

## 火災回路解析に関する米国調査結果

令和5年5月25日  
技術基盤課  
火災対策室  
検査監督総括課  
システム安全研究部門

### 1. 概要

第12回技術情報検討会<sup>1</sup>において、「回路の故障が2次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性」が、要対応技術情報と分類され、将来的な火災影響評価ガイドへの反映可否を含めた検討が開始された。令和3年6月には、NRA技術ノート「米国における火災時安全停止回路解析の調査」が発行され、安全停止回路解析の概要、関連する米国原子力規制委員会（NRC）規制活動とともにいくつかの事業者事象報告書（LER）が紹介された。LERには、NRCが実施する3年毎火災防護検査等において発見、指摘された具体的な課題（潜在的課題含む）が含まれていることから、技術基盤課で調査を行い、第51回技術情報検討会において、「火災時安全停止回路解析に関わる米国事業者事象報告書の調査」として結果を報告した。具体的実施項目等について、第52回技術情報検討会において報告した。

今般、実施項目のうち、「火災防護関連の検査について、NRCへ検査官等を派遣し情報収集」について、結果概要を報告する。なお、実施項目のうち、「米国火災防護規制の最近の動向の調査」及び「関連するNRCの審査及び検査制度についての文献調査」については、調査結果をとりまとめ、別途技術情報検討会に報告する予定である。

### 2. 米国における調査の概要

米国の火災防護規制における基本概念としては、火災の発生防止、火災の感知・消火及び火災の影響軽減であるが、これらを実現する法体系として、決定論に基づくものと、確率論に基づくものの2つがある（参考1）。

火災の影響軽減に紐付く「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対して、決定論に基づく場合、検査では、系統分離対策（防護が必要な系統を特定し適切な分離対策が実施されているか）を確認する。一方、確率論に基づく場合、検査では、回路レベルでの火災時安全停止解析を行い安全性（火災区域毎に火災シナリオの同定及び事故シーケンスの定量化を行い、プラント全体に対するリスクが小さいか）を確認する。

火災回路解析は、主に後者の確率論による火災安全を確認する方法として、回路レベルでの火災時安全停止解析の一環として、火災シナリオの同定、事故シーケンスの定量化等に用いられている。

<sup>1</sup> 平成27年1月19日

2022年11月25日から12月17日までの期間、米国に出張し St. Lucie 原子力発電所<sup>2</sup>において NRC が実施する3年毎の火災防護検査 (FPTI) に同行し、検査の実施状況を観察した。火災回路解析の実施状況を含め、観察した検査活動について報告する(詳細は、別添参照)。

### (1) 検査の観点

- ・ 本報告では主に NRC が「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」の観点から実施した検査の状況について報告する。

### (2) 検査の前提

- ・ St. Lucie 原子力発電所は、火災防護に関する規制適合性を示す際に、確率論的アプローチを選択したプラントである。具体的には、10CFR50.48 (火災防護) の (C) 及び NFPA805<sup>3</sup> に適合している。
- ・ 米国では、許認可ベースとなっている Standard Licensing Condition の範囲内であれば規制当局の許可なく、事業者がリスク評価を含む技術評価により規制要求を満たしていることを確認した上で、火災防護プログラム (FPP) を変更することができる。(これを Self-Approved Change to FPP と呼ぶ)
- ・ NFPA805 適合プラントにおいては、リスク増分が許容範囲内 ( $CDF^4 < 1E-7$ /年) であればリスク増加を伴う火災防護プログラムの変更 (届け出不要) を許容している。
- ・ 火災ハザード解析・火災 PRA・火災時安全停止解析を実施し、その結果を火災防護プログラムに反映している。

### (3) 検査の実施状況

#### ステップ-I

サンプルの選定：火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持を行う上で重要な機器のうち、今回の検査では「補助給水システム」を検査サンプルとして選定した。

#### ステップ-II

検査方針の策定：任意の火災区域にて電動補助給水ポンプを有する系統1系統 (A系) を機能喪失させる火災が発生した際に、もう1系統 (B系) が喪失しないよう事業者が整備している火災防護策を確認する。

#### ステップ-III：具体的な作業

III-1：火災により A 系の機能を喪失させる可能性のある機器の特定

III-2：火災解析における当該機器の扱いの調査

III-3：当該機器について、火災区域の特定、火災防護策の特定、対策不要としている場合の判断の妥当性の検証の実施

<sup>2</sup> フロリダ州セントルーシー郡

<sup>3</sup> National Fire Protection Association 「軽水炉を対象としたパフォーマンスベースの火災防護基準」

<sup>4</sup> Core Damage Frequency: 炉心損傷頻度

III-4：プラントの状態が各種火災解析（火災ハザード解析・火災 PRA・火災時安全停止解析）の前提／モデルと整合していることの確認

#### （4）火災回路解析の実施状況

- ・ 作業内容

火災時安全停止解析において事業者が実施している火災回路解析を再現し、その結果に間違いがないことを確認した。

- ・ 検査対象機器の選定

補助給水（電動ポンプ）系統 A 系と B 系を接続するクロスタイバルブ（電動弁）を火災回路解析のサンプルに選定した。特定の電気室において火災が発生した場合、補助給水（電動ポンプ）系統 B 系が機能喪失する。同電気室には、クロスタイバルブ（電動弁）のモーターコントロールセンタ（MCC）が設置されており、補助給水（電動ポンプ）系統 B 系の機能喪失と同時に火災の影響を受けることから、A 系と B 系の同時機能喪失が懸念される。

- ・ 火災回路解析の実施

電気工学の知識を有する検査官が、シーケンス図（EWD 方式）を用い、火災時の短絡・地絡を想定した回路の動作をシミュレーションした。その結果、火災時に当該クロスタイバルブ（電動弁）のモーターコントロールセンタがダメージを受け、これによりモーターコントロールセンタ内の回路に短絡・地絡が発生したとしても、ホットショートにより当該バルブが誤開することがないことを確認した。

これをもって NRC 検査官は「当該電気室の火災において当該電動弁を対応不要と分類していること」との火災時安全停止解析における判断が妥当であることを確認した。

### 3. 今後の対応

我が国では、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第 11 条（火災による損傷の防止）第 3 号において、発電用原子炉施設の火災により発電用原子炉を停止する機能が損なわれないようにするための措置を講ずることが要求されており、火災防護審査基準<sup>5</sup>に沿って決定論に基づく審査が行われている。具体的には、米国の決定論に基づく審査と同様に系統分離対策を確認しており、火災回路解析については確認していない。

米国では、具体的な検査方針を策定（「補助給水システム」をサンプルとして、事業者の火災防護策の妥当性等を確認）し、機器の特定、火災解析における当該機器の扱い、火災防護対策の妥当性等を確認していることを実際に知ることができた<sup>6</sup>。また、日米における火災防護に対する規制の違いはあるものの、NRC のアプローチは、火災の影響軽減対策に係る検査において、火災防護プログラムに不備があった場合、火災

<sup>5</sup> 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準

<sup>6</sup> なお、我が国においても、関西電力株式会社美浜発電所 3 号機における火災防護の不備に関する検査において、同様のアプローチで確認を行った。（令和 4 年第 25 回原子力規制委員会（令和 4 年 7 月 22 日））

が火災区画内の安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、どのような影響を与えるかといった観点からの指摘を行う上で有意義だと考えられる。

日本では、原子力規制庁が、米国における火災時安全停止回路解析の調査、及び米国における火災防護検査に関する調査（電気関係）を行い、その結果を NRA 技術ノート<sup>7</sup>として公表している。また、火災回路解析から得られた知見として、原子力規制庁は、昨年5月に被規制者向け情報通知文書「原子力発電所の火災時安全停止能力に関わる米国運転経験調査から得られた潜在的懸案事項」を発出している。

