

NRA 技術ノート

NRA Technical Note Series

米国における火災時安全停止回路解析 の調査

Literature Survey on Postfire Safe-shutdown Circuit

Analysis in U.S.

笠原 文雄 松田 航輔 加藤 敬輝 梶島 一

KASAHARA Fumio, MATSUDA Kosuke, KATO Takaki, and KABASHIMA Hajime

システム安全研究部門

Division of Research for Reactor System Safety

原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

令和3年6月

June 2021

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究等の成果をまとめたものです。原子力規制委員会は、これらの成果が広く利用されることを期待し適時に公表することとしています。なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本報告の内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル
電話：03-5114-2223
ファックス：03-5114-2233

米国における火災時安全停止回路解析に関する調査

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ
システム安全研究部門

笠原 文雄 松田 航輔 加藤 敬輝 梶島 一

要 旨

米国原子力規制委員会（NRC：Nuclear Regulatory Commission（以下「NRC」という。）」は、火災時安全停止に係る規制要件の解釈に関するガイダンス（Regulatory Guide 1.189（以下「RG 1.189」という。）」において、火災に起因する回路故障を想定する場合も安全停止の達成と維持が可能であることを安全停止解析で示すことを求めている。RG 1.189 では、このような記述に対する受容可能な解析手法として火災時安全停止回路解析（以下「回路解析」という。）」を記載している。また、回路解析を実施するための具体的手順は、米国原子力エネルギー協会（NEI：Nuclear Energy Institute（以下「NEI」という。）」の民間指針 NEI 00-01 に記載され、NRC が部分的に是認している。

我が国では、「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」（以下「審査基準」という。）」で示される原子炉安全停止のための系統分離対策、すなわち安全停止機能として必要な構築物、系統及び機器（SSC：Structures, Systems and Components（以下「SSCs」という。）」の火災による影響を軽減する対策、を徹底することで、延焼による原子炉の安全機能喪失の可能性を低減している。しかしながら、NRC は、SSCs に接続するケーブル等の火災損傷に起因する機器の多重誤作動（MSO：Multiple Spurious Operation（以下「MSO」という。）」等の発生可能性及びその影響の評価について、電気回路の分析をベースとした解析（回路解析）をガイドで部分的に是認している。MSO は安全停止に及ぼす影響が大きく、回路解析実施による MSO 発生予測事例が米国電力事業者から多数報告されていることを踏まえるならば、リスクの把握による安全停止確保について詳細に分析可能な回路解析手法は重要である。ただし、現状、我が国の火災時における安全停止機能の確保を確認するためのガイドである、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」（以下「火災影響評価ガイド」という。）」には、回路解析の記載はないことから、その要否を判断するために、安全性向上の効果及び手法整備、解析実施の負担、並びに結果の反映先等を総合的に検討することは、火災時安全停止に対する理解を深めることにも資すると考えられる。

本報告書は、先の状況に対する情報として、米国における火災時安全停止に係る規制の状況、実施手順、実施状況、回路解析の例、審査・検査の内容、審査官・検査官の業務等に関する調査結果をまとめたものである。

Literature Survey on Postfire Safe-shutdown Circuit Analysis in U.S.

KASAHARA Fumio, MATSUDA Kosuke, KATO Takaki, and KABASHIMA Hajime

Division of Research for Reactor System Safety,
Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

The U.S. Nuclear Regulatory Commission (hereinafter referred to as “NRC”) describes the postfire safe-shutdown analysis should demonstrate that safe-shutdown can be achieved and maintained even under the consideration of fire-induced circuit failures in the Regulatory Guide 1.189 (hereinafter referred to as “RG 1.189”) for the fire protection in nuclear power plants. The RG 1.189 describes the postfire safe-shutdown circuit analysis (hereinafter referred to as “circuit analysis”) as the acceptable analysis methods due to satisfy such description. An acceptable methodology for the postfire safe-shutdown circuit analysis is provided in the industry guidance document of the Nuclear Energy Institute (NEI 00-01), which was partially endorsed by the NRC.

In the NRA regulation, the following mitigation measures are strictly applied to reduce the possibility of loss of safety function of reactor due to the fire propagation, i.e., the system separation for the safe-shutdown function or the mitigation of fire influence against the function necessary for the safe-shutdown of the structures, system and components (hereinafter referred to as “SSCs”) , described in the NRA review guide “The fire protection examination guide for the nuclear power plant and associated facilities” (hereinafter referred to as “Examination Guide”). However, the NRC partially endorsed the circuit analysis using an electrical circuit diagram in the guide as an acceptable method to evaluate the possibility and influence of fire induced multiple spurious operation (herein referred to as “MSO”) of equipment caused by the fire damage of electrical cables, etc. The MSO has a large impact on the safe-shutdown and many related potential events have been reported by the licensees in USA. Therefore, the circuit analysis is important since it is possible to analyze the risk on safe-shutdown in detail. On the circuit analysis, there is no description in the Japanese evaluation guide “Internal fire hazard evaluation guide for the nuclear power plant (herein referred to as “Fire hazard evaluation guide”). In order to judge the needs of the analysis, comprehensive understanding is necessary in recognizing the effect on safety improvement, the load in developing the analysis methods and activities, in addition to the effective use of the analysis results and

outcome.

This report has summarized the information on the regulatory status of the postfire safe-shutdown in US. It also includes the procedures, examples of the analyses and status of the activities for the examinations and inspections, and working status of regulators and inspectors on the postfire safe-shutdown circuit analysis.

目 次

1. はじめに	1
2. 火災防護に関連する米国規制要件	2
2.1 10CFR50.48	7
2.2 10CFR50 Appendix R	7
2.3 通達 (GL 81-12)	7
2.4 RG 1.189 (NEI 00-01 の NRC 是認部)	7
2.5 10CFR50.48 (c) /NFPA 805	8
2.6 RG 1.205 と NEI 04-02	8
3. 回路解析の概要	9
3.1 米国における回路解析の導入経緯	9
3.2 回路の故障モードの分類	10
3.3 火災時に安全停止に影響を及ぼす非安全系の回路 (関連回路)	16
3.4 回路解析の実施手順	21
3.5 代表的な回路図に対する誤作動シナリオの解析例	23
4. 回路解析に対する米国 NRC の規制活動	29
4.1 回路解析に対する米国 NRC の審査対応	29
4.2 回路解析に対する米国 NRC の検査対応	30
4.2.1 火災防護に係る検査手順書の概要	30
4.2.2 検査項目	31
4.2.3 検査ポイント	31
4.2.4 検査の実施と事業者へ提出を求める図書・情報	33
4.2.5 不適合が発見された場合に NRC が事業者へ要求する対応	37
4.3 回路解析に対する米国 NRC の規制活動例	37
5. 回路解析に対する米国事業者の対応事例	48
5.1 決定論的規制に基づく場合の対応動向	48
5.2 確率論的規制に基づく場合の対応動向	54
6. 米国における回路解析結果の判定に関連する文書の最新動向	55
6.1 NEI-00-01 の概要	55
6.1.1 NEI 00-01 Appendix G “Generic List of MSOs”	55
6.1.2 NEI 00-01 の改訂経緯	56
6.2 JACQUE-FIRE(NUREG/CR-7150)の概要	58
6.2.1 JACQUE-FIRE Vol.1	58
6.2.2 JACQUE-FIRE Vol.2	61

