Committee of the Nuclear Risk Research Center, "Fire Research Activities," June 6, 2015.
13. Technical Advisory Committee of the Nuclear Risk Research Center, "Current Status of Fire PRA Research Activities," May 27, 2017.
14. Stetkar, J. W., "Comments and Questions on Fire PRA Guide, Draft, September 2018," November 20, 2018, Confidential.
15. Technical Advisory Committee of the Nuclear Risk Research Center, "Proposed NRRC Research Plan for Fiscal Year 2020," November 19, 2019.
16. U.S. Nuclear Regulatory Commission and Electric Power Research Institute, "EPRI / NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities," NUREG/CR-6850, EPRI 1011989, September 2005.
17. U.S. Nuclear Regulatory Commission and Electric Power Research Institute, "Fire Probabilistic Risk Assessment Methods Enhancements," NUREG/CR-6850 Supplement 1, EPRI 1019259, September 2010.