以上を踏まえ、今後、中・長期的対応として、収集した情報を分析し、規制への反映の要否について検討することとしたい。

なお、原子力エネルギー協議会（ATENA）は、短期対応として LER 情報の分析を昨年度中に、中長期対応として火災 PRA における回路解析を検討するとしており、「回路故障モード尤度解析」を 2023 年度までに試行予定としており（参考2）、これらについても適宜、聴取することとする。

#### 別添 火災回路解析に関する米国の火災防護検査の現地調査結果

参考1 米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件の調査結果とそれを踏まえた対応（案）（第49回技術情報検討会資料49-2-3）

参考2 火災時安全停止回路解析に係る検討状況について（令和4年11月18日面談資料）

---

<sup>7</sup> NTEN-2021-1001 米国における火災時安全停止回路解析の調査  
NTEN-2023-1001 米国における火災防護検査に関する調査（電気関係）

## 火災回路解析に関する米国の火災防護検査の現地調査結果

## (1) 検査のスコープ

- ・検査ガイド (71111<sup>[1]</sup> ATTACHMENT 21N.05) は、FPTI において以下の①～④の項目についてサンプル (検査対象) を選定し、検査することを要求している。今回の FPTI では、①の検査の一環として火災回路解析が実施された。

- ①火災発生後の安全停止 (SSD) を達成する上で必要となる設備 (規制要求を満たす上で考慮 (クレジット) されている設備)
- ②火災の防止・検知・抑制の機能を有する設備 (規制要求を満たす上で考慮 (クレジット) されている設備)
- ③火災防護プログラム (FPP) の下で実施される管理の運用状況
- ④FPP の変更の妥当性<sup>8</sup>

## (2) 検査の前提

- ・米国においては、事業者課される火災防護に関する規制要求は発電所毎に異なっている<sup>9</sup>。St. Lucie 原子力発電所は、10CFR50.48 (火災防護) の (C) 及び NFPA805<sup>[2]</sup> (軽水炉を対象としたパフォーマンスベースの火災防護基準) に沿って、リスクインフォームドかつパフォーマンスベースのコンセプトの下で FPP を運用している。St. Lucie 原子力発電所のような NFPA805 適合プラントにおいては、規制当局への届け出を必要としない FPP の変更 (Self-Approved Change to FPP) の範囲が、NFPA805 に適合していないプラントに比較して拡大している。具体的には、NFPA805 適合プラントにおいては、リスク増分が許容範囲内 ( $CDF^{10} < 1E-7$ /年) であればリスク増加を伴う FPP の変更 (届け出不要) を許容している。

→同行した検査において、NRC 検査官は、事業者が 10CFR50.59 (変更、試験及び実験) に従い、NRC への届け出せずに行った FPP の変更について、技術的な見地からその妥当性を確認していた。

- ・St. Lucie 原子力発電所は、NFPA805 適合プラントであり、NRC が RG 1.205<sup>[3]</sup> において部分的にエンドースしている民間基準 NEI04-02<sup>[4]</sup> (10CFR50.48 (C) のもとでのリスクインフォームド/パフォーマンスベースである火災防護プログラムの適用に関するガイダンス) に沿って火災ハザード解析 (FHA)・火災 PRA (FPRA)・火災時安全停止解析 (Safety Shutdown Analysis (SSA) 又は Nuclear

<sup>8</sup> 米国では、許認可ベースとなっている Standard Licensing Condition の範囲内であれば規制当局の許可なく、事業者がリスク評価を含む技術評価により規制要求を満たしていることを確認した上で、火災防護プログラム (FPP) を変更することができる。(これを Self-Approved Change to FPP と呼ぶ)

<sup>9</sup> 例えば、1979年1月以前に運転を開始したプラントとそれ以降のプラントでは、火災防護に関する規制要求が異なる。

<sup>10</sup> Core Damage Frequency (炉心損傷頻度)

Safety Capability Analysis (NSCA)<sup>11)</sup> を実施し、その結果を FPP に反映している。

→同行した検査において NRC 検査官は、これら解析結果と実際のプラントの状況に差が生じていないことを確認する目的で、常にこれら解析結果を参照しつつ活動していた。この検査を行う上では、これら解析結果はもちろんのこと、これら解析を行う上で遵守すべき規制要求及び技術基準等 (NRC がエンドースしている民間基準含む)<sup>12)</sup>の存在が前提となっていた  
[1]~[8]。

・火災時のプラントの停止能力を確認することを目的に行われる NSCA/SSA において、SSD に必要となる機器の機能を確保する上で運転員の対応操作/リカバリーアクションを考慮する (クレジットをとる) ことが認められている。

→同行した検査において NRC 検査官は、火災防護のための設計/設備とともに火災時の運転員の対応操作/リカバリーアクションに注力していた。

### (3) 検査の実施状況

・NRC の検査官が実施した検査活動のうち、日米で違いが際立つものとして火災時 SSD 達成能力の検証を目的とした検査活動の実施状況について紹介する。なお、この検査活動の一環として回路解析が実施されている。

#### ●ステップ-I : サンプルの選定

##### ■作業の実施

内部事象 PRA の機器ランキングに加え、ライセンシングベース書類 (LBD) となっている各種火災解析 (FHA、FPRA、SSA 又は NSCA) の報告書を参照し、プラントの火災リスクプロファイル及び SSD 達成上重要な機器類を把握した後、サンプルを選定した。

##### ■作業の結果

「補助給水システム」を検査サンプルとして選定した。当該プラントにおける火災時に SSD を達成する上での補助給水システムの役割と特徴は、以下の通り。

・当該プラントは 2 基の蒸気発生器 (SG) を有している。火災時には、この SG を活用し、トリップした原子炉の残留熱を除去する。その際の SG への給水は、補助給水システムにより行う。

<sup>11)</sup> NSCA は、火災時に原子炉を出力運転状態から安全停止状態に移行できる能力 (SSD 達成能力) を評価するための解析であり、NSCA 報告書にはプラントが SSD 達成能力を有するとする根拠 (サクセス・クライテリア含む) とその前提が記載されている。この NSCA 報告書には附属書があり、各火災区域 (エリア) 毎に火災特性が記載されている。具体的には各火災区域 (エリア) 毎に、以下の情報が記載されている。

- ・安全上重要な機器の有無
- ・安全上重要な機器が火災により影響を受ける可能性/安全上重要な機器が火災により影響を受けない技術的根拠
- ・安全上重要な機器が火災により影響を受け、SSD 達成に向けた運転操作に支障が生じる潜在的な可能性
- ・安全上重要な機器が火災により影響を受け、SSD 達成に向けた運転操作に支障が生じる潜在的な可能性を踏まえ、これを回避するために事業者が整備した火災防護策
- ・対応が必要ない場合はその理由

<sup>12)</sup> 検査の現場にて NRC 検査官が参照していた規制要求及び技術基準等 (主なもの)

- ・補助給水系統は、電動補助給水ポンプを有する系統（MD-AFW（A）及び MD-AFW（B））とタービン動補助給水ポンプを有する系統（TD-AFW）で構成されている。
- ・当該発電所においては、機器の信頼性及び操作の複雑さ（起動時間や成功確率に影響）の観点から、MD-AFW（A） /（B）は TD-AFW に比べ有利との考えの下、火災時の SSD 達成に向けた運転操作においては、電動補助給水ポンプを有する系統（MD-AFW（A）又は MD-AFW（B））を優先的に使用することとしている。（=クレジットを取っている）
- ・NSCA によれば、MD-AFW は 1 系統のみで火災発生時に SSD を達成できる容量を有している。従って任意の火災区画（エリア）において火災が発生した場合に、MD-AFW（A）または MD-AFW（B）のどちらか一方が健全であることが求められる。