6.2.3	JACQUE-FIRE Vol.3.....	62
6.2.4	ケーブル火災に伴う誤作動評価における決定論と確率論の違い.....	62
7.	我が国の火災時安全停止に関する規制要件と回路解析の扱い.....	64
7.1	我が国における火災時安全停止に関する規制要件.....	64
7.2	火災時安全停止に関する規制要件の日米比較.....	64
8.	おわりに.....	72
	付録.....	73
A	Browns Ferry 1号機の火災事例.....	73
A.1	火災事例の概要.....	73
A.2	教訓と今日の火災防護への反映.....	81
B	米国における火災時安全停止解析.....	85
B.1	火災時安全停止解析の概要.....	85
B.2	火災時安全停止解析の手順.....	87
	参考文献一覧.....	98
	執筆者一覧.....	104

表 目 次

表 3.1	制御回路の損傷モードの整理	11
表 3.2	AOV-1 の要求機能「閉維持」に関する回路解析の結果	25
表 3.3	AOV-1 の要求機能「閉維持」に係るケーブルの識別結果	26
表 4.1	情報収集訪問で事業者に提出要求される主な図書及び情報	34
表 4.2	調査対象とした検査事例の種類及び概略 (1)	37
表 4.3	調査対象とした検査事例の種類及び概略 (2) (1/6)	38
表 5.1	火災による誤動作問題の事例 (2010 年 1 月 1 日～2015 年 3 月 31 日)	48
表 5.2	燃料取替用水タンクから補給水流出の事例	51
表 6.1	NEI 00-01 の改訂状況	57
表 6.2	代表的なケースに対する誤作動の可能性	59
表 6.3	決定論における専門家の技術的判断	59
表 6.4	AC 電動弁の制御回路における誤作動発生の確率	62
表 6.5	確率論における専門家の技術的判断	63
表 7.1	火災時安全停止に関する規制要件の日米比較(1/5)	65
表 B.1	安全停止パスの例 (BWR)	87
表 B.2	安全停止機器リスト(SSEL)の例	92

目 次

図 2.1	米国における原子力発電所に対する火災防護規制の概要と変遷 (1/3)	4
図 3.1	断線/開回路	12
図 3.2	地絡 (接地回路付きの制御回路)	13
図 3.3	地絡 (接地回路なしの制御回路)	14
図 3.4	ホットショート	15
図 3.5	三相交流における短絡の例	17
図 3.6	短絡 (非接地式直流ダブル・ブレイク回路) の例	17
図 3.7	短絡 (共通電源の場合) の例	18
図 3.8	二次火災 (共通エンクロージャの場合) の例	19
図 3.9	電源遮断 (共通エンクロージャの場合) の例	20
図 3.10	Hot Probe 手法及び表記の例	22
図 3.11	Hot Probe 手法ワークシートの例	23
図 3.12	AOV-1 を対象とした場合の回路解析ワークシートの記入例	24
図 3.13	AOV-1 の展開接続図	27
図 3.14	AOV-1 の配線接続図	28
図 5.1	サンプの構造 (簡略図)	53
図 6.1	イントラ・ケーブル・ホットショート及びインター・ケーブル・ホットショートの概念図	60
図 6.2	接地を介したインター・ケーブル・ホットショートの概念図	61
図 A.1	BF1 の原子炉建屋の断面図 (略図)	73
図 A.2	ケーブルトレイ貫通部の構造	74
図 A.3	ケーブルトレイ貫通部の設置状態	74
図 A.4	火災時における設備の可動状況	78
図 A.5	原子炉建屋、制御室及びケーブル処理室の損傷範囲	79
図 A.6	制御室及びケーブル処理室の損傷範囲の詳細	79
図 A.7	ケーブル処理室の損傷状況	80
図 A.8	原子炉建屋天井ケーブルトレイの損傷状況	80
図 A.9	ケーブルトレイの系統分離対策の例	84
図 B.1	安全停止解析の流れ	86
図 B.2	安全停止機器選出のフロー・チャート	91
図 B.3	単純化した P&ID の例	92
図 B.4	論理図の例 (PWR の ESFAS)	93
図 B.5	安全停止系ケーブル選出プロセスのフロー・チャート	95
図 B.6	火災エリア別評価のプロセスのフロー・チャート	97

略 語 表

AOV	Air-Operated Valve (空気作動弁)
BWR	Boiling Water Reactor (沸騰水型原子炉)
CAP	Corrective Action Program (是正措置プログラム)
CCDP	Conditional Core Damage Probability (条件付炉心損傷確率)
CDF	Core Damage Frequency (炉心損傷頻度)
CFR	Code of Federal Regulations (連邦規則集)
CO ₂	Carbon dioxide (二酸化炭素)
CRD	Control Rod Drive (制御棒駆動機構)
DC	(Standard) Design Certification (設計認証)
EDG	Emergency Diesel Generator (非常用ディーゼル発電機)
EPRI	Electric Power Research Institute (電力研究所 (米国))
ERFBS	Electric Raceway Fire Barrier System (耐火断熱材 (ラッピング材))
ESF	Engineered Safety Features (工学的安全設備)
ESFAS	Engineered Safety Features and Auxiliary Systems (工学的安全・補助設備)
EWD	Elementary Wiring Diagram (展開接続図)
FA	Fire Area (火災区域)
FMEA	Failure Mode and Effects Analysis (故障モード影響解析)
FPP	Fire Protection Plan (火災防護計画書)
FPR	Fire Protection Report (火災防護報告書)
GDC	General Design Criteria (一般設計規則)
GFEHS	Ground Fault Equivalent Hot Short (接地を介したインター・ケーブル短絡)
GL	Generic Letter (NRC 共通書簡)
HVAC	Heating Ventilation and Air Conditioning (暖房、換気及び空調)
IAEA	International Atomic Energy Agency (国際原子力機関)
IP	Inspection Procedure (検査手順)
IPEEE	Individual Plant Examination for External Events (外部事象に対する個別プラント評価)
IS-LOCA	Interfacing System Loss of Coolant Accident (高圧系と低圧系の境界での冷却材喪失事故)
LAR	License Amendment Requests (認可変更申請書)
LCO	Limiting Condition of Operation (運転制限値)
LER	Licensee Event Report (規制に基づく事業者からの報告)
LERF	Large Early Release Frequency (早期大規模放出頻度)