#### ■NRC 検査官からのアドバイス

発電所によっては火災時のみに使用する SSD 機器が存在する。これら機器は、内部事象 PRA のモデルでは考慮されないことから、火災防護の検査において機器の重要度を見定める上では、FPRA を参照することが重要である。

#### ●ステップ-II：検査方針の策定

##### ■作業の実施

検査チームの各メンバーが事業者から取り寄せた図書を精読した上で、議論を行なった後、チームリーダーが検査方針を策定した。

##### ■作業の結果

St. Lucie2 号機における火災時に SSD を達成する上での各機器/系統の重要性/火災時脆弱性を踏まえつつ、以下の検査方針が、チームにて共有された。

- ・各種火災解析（FHA、FPRA、SSA 又は NSCA）を参照することにより、任意の火災区域（エリア）にて MD-AFW 1 系統を機能喪失せしめる火災が発生した際に、同火災によりもう一方の MD-AFW 系統が喪失しないよう事業者が整備している火災防護策を特定し、その内容が妥当でありかつこれら火災防護策が機能を発揮できるようプラントの状態が維持されていることを確認する。

#### ●ステップ-III：具体的な作業

- III-1：火災により損傷することで MD-AFW（A）の機能を喪失せしめる可能性のある機器の特定。

##### ■作業の実施

「火災発生時に動作不能となる又は誤動作することで MD-AFW（A）の機能を喪失せしめる可能性のある機器は、動的機器に限定される」との考え方の下、配管計装図（P&ID）を参照し、火災時にダメージを受けることにより MD-AFW（A）の機能に悪影響を及ぼす可能性のある機器をリストアップした。この作業において、ホットショートによる回路の誤動作を考慮している。

## ■作業の結果

以下の機器を特定した。

- ・ MD-AFW (A) に属する動的機器：ポンプとそのサポート系、電動弁、空気作動弁：火災によりこれら機器が設計通りに動作しなければ、SG(A)に水を供給できない可能性あり
- ・ MD-AFW (A) と MD-AFW (B) を接続するクロスタイバルブ（電動弁）：火災によりこの弁が誤開した場合、SG (A) に供給すべき水が、SG(B)に流れてしまう可能性あり
- ・ MD-AFW (A) を主給水管に接続する系統の空気作動弁：火災によりこの弁が誤開した場合、SG (A) に供給すべき水が別の系統に流出してしまう可能性あり

- III-2：前ステップにてリストアップしたそれぞれの機器について、火災時にSSDを達成する上で機能維持が求められるか否かを見極めることを目的とした各種火災解析（FHA、FPRA、SSA 又は NSCA）における当該機器の扱い（クレジットの有無）の調査

## ■作業の実施

Essential Equipment List を参照し、各機器が各種火災解析（FHA、FPRA、SSA 又は NSCA）においてクレジットされているか否かを見極め、いずれの解析にもクレジットされていない機器については、検討対象から除外した。

- III-3：前ステップにて検討対象とした機器についての「これを機能喪失に至らしめる火災区域の特定」「特定された火災区域にて火災が発生した際に、MD-AFW (A) と MD-AFW (B) の両方が機能喪失しないように事業者が整備している火災防護策の特定」「特定された火災区域（エリア）にて対策不要としている場合において、その妥当性の検証」の実施

## ■作業の実施

NSCA 報告書を参照し、上述の「①火災区域（エリア）の特定」を実施し、次に「②火災防護策の特定」「③対応不要との判断の妥当性の検証」を実施した。

## ■作業の結果

以下の火災防護策を特定した。

- ①中央制御室にて火災が発生した際の遠隔操作盤への切り替え操作：中央制御室にて火災が発生した場合、この対応を講じなければ MD-AFW (A) と MD-AFW (B) の両方が機能喪失する。
- ②現場における TD-AFW を起動：火災において MD-AFW (A) と MD-AFW (B) の両方が機能喪失する事態を回避できることが NSCA により示されているものの、FPRA の結果を踏まえ、EDG の信頼性が低いことに起因して、MD-AFW (A) と MD-AFW (B) の両方が機能喪失する可能性（確率）は無視しえないとの認識から、事業者は現場における TD-AFW 起動を火災防護策として整備している。（深層防護の位置づけ）



○III-4：プラントの状態が NSCA/SSA の前提／モデルと整合していることの確認

■作業の実施

- ・前ステップで特定した NSCA/SSA において考慮されている運転操作/リカバリアクションの実行可能性を現場にて確認した。
- ・前ステップで特定した NSCA/SSA において考慮されている運転操作/リカバリアクションを実施するために整備されている手順書の内容を確認した。

■作業の結果

- ・手順書を携え事業者とともに実施した現場ウオークダウン（Job Performance Watch/操作模擬を含む。）及び手順書の内容についての事業者へのヒアリングにより、「①中央制御室にて火災が発生した際の遠隔操作盤への切り替え操作」及び「②現場における TD-AFW を起動」が実現可能であることを確認した。

（4）回路解析の実施状況

NRC 検査官は、検査対象とした補助給水系の系統に属する機器を対象に回路解析を実施した。

①作業内容

NSCA において事業者が行った回路解析を再現し、事業者が実施した回路解析が間違っていないことを確認した。

②NSCA に基づくサンプル（検査対象機器）の選定

火災により損傷することで MD-AFW (A) の機能を喪失せしめる可能性のある機器として特定された MD-AFW (A) と MD-AFW (B) をつなぐラインに設置されているクロスタイバルブ（電動弁）を回路解析のサンプルに選定した。サンプル選定に際して考慮した情報は、以下の通り。

- ・当該電動弁は通常閉であるが、MD-AFW (A) 又は MD-AFW (B) のどちらか一方が機能しない状況において、クロスタイバルブ（電動弁）がホットショート（地絡及び短絡）により当該バルブが誤開してしまったら、AFW 両系統が機能喪失する。
- ・NSCA を参照したところ、特定の電気室にて火災が発生した際に、MD-AFW (B) が機能喪失する。当該電気室には、クロスタイバルブ（電動弁）のモーターコントロールセンタ (MCC) がある。NSCA では、当該バルブを FOFD (Free of Fire Damage/対応不要) と分類している。これは当該電気室にて火災が発生した場合、MD-AFW (B) が機能喪失しかつ当該電動弁も機能喪失するものの、その際にホットショートにより当該バルブが誤開して MD-AFW (A) が機能喪失に至る可能性がないことを意味する。

③回路解析の実施

NRC の検査チームの中で電気工学の知識を有する検査官が、シーケンス図 (EWD

方式) を用い、火災時の短絡・地絡を想定した回路の動作をシュミレーションした。その結果、火災時に当該クロスタイバルブ(電動弁)のMCCがダメージを受け、これによりMCC内の回路に短絡・地絡が発生したとしても、ホットショートにより当該バルブが誤開することがないことを確認した。これをもってNRC検査官は「当該電気室の火災において当該電動弁をFOFD(対応不要)と分類していること」が妥当であると判断した。

- 別途、検査官向けに今回習得した火災回路解析の手法を解説する資料を作成した。

#### 【参考文献】

- [1] INSPECTION PROCEDURE 71111 ATTACHMENT 21N.05 FIRE PROTECTION TEAM INSPECTION
- [2] NFPA 805 “Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants”, National Fire Protection Association
- [3] Regulatory Guide 1.205 “Risk-Informed, Performance-Based Fire Protection for Existing Light-Water Nuclear Power Plants”
- [4] NEI 04-02 revision 2, “Guidance for implementing a risk-informed, performance-based fire protection program under 10 CFR 50.48(c)”, Nuclear Energy Institute
- [5] Regulatory Guide 1.189 “Light-water nuclear power plants fire protection for operating nuclear power plants”
- [6] NUREG/CR-6850 “EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities”
- [7] NEI 00-01 “Nuclear Energy Institute Guidance for Post-Fire Safe Shutdown Circuit Analysis”, Nuclear Energy Institute
- [8] NUREG-1852 “Demonstrating the Feasibility and Reliability of Operator Manual Action Response to Fire”

## 米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件 の調査結果とそれを踏まえた対応(案)

令和 3 年 9 月 9 日

技術基盤課

システム安全研究部門

### 1. 調査の概要

技術情報検討会における「規制対応する準備を進めている情報(要対応技術情報)リスト(案)」の一つである、「回路故障が 2 次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性」<sup>(注 1)</sup>に対しては、将来的な「火災影響評価ガイド」<sup>1</sup>への反映要否を含めて検討を行うこととしていることから、米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件について調査し、NRA 技術ノート「米国における火災時安全停止回路解析の調査(以下「技術ノート」という。)」としてまとめ、令和 3 年 6 月に公表した。技術ノートでは、安全停止回路解析に関連する米国の規制要求と民間規格の関係及びその変遷を整理して米国における回路解析の規制上の位置づけを明確にするとともに、回路解析の概要、関連する米国原子力規制委員会(NRC)の規制活動、事業者の対応事例、解析結果の反映先等を調査し、我が国の火災時安全停止に関する規制要件との関係を整理した。調査の概要は以下のとおりである。

#### (1) 米国の火災防護規制

米国の火災防護規制を図 1 に示す。火災防護に係る規制制度には、決定論及び確率論に基づくものがある。共通する基本概念としては、火災の発生防止、火災の感知・消火及び火災の影響軽減であり、それらは 10CFR50.48、10CFR50 附則 A GDC3、10CFR50 附則 R に明記されている。

##### ① 火災の影響軽減に係る規制要求

火災の影響軽減に紐付く「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件(10CFR50.48)に対して、決定論に基づく審査では系統分離対策が要求され、防護が必要な系統を特定し適切な分離対策が実施されているかを確認する。一方、確率論に基づく審査では回路レベルでの安全停止解析による安全性の裏付けが要求され、CDF<sup>(注 2)</sup>及び LERF<sup>(注 3)</sup>に係るリスクを評価する。関連する規制要求及び審査の概要を別紙 1 に示す。

##### ② 決定論に基づく火災の影響軽減

決定論に基づく火災の影響軽減としては、系統分離対策を要求している。具体的には、同一火災区域内に故障・誤動作の原因になる電気ケーブル(関連する非安全回路を含む)や機器が存在する場合には、a)3 時間の火災障壁による分離、b)20ft(6.1m)以上の水平間隔による分離(その空間に可燃物が無いこと。)及び火災検知器・自動消火設備設置、あるいは c) 1 時間の火災障壁及び火災検知器・自動消火設備設置のいずれかの系統分離対策を実施する必要がある。

<sup>(注 1)</sup> 実際に設備故障が生じた事例はなく、米国における火災時安全停止回路解析で抽出された報告である。

<sup>(注 2)</sup> Core Damage Frequency: 炉心損傷頻度

<sup>(注 3)</sup> Large Early Release Frequency: 早期大規模放出頻度

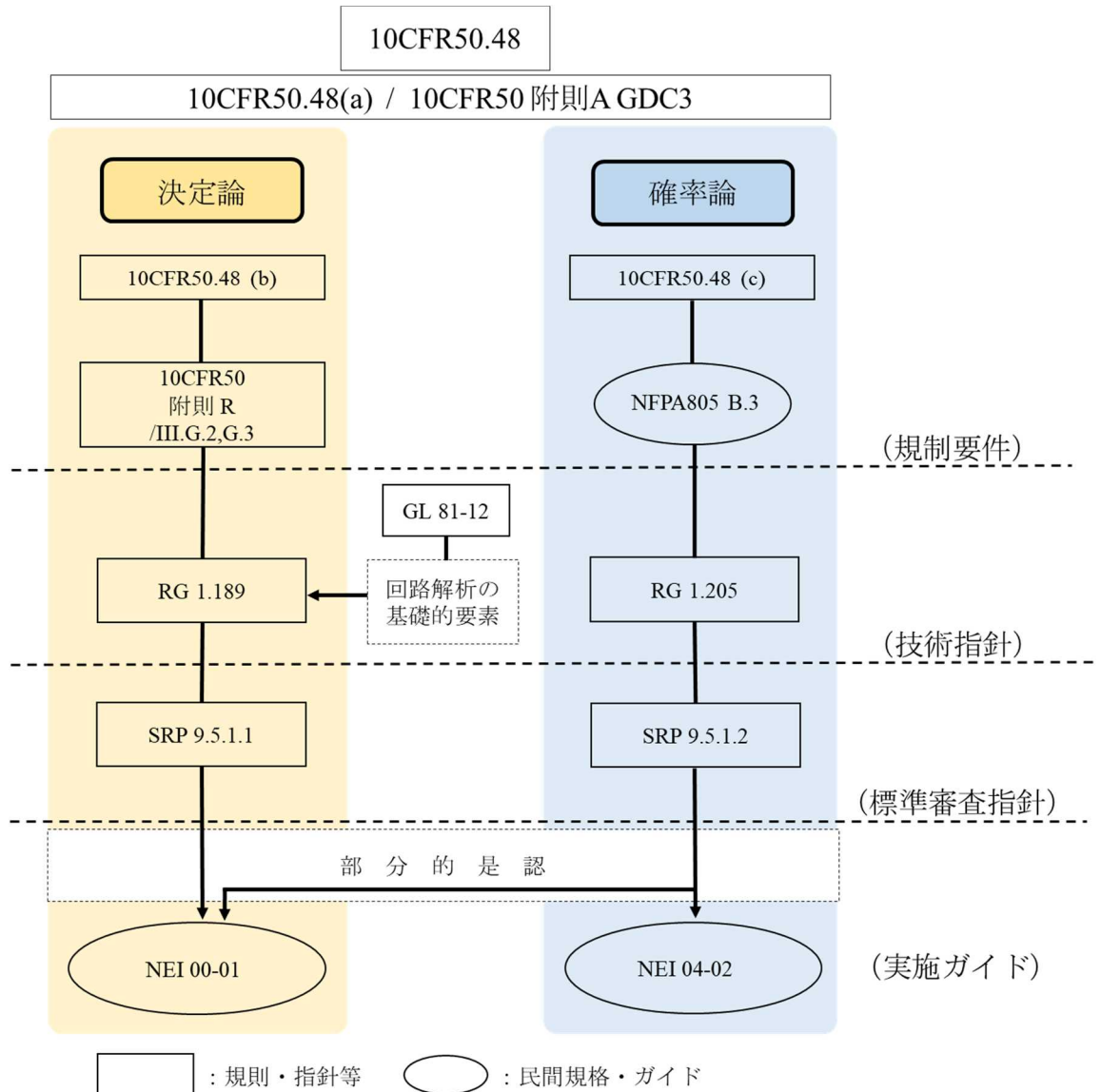


図1 米国の火災防護に係る現行規制

### ③確率論に基づく火災の影響軽減

#### (a)導入の背景

2004年以前は決定論に基づく火災の影響軽減については、10CFR50.48(a)<sup>(注4)</sup>及び10CFR50.48(b)<sup>(注5)</sup>のみが存在し、(1)②の系統分離対策が要求されていたが、当時から技術的要件に適合しないプラントが多数存在していた。

米国の認可制度には、本来の技術的要件に適合しない場合でも、代替となる特定の要件を満たすことによって、暫定的に適合除外が認められる場合があり(適合除外規定: 10CFR50.12)、過去に米国の事業者全体で正式に認可された火災防護に係る適合除外の申請数は数百件に上るとされている。即ち本来の規制要件である 10CFR50.48 が遵守できずに、