LOCA	Loss of Coolant Accident (冷却材喪失事故)
LOLA	Loss of Large Area (大規模エリア喪失)
LPCI	Low Pressure Coolant Injection (低圧注入系)
MCC	Motor Control Center (モータコントロールセンター)
MCR	Main Control Room (中央制御室)
MHIF	Multiple High Impedance Fault (複数箇所での高インピーダンス故障)
MOV	Motor Operated Valve (電動弁)
MSIV	Main Steam Isolation Valve (主蒸気隔離弁)
MSO	Multiple Spurious Operation (多重誤作動)
NEI	Nuclear Energy Institute (原子力エネルギー協会)
NFPA	National Fire Protection Association (全米防火協会)
NPP	Nuclear Power Plant (原子力発電所)
NRC	Nuclear Regulatory Commission (原子力規制委員会)
OMA	Operator Manual Action (プラント運転員による手動操作)
P&ID	Piping & Instrumentation Diagram (配管計装図)
PIRT	Phenomena Identification Ranking Table (重要度ランク表)
PC-CKS	Cable Routing and Raceway Database Management System (ケーブル配線及び レースウェイのデータベース管理システム)
PORV	Power Operated Relief Valve (加圧器逃がし弁)
PRA	Probabilistic Risk Assessment (確率論的リスク評価)
PWR	Pressurized Water Reactor (加圧水型原子炉)
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling (隔離時冷却系)
RCP	Reactor Coolant Pump (原子炉冷却材ポンプ)
RCS	Reactor Cooling System (原子炉冷却系)
RG	Regulatory Guide (規制指針)
RHR	Residual Heat Removal (残留熱除去系)
RI-PB	Risk-Informed, Performance-Based (リスクインフォームド・パフォーマンス スペースト)
RPS	Redundant Power Supply (冗長電源装置) Reactor Protection System (原子炉保護系)
RPV	Reactor Pressure Vessel (原子炉圧力容器)
RSP	Remote Shutdown Panel (遠隔停止操作盤)
RWST	Refueling Water Storage Tank (燃料取替用水タンク)
SDP	Significance Determination Process (有意性判定プロセス)
SOV	Solenoid-Operated Valve (電磁弁)
SRP	Standard Review Plan (NUREG-0800) (標準審査指針)

SRV	Safety Relief Valve (逃し安全弁)
SSC	Structures, Systems, and Components (安全停止の維持に必要な構築物、系統及び機器)
SSD	Safe Shut Down (安全停止)
SSEL	Safe Shutdown Equipment List (安全停止機器リスト)
Tech Spec	Technical Specification (技術仕様書)
ZOI	Zone Of Influence (発火源の影響範囲)

用語の定義

本 NRA 技術ノートでは、下記のように用語を定義して用いた。

火災時安全停止解析	火災発生時のプラント安全停止（高温停止、低温停止）を維持するための系統分離の要求を満たすための具体的対策を検討するための解析
回路解析	火災時安全停止解析のプロセスとして実施される解析の一部で、安全停止機能として必要な SSC が火災による回路損傷（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の解析
安全停止成功パス	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 SSC の組合せ
多重誤作動	一つの火災によって複数の誤作動が誘発され、時間の隔たりも無く発生する現象
高温停止に必要な機器	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
安全停止に重要な機器	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 の Appendix H に具体的な例が示されている機器
安全停止機器	安全停止に必要な機器及び重要な機器の総称
断線/開回路	火災による影響で導体が損傷（断線）し、回路の導通が失われる事象
レースウェイ	電線管、ケーブルトレイ等が含まれるケーブル敷設路 (Raceway)
短絡	絶縁が破れたりして、抵抗のごく小さい回路ができること。ショートとも言う。
地絡	火災による影響でケーブルの絶縁体及びシース(被覆)が損傷し、導体がケーブルトレイや地面と接地し、回路外部に電流が流出する事象
ホットショート	火災による高温の影響で導体間の絶縁材が破壊され、導体間で短絡が発生し、ある特定の導体が電氣的に接続されること
Hot Probe	導体に接触させることにより、機器に誤作動が生じるかどうかを

	判別するための仮想的な電圧源
Hot Probe 手法	Hot Probe 及び接触により地絡を誘発し機器に誤作動を生じさせる電圧源（Ground Probe）を含めた誤作動の有無の判別手法
関連回路	火災が発生した際、安全停止系に求められる本来の機能を阻害する誤作動を生じさせる可能性のある回路
エンクロージャ	ケーブルトレイ、キャビネット、電線管、その他の機械類を格納する囲い、筐体など
必要な安全停止パス	特定の火災区域で安全停止を達成して維持するために選択された安全停止パス

1. はじめに

米国の火災防護関連に係わる規制に関して、規制側の NRC と産業界側の NEI による火災防護ガイドラインの整備や関連する実験研究などが進められており、それらの成果物及びデータベースは膨大である。このような状況の中で、原子力規制庁では、技術情報検討会^(注1)において、「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）」として、「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」^(注2)が報告されている。これについては、米国の動向を調査するとともに、その状況を報告し、将来的な火災影響評価ガイド¹への反映可否を含めて検討を行うこととしている²。

米国の火災防護に係る規制要件の調査では、プラントの安全停止機能に必要な系統や機器を保護しなければならないことが記載されているが、規制要件の段階において回路解析の言及はない。他方、規制要件の解釈に関するガイダンスである RG1.189 では、火災に起因する回路故障を想定する場合も安全停止の達成と維持が可能であることを安全停止解析で示すという規制要求を受けて、このような要求に対する受容可能な解析手法として回路解析を記載している。特に、回路解析を実施するための具体的手順は民間指針 NEI 00-01 に記載され、同民間指針を RG1.189 で NRC が部分的に是認している。