(注4) 10CFR50.48(a)は 1979年1月以降に運転認可を受けたプラント及び新規建設炉に対する要件である。

(注5) 10CFR50.48(b)は 1979年1月以前に運転を開始したプラントに対する要件である。

10CFR50.12 に基づく条件付き適合除外の承認を得ることによって、辛うじて運転認可を維持していた。このような状況は 20 年以上放置され続けていたが、適合除外の申請を恒久的に認めるのは 10CFR50.12 の趣旨ではなく、本来の 10CFR50.48 への適合への復帰が目指さなければならないとして、NRC は長年山積した諸々の不適合を総合的に解決する手段として、民間規格 NFPA805 の一部を引用するとともに確率論的規制の要件である 10CFR50.48(c)<sup>(注 6)</sup>を 2004 年に策定した。

#### (b)規制要求の概要

確率論に基づく火災の影響軽減としては、回路レベルでの安全停止解析による安全性の裏付けを要求している。そのため安全停止解析の一部として回路解析が実施される場合がある。最終的には火災区域毎に火災シナリオの同定及び事故シーケンスの定量化を行い、プラント全体のリスクとして  $\Delta CDF$ <sup>(注 2)</sup> と  $\Delta LERF$ <sup>(注 3)</sup> の受容基準<sup>(注 7)</sup> を満足する必要がある。

### (2)回路解析について

#### ①回路解析の概要

回路解析とは、「火災に起因する回路故障を想定する場合も原子炉の安全停止の達成・維持が可能であることを示す」という米国の規制要求を受けて実施される安全停止解析の一部であり、安全停止機能として必要な構築物、系統及び機器 (SSCs) が火災による回路故障 (短絡・地絡・断線・二次火災等による機能喪失) から防護され、安全停止が達成・維持されることを裏付けるために行うものであり、電気ケーブルを含む SSCs について実際の設置位置及び敷設経路を解析情報として、原子炉の安全停止成功パス<sup>(注 8)</sup>に及ぼす火災の影響を (定性的又は定量的に) 評価する解析である (安全停止解析及び回路解析の概要を別紙 2 に示す。)

#### ②回路解析の実施ガイド

回路解析を実施するための具体的手順を記載している民間ガイド NEI 00-01<sup>2</sup> は、NRC が RG1.189<sup>3</sup> で部分的に是認している。また、2004 年には 決定論的規制の代替オプションとしての確率論的評価に基づく民間規格 NFPA805<sup>4</sup> が一部引用され、関連する民間ガイド NEI 00-01<sup>2</sup> 及び NEI 04-02<sup>5</sup> が部分的に是認されている。

#### ③回路解析の活用先

回路解析の結果は、高温停止に必要な機器<sup>(注 9)</sup> 又は安全停止に重要な機器<sup>(注 10)</sup> に対する回路故障が安全停止に及ぼす影響を特定し、火災防護対策が安全停止の達成・維持を保障することを示すために用いられる。

<sup>(注 6)</sup> 10CFR50.48(c)は 2004 年以降に導入されたリスク情報に基づくパフォーマンスベースの要件である。

<sup>(注 7)</sup> リスク増加の受容基準は RG1.174 を参照。

<sup>(注 8)</sup> 原子炉を高温停止及び低温停止にするために必要な安全停止機能を達成及び維持できる SSCs の組合せ。

<sup>(注 9)</sup> 安全停止機能を果たす上で必要かつ十分な機器で、反応度制御、圧力制御、水量制御、崩壊熱除去、プロセス監視、補助機能で構築される安全停止パス上に存在する一次機器とそれらの補助的機能を持つスイッチや計測器等の二次機器。

<sup>(注 10)</sup> 高温停止に必要な機器ではないが、その操作不良 (誤作動) が安全停止に影響を及ぼす機器で、安全停止機能を果たす系統に必要な流路からの分流を生じさせる弁が主なものであり、NEI 00-01<sup>2</sup> の Appendix H に具体的な例が示されている機器。

### (3) 決定論に基づく NRC の規制と事業者の対応

#### ①回路解析に関する NRC の審査・検査

審査:「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対しては、系統分離対策が要求されるため、NEI 00-01<sup>2</sup>に基づく回路解析の実務は審査の対象外になっている。

検査:3 年毎の火災防護検査では、回路解析に関する確認作業が検査手順書(FPTI) IP71111.21N.05<sup>6</sup>に基づき、特定の検査項目<sup>(注11)</sup>が存在する場合に実施される。

#### ②回路解析に関する米国外事業者の対応

事業者は、3 年毎の火災防護検査において火災時安全停止解析又は代替停止解析、火災 PRA の概要版等を提出し、検査官のレビューを受ける。また、回路解析を実施し摘出した火災による多重誤動作(MSO: Multiple Spurious Operation)問題の事例等を LER(Licensee Event Report)で報告する。

## 2. 我が国における回路解析の規制上の扱い

我が国では決定論に基づく審査が行われており、「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対しては、米国の決定論に基づく審査と同様に系統分離対策を要求しているため、回路解析は審査の対象外になっている。

一方、図2に示すように現行規制においても決定論に基づく審査の後に確率論に基づく安全性向上評価が実施されることになっており、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」<sup>7</sup>では、「本評価で対象とする事象については、PRA実施手法の成熟状況に応じ、段階的に拡張していくものとする。」と記載され、内部事象の例として内部火災が挙げられている。したがって、回路解析がその手法の一部である火災 PRA の結果を届け出る制度は整備されている。

<sup>(注11)</sup> ①安全停止に重要な機器<sup>(注4)</sup>であるが安全停止の成功パスを構成しておらず、10CFR50 附則 R/III.G.2 項にも適合しないケーブルが存在する場合及び②安全停止能力に対して潜在的な影響が存在しないことを証明するために回路解析を行っている場合。

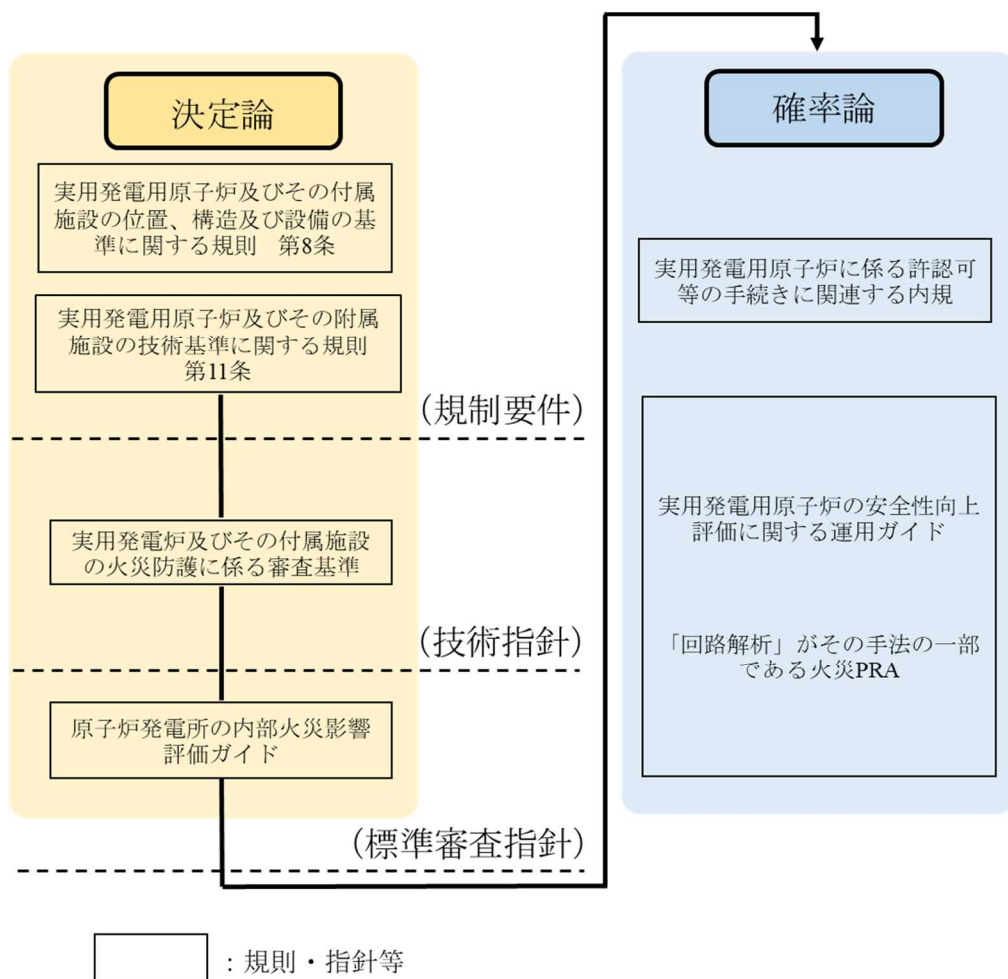


図2 我が国の火災防護に係る現行規制

### 3. 今後の対応

米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件を調査した結果、決定論に基づく審査では、「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対する我が国と米国の系統分離対策は同じであり対策を講じていることから、現時点で回路解析の「火災影響評価ガイド」への反映の必要性は低いものと考えられる。

しかしながら、米国では MSO 等回路故障が安全停止に及ぼす影響を回路解析により幅広く検討し、事業者が不適合事例を報告している。そのため我が国においても火災 PRA 手法（回路解析が手法の一部である）により、その成熟状況に応じて安全性向上評価において段階的に事業者が評価を進めることが想定されることから、事業者における検討状況等について、時期をみて公開で意見を聴取することとしたい。

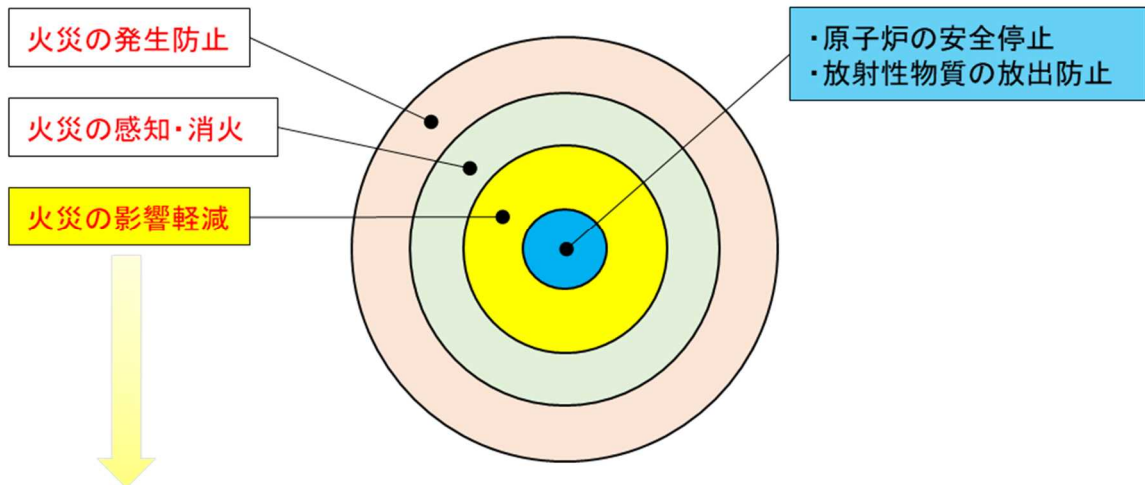
### 参考文献

1. 原子力規制委員会、“原子力発電所の内部火災影響評価ガイド”  
(制定 平成 25 年 6 月 19 日、原規技発第 13061914 号)  
改定 令和元年 9 月 6 日、原規技発第 1909069 号
2. Nuclear Energy Institute, NEI 00-01 Revision 2, “Guidance for Post-Fire Safe Shutdown Circuit Analysis”, H-8p, June 5 2009.
3. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “REGULATORY GUIDE 1.189, October 2009 Revision 2”, C-8p, October 2009.
4. National Fire Protection Association, NFPA805, “Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants”
5. Nuclear Energy Institute, NEI 04-02 Rev.2, “GUIDANCE FOR IMPLEMENTING A RISK-INFORMED, PERFORMANCEBASED FIRE PROTECTION PROGRAM UNDER 10CFR 50.48(c)”, February 2006.
6. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “ATTACHMENT 71111.05T Fire Protection (Triennial),” January 1, 2012, p.1-E3-4.
7. 原子力規制委員会、“実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド”  
制定 平成 25 年 11 月 27 日、原規技発第 1311273 号



## 火災の影響軽減に係る規制要件及び審査の概要

### ■火災防護の基本概念



### ■「火災の影響軽減」に紐づく規制要件、規制要求及び審査

規制要件: 火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持

	決定論に基づく審査	確率論に基づく審査
規制要求	系統分離対策	回路レベルでの安全停止解析による安全性の裏付け
審査内容	防護が必要な系統を特定し適切な分離対策が実施されているかを確認。	炉心損傷頻度(CDF)及び早期大規模放出頻度(LERF)に係るリスクを評価

安全停止解析の一部として回路解析を実施

### ■火災防護に係る規制制度に関する日米比較

日本	米国	米国
決定論	決定論	確率論
系統分離対策が必須 系統分離対策が不十分なプラントは運転することができない。	系統分離対策が必須 系統分離対策が不十分なプラントは運転することができない。	免除規定(10CFR50.12)により代替となる特定の要件を満たすことによって暫定的に適合除外が認められる場合があり、系統分離対策が不十分なプラントでも運転できる。 2004年以降に確率論に基づく規制制度へ移行

## 安全停止解析及び回路解析の概要

### 安全停止解析

A：安全停止機能・系統・パスの決定  
**【安全停止パスの構成要素】**  
 ①反応度制御、②圧力制御、③水量制御  
 ④崩壊熱除去、⑤プロセス監視、⑥補助機能

安全停止 (SSD\*1)機能を阻害する系統と要因も含める。  
 ・ (補給機能を上回る) RPV\*2/RCS\*3水量喪失。  
 ・ (補給機能を上回る) 分流、閉塞。  
 ・ SSDに用いられる補給水系が火災エリア (FA\*4) 内にある。  
 ・ SSDに用いられる崩壊熱除去系がFA内にある。

B：安全停止機器の選定  
 SSD機能を担う機器及び阻害する機器を選出する。

C：安全停止ケーブルの選出  
 ① 選出された機器の運転に必要なケーブル及び動作不良を引き起こすかもしれないケーブルを特定する。  
 ② 当該機器の関連ケーブルも含む。  
 ③ 火災エリアごとに、電線管・ケーブルトレイ、ケーブルの終端を特定する。  
 ④ データを集合し、火災エリアごとにSSDケーブルとSSD機器を整理する。

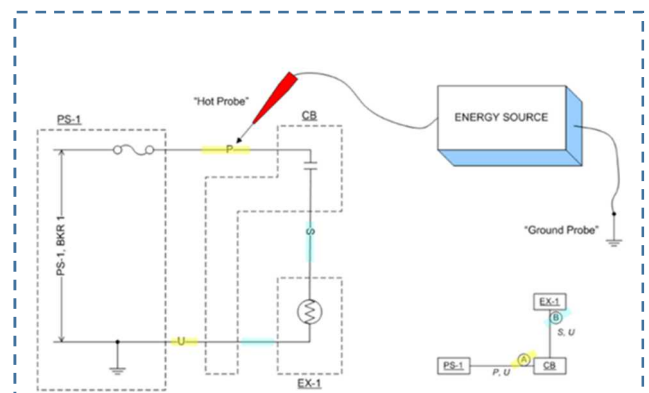
D：火災エリア別評価及び緩和策 (防止策) の立案  
**火災エリア別評価**  
 火災エリアごとにSSD機器への影響を特定し、SSDパスを決定する。  
 回路解析により、各ケーブルのそれぞれの導体について、断線、短絡、地絡の影響を評価する。