本報告書は、我が国及び米国における火災時安全停止に係る規制の状況並びに米国の火災時安全停止解析の実施手順、実施状況、回路解析の例、審査・検査の内容、審査官・検査官の業務等に関する調査結果をまとめたものである。

以下に各章の概要を示す。

第2章は、米国の火災防護に係る規制要件、特に安全停止機能維持に関する規制要求の来歴を記している。その中で、1970年代の連邦規則 10CFR50 に記されている規制要件においては、深層防護概念に基づく防火、消火のバリアが破られた場合においても、プラントの安全停止機能を保護する必要性が述べられているが、具体的な手法についての言及は無く、2000年代に至って米国産業界取りまとめたガイドラインを NRC のガイドで部分的に是認することで、回路解析の実務的なプロセスの規定が定まったこと、及び2009年には確率論的規制へ移行するためのガイドラインも制定されたことの経緯を記している。

第3章は、回路解析の概要である。同解析は火災時の原子炉安全停止が達成・維持されることを裏付ける解析であり、その導入の動機、経緯、及び解析の必要性、役割等が述べられている。また、回路解析は電気回路の故障を分析する必要性から、回路の故障モード、原子炉施設において安全停止や誤作動を誘発する回路の例、さらに、やや細かな内容であるが、回路解析実施の具体的手順等を記載している。第4章は、回路解析に対する米国 NRC の審査、検査等の規制活動について述べている。審査における火災防護計画書のレビュー

^(注1) 原子力安全に関する情報を収集・評価し、規制対応が必要であると判断された場合には、規制に反映させることを目的として1~2か月に1回程度の頻度で開催する。

^(注2) この報告は、実際に設備故障が生じた事例はなく、米国において、RG1.189⁸に基づき、回路解析による検査等で摘出された。我が国では、第42回技術情報検討会（資料42-4-1-2）で報告されている。

対応、検査段階における火災防護検査手順書の項目、検査頻度、事業者に提出を求める図書・情報についても記している。特に回路解析が含まれる電気関係については、米国の 6 事業者の検査事例について、検査対象エリア、摘出事項、判定等について検査報告書に基づき整理している。

第 5 章は、2010 年～2015 年の 16 件の米国事業者の規制対応について、決定論的規制に従う事業者、確率論的規制に従う事業者それぞれの対応状況を調査した結果を整理している。前者については、火災による機器の誤作動問題、中央制御室火災に伴う遠隔停止機能喪失の可能性、燃料取り換え用タンクから格納容器サンプへの補給水流出問題等で、いずれも回路解析による分析の結果表面化した事例である。後者については、決定論から確率論への移行手続きがあまり進捗していない状況であるため、具体的な対応例の記載はない。

第 6 章は、米国における回路解析の民間ガイドラインの改定状況とそれに伴って官民協力で実施された試験の内容及びガイドラインへの反映状況について調査した結果をまとめた。特に最新のガイドラインにおいては、機器の誤動作シナリオを原子炉の安全停止を阻害するシナリオを始点とするトップダウン型の回路解析を提案し作業を合理化している点が特筆される。また、誤動作の始点となる回路故障の発生について試験結果を専門家パネルで検討し、故障発生可能性の判断を表形式でまとめるなど、大幅な改善が図られている。

第 7 章は、米国と我が国における火災時安全停止に係る規制要件と回路解析の扱いについて、対比表を作成した。その結果は規制要件に大きな相違はなく、回路解析を実施しないことで摘出されない MSO が潜在的に存在すること等を記している。

2. 火災防護に関連する米国規制要件

米国の規制要件として最も古く総括的な規制要件で 1967 年に制定された GDC3^(注3)¹⁵には、火災防護の基本的な要求が記述されている。次に、1975 年 3 月の Browns Ferry 原子力発電所の火災（付録 A 参照）を契機として 1980 年に制定された 10CFR50.48¹⁴及びそれ以前の要件を定めた^(注4) 10CFR50 Appendix R⁴には、安全停止機能の維持に関する要件が明確に述べられている。その後、1981 年 2 月 20 日付の事業者宛ての通達 GL 81-12³において、今日の回路解析の基礎的要素が網羅された Enclosure 1 が付された。2001 年 4 月に発行された RG 1.189⁸では、回路解析（postfire safe-shutdown circuit analysis）が安全停止機能の維持に関する要件に対する具体的な手法として明確に記載された。また、回路解析の実務的なプロセスの規定は、民間指針 NEI 00-01⁵にまとめられ、部分的に NRC の是認を得て、RG 1.189 によって引用されている。ここまでの、決定論に基づく原子炉の安全停止機能維持の具体的な解析手法である回路解析に関連する規制の流れであるが、一方、2004 年

^(注3) Appendix A to Part 50—General Design Criteria for Nuclear Power Plants, Criterion 3—Fire protection の略。以下「GDC3」という。

^(注4) 10CFR50 Appendix R は、1979 年 1 月 1 日以前に運転認可証を得た原子力発電所に適用される火災防護の要件である。

に改訂された火災防護規制では、確率論に基づくリスク情報を活用した規則として 10CFR50.48 (c) 項として、民間規格 NFPA を代替オプションとして部分的に認める改訂がなされた。図 2.1 に安全停止回路解析に関連する規制要求と民間規格の関係及びその変遷を示す。以上が米国における火災防護に係る規制要求を概説したものである^(注5)。

ここでは、これらの規制要求を取り出し、その内容から回路解析に係る事項を読み取り、回路解析に係る扱いについて整理する。

^(注5) 一方、回路解析に係る米国以外の状況については、以下のとおりである。国際原子力機関（IAEA：International Atomic Energy Agency（以下「IAEA」という。））の安全ガイドにおいて、火災ハザード解析の一環として、系統分離対策の考え方（IAEA SAFETY STANDARDS SERIES NS-G-1.7）⁴⁸、電気回路の故障による系統分離への影響（IAEA SAFETY SERIES No. 50-P-9）⁴⁹等が、記載されている。ただし、回路解析に関する明示した記載はない。また、MSO に起因する故障の評価及び故障シナリオが火災 PRA の評価に使用されている事例（韓国、スペイン、スウェーデン他）がある。さらに、火災 PRA が規制のガイド等に記載されている事例（カナダ、フィンランド、ドイツ他）がある⁵⁰。