**緩和策 (防止策) の立案**

高温停止に必要な機器に対しては以下の対応により安全停止を保証する。  
 ・ 問題を解決するための回路、又は機器の再解析並びに再設計  
 ・ 問題のケーブルの再布設  
 ・ 問題のケーブルに対するAPP. R III.G.2項に沿った保護  
 ・ 基本要件に対する免除・特例措置の申請  
 ・ 火災ハザード解析による正当化  
 ・ 同機能を果たす他の機器を特定し、バックアップを確保

安全停止に重要な機器に対しては以下の対応により安全停止を保証する。  
 ・ 運転員によるマニュアル・アクションを用意  
 ・ 火災モデル評価による正当化

### 回路解析



#### Hot Probe 手法

仮想電源を用いて回路を構成する導体に“Hot Probe が接触した場合”と“Ground Probe が接触した場合”の回路の応答を下表の様に整理する。

表：下記の表記による導体の評価の例

導体	Hot Probe	Ground Probe
P	NC	LOP-BF
S	SO-HS	LOC
U	NC	NC

NC : No consequence (回路への影響なし)  
 SO-HS : Spurious open due to a hot-short (ホットショートにより誤作動 (誤開))  
 LOP-BF : Loss of power due to blown fuse (ヒューズが飛んで回路電圧が喪失)  
 LOC : Loss of Control (制御不能)

- \*1 安全停止 (SSD: Safe Shut Down (以下「SSD」という。))
- \*2 原子炉圧力容器 (RPV: Reactor Pressure Vessel (以下「RPV」という。))
- \*3 原子炉冷却系 (RCS: Reactor Cooling System「以下「RCS」という。))
- \*4 火災エリア (FA: Fire Area (以下「FA」という。))

# 火災時安全停止回路解析に係る 検討状況について

2022年 11月  
原子力エネルギー協議会  
電力中央研究所 原子力リスク研究センター (NRRC)

## 1. はじめに

1

- 2022年3月10日の第52回技術情報検討会において、原子力規制庁より「火災時安全停止回路解析に関わる米国事業者事象報告書 (LER) の調査への対応方針 (案)」が報告され、令和4年度の上期末を目途に、事業者との意見交換を実施したい旨が示された。
- また、5月11日に日本版インフォメーションノート (NIN) 「原子力発電所の火災時安全停止能力に関わる米国運転経験調査から得られた潜在的懸案事項」が通知された。

- 5月11日に日本版IN(第51回技術情報検討会で紹介された、米国の火災時安全停止回路解析に関連する**32件のLER情報**)が発出。
- 新規制基準に適合しているプラントは、**火災時に安全停止に必要な機器に対して系統分離対策を実施**しているため、火災時の安全停止機能は確保されていると考えている。
- 但し、事業者としては自主的安全性向上の取り組みとして今後**短期対応 (LER情報分析による現状把握) を行うとともに、中長期的対応 (火災PRA、回路解析手法検討)**について検討を実施していく方針。

### 【短期対応：LER情報分析】

- INで示された32件のLERに関する情報を収集するとともに、自主的安全性向上の観点で対応が必要なものがないか内容を精査し、必要に応じて対応を検討する。(今年度中目途)

### 【中長期対応：火災PRAにおける回路解析対応】

- 火災PRAは、PRA手法の1つとして回路解析を実施することとしており、2020年6月に原子リスク研究センター(NRRC)にて国内原子力発電プラントを対象とした火災PRAガイドを策定。
- 2022年度は、モデルプラントによる火災PRAガイドの実機評価適用研究の2年目であり、2021年度に収集したケーブル情報に基づき、火災PRAにおけるタスク16「回路故障モード尤度解析」を2023年度までに試行予定。

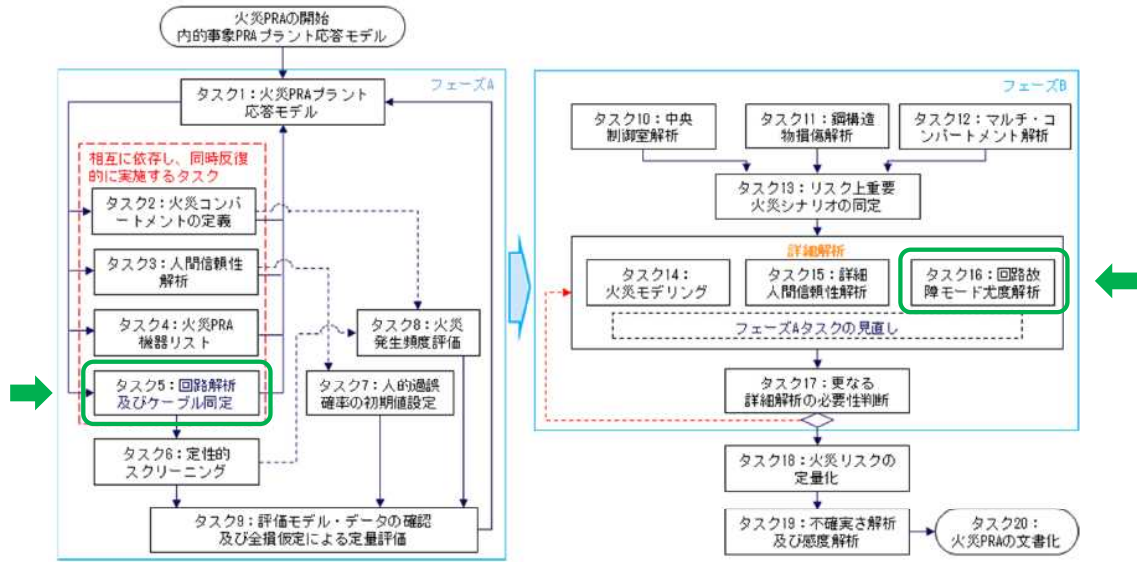


図 火災PRA 全体フローチャート

表 火災PRAを構成する各タスクの概要 (回路解析関連抜粋)

タスクタイトル		概要
5	回路解析及びケーブル同定	<ul style="list-style-type: none"> <li>火災PRA機器リストに登録された機器に係る基事象の機能喪失を発生させる回路要素 (ケーブル、電源、インターロック) を同定</li> <li>上記で同定されたケーブルの配置を同定</li> <li>回路要素間の依存性を同定</li> <li>機器、故障モード、ケーブル、電線路、火災コンパートメントの関連付け</li> </ul>
16	回路故障モード尤度解析	<ul style="list-style-type: none"> <li>リスク上重要なシナリオのケーブル損傷による誤動作確率を回路の設計情報に基づき定量化</li> </ul>

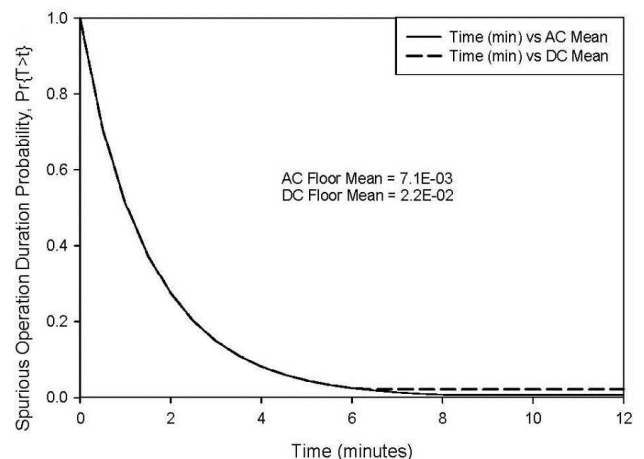
(参考) 国内原子力火災PRAガイドにおける回路解析概要(1/2)