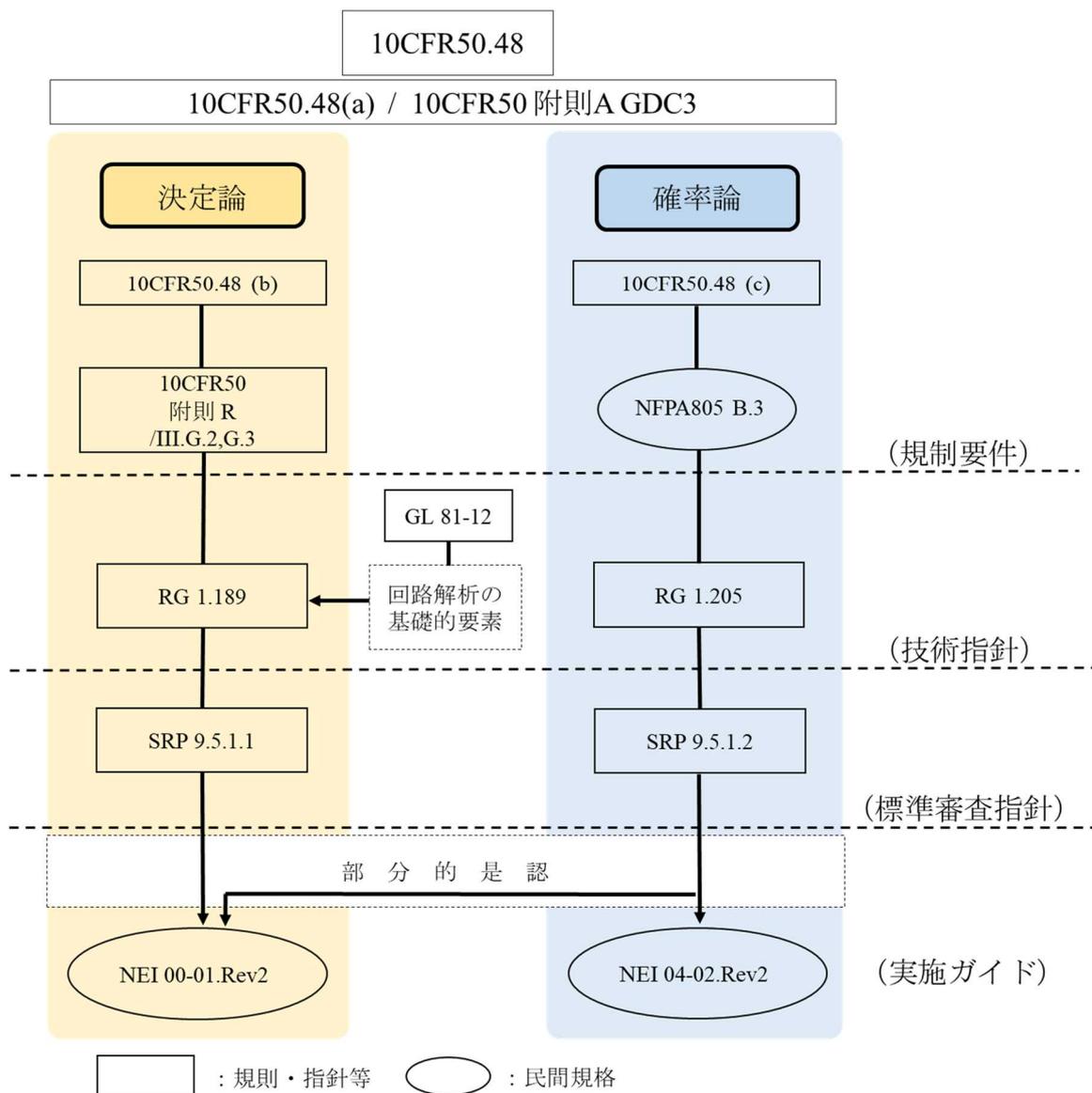
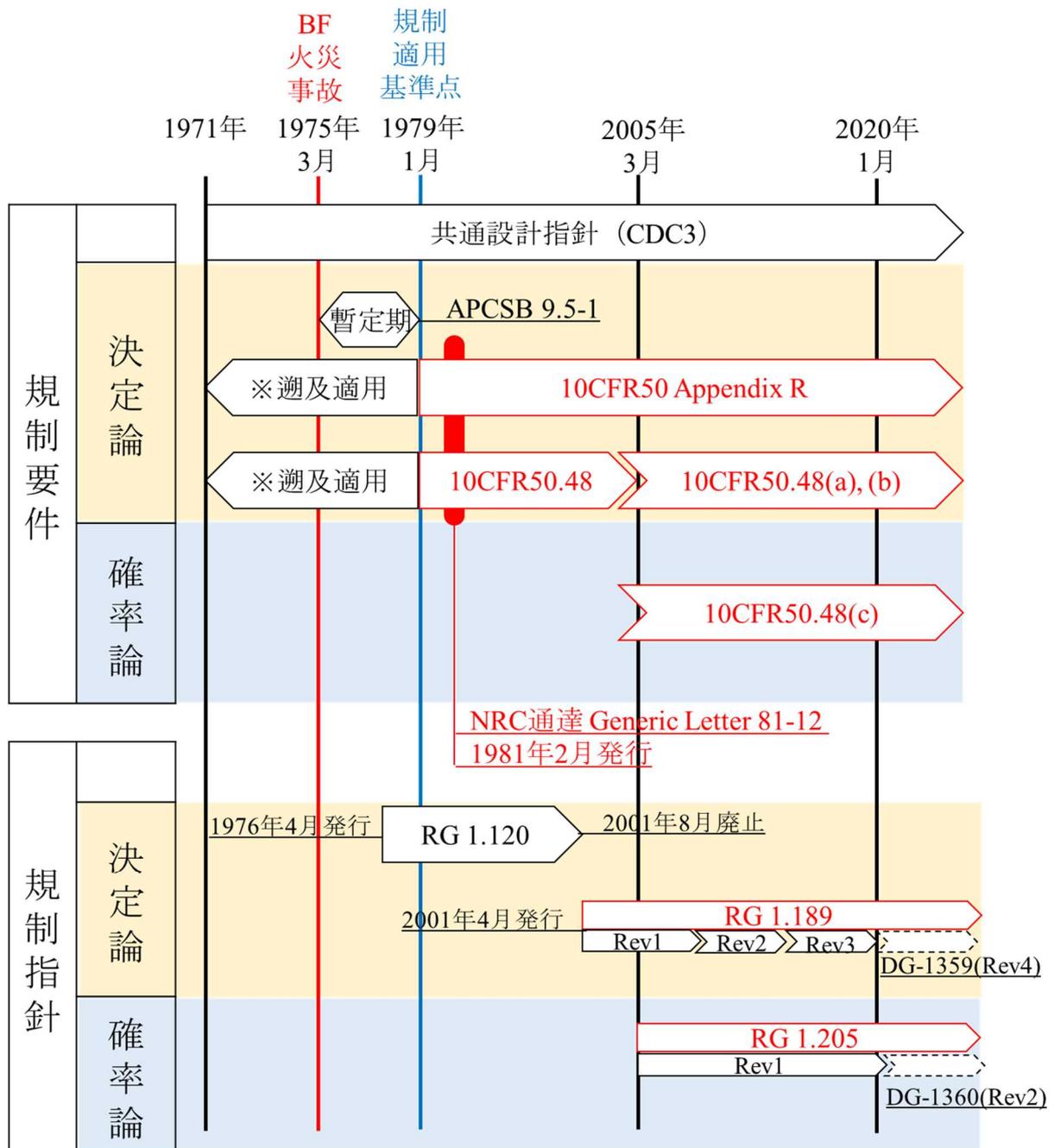


図 2.1 米国における原子力発電所に対する火災防護規制の概要と変遷 (1/3)

Figure 2.1 Overview and changes of the fire protection regulation in USA (1/3)



※1971年から遡及し適用する。(一部条件付きで免除条項が適用されるプラントあり)

図 2.1 米国における原子力発電所に対する火災防護規制の概要と変遷 (2/3)

Figure 2.1 Overview and changes of the fire protection regulation in USA (2/3)

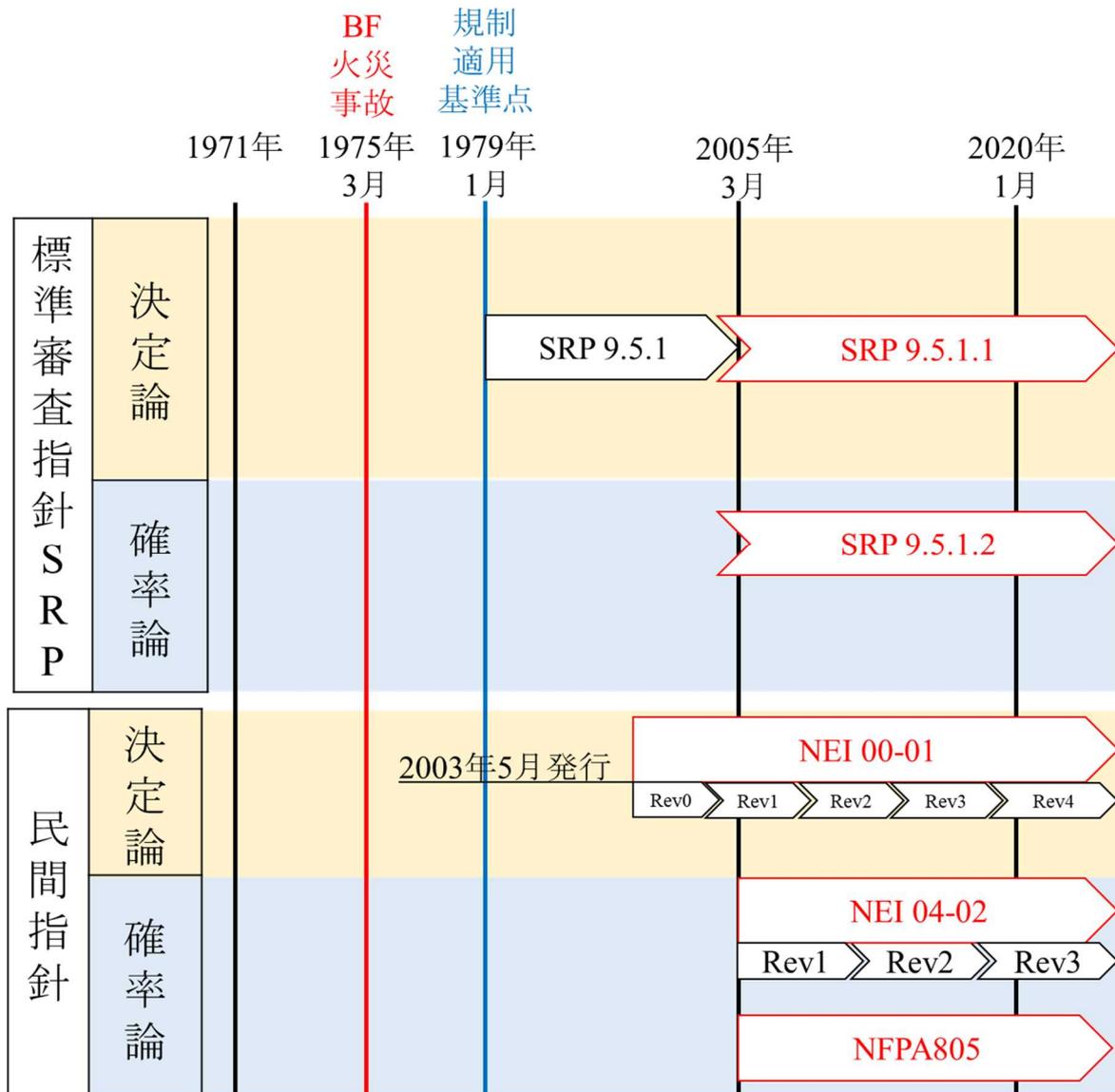


図 2.1 米国における原子力発電所に対する火災防護規制の概要と変遷 (3/3)

Figure 2.1 Overview and changes of the fire protection regulation in USA (3/3)

2.1 10CFR50.48

米国の原子力発電所に対する火災防護の規制要件として、1980年に10CFR50 Appendix Rとともに制定された10CFR50.48“Fire Protection”¹⁴は、次のように規定している。

「運転事業者はGDC3¹⁵の趣旨を満足させるため火災防護計画（Fire Protection Plan（以下「FPP」という。))を制定しなければならない、その中には、安全停止機能を確保するために必要な系統や機器を火災に伴う損傷から保護するための対策を盛り込まなければならない。」としているが、その具体的な手法として回路解析の言及はない。