◆ タスク5 : 回路解析及びケーブル同定

- 火災PRA機器の適切な動作に必要な回路及びケーブルを同定
- ケーブル損傷モードとその影響を評価し、火災PRA機器の適切な動作を障害 (含、機器の誤動作) するケーブルを同定

◆ タスク16 : 回路故障モード尤度解析

- 火災によるホットショート故障モード確率の推定
  - ✓ 誤動作に至るホットショートが懸念される回路と故障モード (次頁参照) を同定し、NUREG/CR-7150に記載のデータによる確率算定
- 誤動作継続解析 (右図)
  - ✓ ホットショート解消可能回路についてホットショート状態の継続時間確率推定
- 誤動作確率推定
  - ✓ ホットショート故障モード確率と継続時間確率による誤動作確率推定

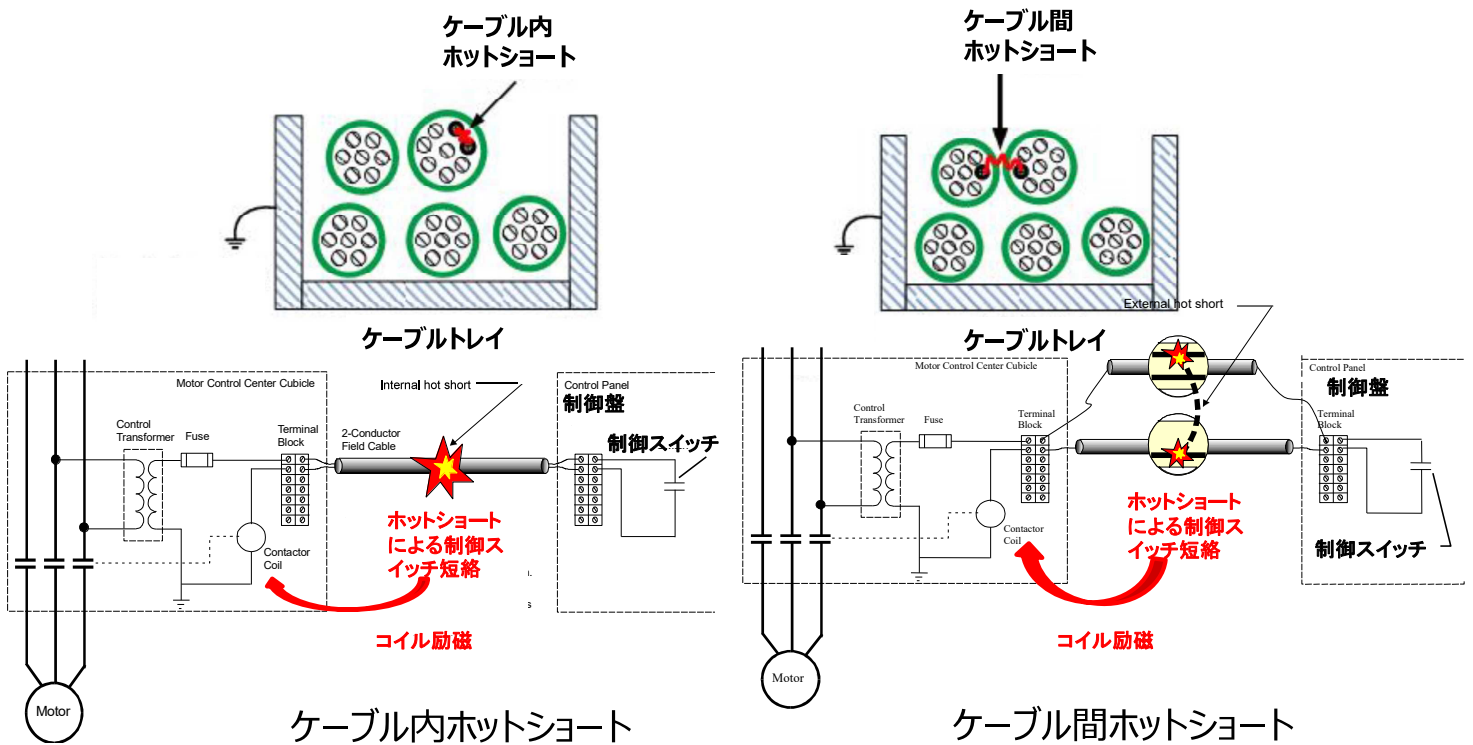


出典 : NUREG/CR-7150 , Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE)

◆ ホットショート

- ケーブル内又はケーブル間の特定の導体が接触する状態。少なくとも短絡している導体の一つが通電状態にあり、解析対象回路への電圧又は電流の印加に至る。

【ホットショート故障モードの例】



(参考) 火災PRA 研究ロードマップ (NRRC HPより抜粋)

項目	ギャップ/解決策	~2020	2021	2022	2023	2024	2025~	
内部火災PRA技術の構築	<ul style="list-style-type: none"> <li>内部火災PRA実施ガイドや国内火災発生頻度データの実機評価適用性が未確認</li> <li>地震誘因火災PRAの知見が不足</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▼実施ガイド<sup>①</sup> 公開<sup>②</sup></li> <li>内部火災PRA手法の整備</li> </ul>					実施ガイド改訂 <sup>②</sup> △	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>内部火災パイロットPRAの調査・計画</li> <li>国内プラント火災発生頻度評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実施ガイド改訂に向けた知見拡充・実施ガイド改訂</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>知見反映</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>知見反映</li> </ul>			
内部火災PRAプロジェクト	<ul style="list-style-type: none"> <li>内部火災PRAガイドの実機評価適用性の確認・向上が必要</li> <li>モデルプラントを対象とした試評価と実施ガイドへのフィードバック</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>▼火災発生頻度<sup>②</sup></li> <li>モデルプラントを対象とした内部火災PRAの試行</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>火災進展解析手法の適用</li> <li>リスクロワイヤル分析<sup>②</sup>△</li> </ul>			<ul style="list-style-type: none"> <li>各社パイロットプラントを対象とした内部火災PRAへ展開</li> </ul>	
火災進展評価技術の高度化	<ul style="list-style-type: none"> <li>NRAによるHEAF(電気盤や母線用バスダクトにおける高エネルギーアーク故障)規制化動向を踏まえたバックフィットへの先手管理</li> <li>実火災を想定した煤煙と熱の伝播によるターゲット損傷条件が不明確</li> <li>実規模電気盤やバスダクトを用いたHEAF火災試験による知見の蓄積</li> <li>火災進展解析に必要な火災モデルの整備</li> <li>国際共同研究や海外機関との連携による最新知見の導入・活用</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ゾーンモデル*(BR12-GRIEPI)リリース<sup>②</sup>▼</li> <li>OECD国際共同研究(複数区画火災: PRISME3)への参画</li> <li>海外機関(EDF, INL)との連携</li> <li>電源盤・バスダクトHEAF火災試験</li> <li>HEAF火災発生防止評価手法提案<sup>①</sup>▼</li> <li>OECD国際共同研究(電源盤・バスダクト火災: HEAF2)への参画</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>火災進展モデルの整備</li> <li>知見反映</li> <li>ゾーンモデル改良版・フィールドモデル**整備<sup>②</sup>△</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>知見反映</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>HEAFのZ01評価手法提案<sup>①</sup>△</li> </ul>			

\* 上下二層の空気層(ゾーン)の形成を前提とした計算負荷の小さい実用モデル  
 \*\* 精緻な空気温度の空間分布が評価可能な数値流体力学モデルで計算負荷が高い