2.2 10CFR50 Appendix R

10CFR50 Appendix R⁴は、1979年1月1日以前に運転認可証を得た原子力発電所に適用される火災防護の要件を定めたものであり、その要件は次のとおり規定されている。

原子力発電所で策定されるべきFPPは、原子力安全の深層防護の概念を火災防護の領域に拡大し、防火、迅速な消火に加え、迅速に消火できない火災が発生した場合であっても、プラントの安全停止機能に必要な系統や機器を保護しなければならないことを目的とする。

同要件ではその具体的な手法としての回路解析の言及はされていない。

2.3 通達 (GL 81-12)

1981年2月20日付の事業者宛てた通達GL 81-12³は、10CFR50.48及び10CFR50 Appendix R両規制の要件を補完するものである。本通達には、回路解析の基礎的要素が網羅された付属書1 (Enclosure 1) “Staff Position : Safe Shutdown Capability”が付されている。そこでは、火災発生時の安全停止に必要な回路と機器を特定し、それらに対する分離要件や回路故障による高温停止機能への影響などを考慮しても、10CFR50 Appendix RのIII.G.2項及びIII.G.3項に規定されている要件が満足されることを実証するよう求めている。

同通達では、PWRプラントの高温待機と冷温停止、BWRプラントの高温停止と冷温停止のそれぞれに必要な機能（系統）が、RG1.189とほぼ同じ内容^(注6)で述べられている。

2.4 RG 1.189 (NEI 00-01のNRC是認部)

2001年4月に発行されたRG 1.189⁸は、RG 1.120に代わる規制指針であり、同指針発行以前の規制体系（10CFR50 Appendix R/GL 81-12）に代わってFPR（SRP 9.5.1/RG 1.189）という規制体系の中で事業者によって運用された。

同指針では、回路解析については通達GL 81-12を整理したものが規定されているに留ま

^(注6) 例えば、PWRプラントの高温待機、BWRプラントの高温停止に必要な6つの機能（系統）については、若干の表現上の差異があるだけで、実質的には現在と同じく、①反応度制御及び原子炉停止機能、②原子炉冷却材補給（インベントリー保持）、③原子炉圧力の制御、④崩壊熱除去（BWRプラントにあってはサプレッション・プールの冷却）、⑤プロセス監視、及び⑥補助機能が列挙されている。また、ケーブル損傷のモードについても、断線、短絡、地絡を考慮すること及び当該の安全停止系統だけでなく、非安全系の関連回路の影響も考慮することなどが述べられている。したがって、この通達が、事業者に対して回路解析の実施を具体的に求めた最初の規制文書であると考えられる。

った。回路解析では、IN 92-18^(注7) に挙げられる問題が散発的に発生する背景に、統一のルールや体系的解決法が確立していない実態が認識された。

RG 1.189 (Revision 1)では、NRC が上述の問題について産業側がとりまとめたガイドライン NEI-00-01 Revision 1 を部分的に是認したことを受けて、NEI-00-01 Revision 1 を引用している。この時点で、SRP 9.5.1 (Revision 4) /RG 1.189 (Revision 1) /NEI 00-01 Revision 1 が連携したガイドラインの体系が形成されたことになり、回路解析の実務的なプロセスの規定は、NEI 00-01⁵に委ねられるようになった。

なお、Appendix G を追加した NEI 00-01 Revision 2 の発行に伴い、NRC がこれを部分的に是認し、2009 年 10 月に RG 1.189 Revision 2 において引用している。

2.5 10CFR50.48 (c) /NFPA 805

先述までの決定論的規制の他に、10CFR50.48(c)及び確率論的リスク・インフォームド規制への対応基準 NFPA 805 (“Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants” (以下 NFPA 805」という。)) の両方の規制が認められている。

NFPA 805 は、NRC が 10CFR50.4814(c)で引用している全米防火協会^(注8) の文書である。また、NFPA 805 においては、2.4.2.2 “Nuclear Safety Capability Circuit Analysis” 及び Appendix B “Nuclear Safety Analysis” の B.3 “Nuclear Safety Circuit Analysis” において、回路解析のルールと基準及び方法が述べられている。

2.6 RG 1.205 と NEI 04-02

10CFR50.48 (c) /NFPA 805 への移行手続のためのガイドラインとして、規制指針 RG 1.205, Revision 1 “Risk-Informed, Performance-Based Fire Protection For Existing Light-Water Nuclear Power Plants” (以下「RG 1.205」という。)(2009 年 12 月)¹⁶ が制定された。同規制指針は、NEI の業界指針である NEI 04-02, Revision 2 “Guidance For Implementing A Risk-Informed, Performance-based Fire Protection Program Under 10CFR 50.48(c)” (以下「NEI 04-02」という。)(2008 年 4 月)¹⁷ を部分的に是認している。

RG 1.205 / NEI 04-02 Revision 2 は、確率論的規制に移行するための規制体系である。ただし、RG 1.205 は、回路解析の実務的な手法について、NEI 00-01 Revision 2 (2009 年 5 月) の適用を認めており、同様に NEI 04-02 も、Appendix B の B.2 “Transition of Nuclear Safety Performance Criteria” において NEI 00-01 Revision 2 の適用を認めている。加えて、標準審査指針 SRP 9.5.1.2^(注9) においても同様に述べられている^(注10)。

^(注7) 中央制御室火災に伴い遠隔停止操作機能が喪失する可能性がある。5.1 (2)を参照。

^(注8) 全米防火協会 (NFPA : National Fire Protection Association) 以下「NFPA」という。

^(注9) SRP 9.5.1 を確率論的規制の体系に移行するプラントのために分離して新たに制定した指針

^(注10) 米国の原子力発電所に適用される火災防護の規制の体系が、決定論及び確率論のいずれかにかかわらず、回路解析の実務的な手法は NEI 00-01 に凝縮されている。

3. 回路解析の概要

回路解析とは、火災時安全停止解析のプロセスとして実施される解析の一部であり、安全停止機能として必要な SSCs が火災による回路損傷（短絡・地絡・断線・二次火災等による機能喪失）から防護され、安全停止が達成及び維持されることを裏付けるための解析である。つまり、回路解析は、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情報として、安全停止パス^(注11)に及ぼす影響を（定性的又は定量的に）判別する解析である。本章は、米国の回路解析における導入経緯、手順、解析例及び回路の故障モードを説明するとともに、NRC 通達（GL 81-12^(注12)）で分離を施すように求められている回路について調査する。

3.1 米国における回路解析の導入経緯

回路解析導入の目的は、1980 年台初めに発生していた 10CFR50 Appendix R⁴ ^(注13) に基づく系統分離基準を満足するための適用手法に対する事業者間のバラツキ^(注14)を統一するためである。10CFR50 Appendix R⁴ が要求する「少なくとも原子炉の高温停止に係る 1 系統は、火災の影響を受けない」ことを保証するためには、火災により複数の電気ケーブルが損傷した場合においても、その系統に係る設備、ケーブルあるいは回路が影響を受けないこと、また正常な炉停止を妨げるプラント過渡変化を生じさせないことを示さなければならない。そのためには、電源系、制御系、計測系のケーブルや回路が故障しないか、あるいは適切な緩和対策が施されているか等を確認する必要がある。

さらに、10CFR50 Appendix R は、選択された 1 系統に関わるケーブル（安全系あるいは非安全系）が火災の影響により炉の高温停止を妨げてはならないことを要求している。このような回路は、電源や区画を他の系統と共有する場合及び設備の誤作動を誘発する回路構成になっている場合があり、それらが原子炉の高温停止に影響しないか確認しなければならない。また、火災による誤作動や誤不作動の影響も評価する必要がある。回路解析はこのような影響を評価するための解析である。

^(注11) 付録 B を参照。

^(注12) Generic Letter 81-12 “Fire Protection Rule (45FR76602, November 19, 1980)の略。以下、「GL 81-12」という。

^(注13) Appendix R to Part 50—Fire Protection Program for Nuclear Power Facilities Operating Prior to January 1, (1979)の略。以下「10CFR50 Appendix R」という。

^(注14) 例えば、ある区画の安全系を全て 10CFR50 Appendix R の系統分離対策で防護すれば、回路解析に必要なケーブルルート図などは不要ではないかと判断する事業者もあった。

3.2 回路の故障モードの分類

原子力発電プラントの電気回路には動力回路、制御回路、計装回路等がある。以下、制御回路を例に回路解析の対象となる火災起因の回路の故障モードについて説明する^(注15)。調査の対象とした文献は、NEI 00-01 Revision 2^(注16)⁵及びJACQUE-FIRE Vol.3^(注17)⁶である。

制御回路で対象としている損傷モードは、以下のとおりであり、各損傷モードのパターン及びそれぞれの特徴を表 3.1 に示す。

- (1) Open Circuit (断線/開回路)
- (2) Short to Ground (地絡)
- (3) Hot Short (ホットショート)
 - a. Intra-Cable Hot Short
 - b. Inter-Cable Hot Short
 - c. Grounded Fault Equivalent Hot short

^(注15) 回路の故障は動力回路や計装回路にも影響を及ぼすが、ホットショートによる故障は制御回路の誤作動に及ぼす影響が大きい。

^(注16) NEI 00-01 Revision 2, “Guidance for Post-Fire Safe Shutdown Circuit Analysis” の略。以下「NEI 00-01 Revision 2」という。

^(注17) NUREG/CR-7150 Vol.3 EPRI 3002009214 “Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE) Volume 3: Technical Resolution to Open Issues On Nuclear Power Plant Fire-Induced Circuit Failure” の略。以下「JACQUE-FIRE Vol.3」という。

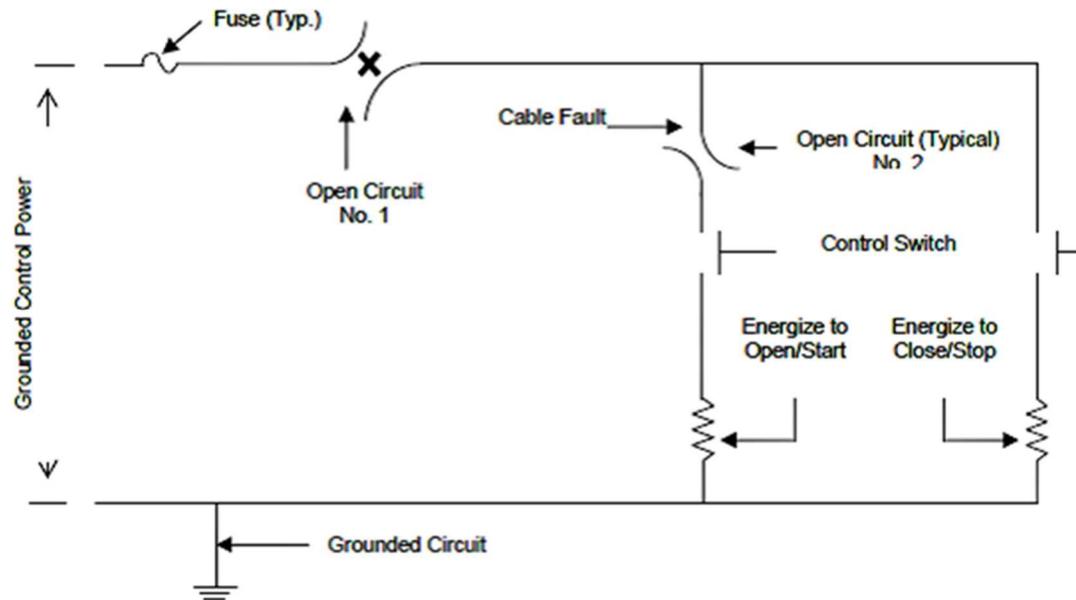
表 3.1 制御回路の損傷モードの整理

Table 3.1 Failure mode of control circuit

回路	損傷モード	説明
制御回路	Open circuit (断線/開回路)	断線（開回路）とは、火災による影響で導体が損傷（断線）する、回路のヒューズが飛ぶ、又は遮断器がトリップすることにより、回路の導通が失われる事象である（図 3.1 参照）。 断線が発生すると、関連する機器の操作に支障を来す。また、通常時、通電されている設備の状態を変化させる場合がある（例：電磁弁のリレーが非励磁になると、フェイルポジションとなる。）
	Short to ground (地絡)	地絡とは、火災による影響でケーブルの絶縁体及びシース（被覆）が損傷し、絶縁不良となって、導体がケーブルトレイや地面と接地し、回路外部に電流が流出する事象である。地絡が発生すると、回路の導通が喪失する又は関連する機器の操作に支障を来す。ただし、地絡が発生した場合の回路の応答は、接地回路の有無や地絡箇所の個数（単一又は複数）により異なる（図 3.2 及び図 3.3 参照）。
	Hot short (ホットショート)	ホットショートは、火災による影響で導体間の絶縁材が破壊されることにより導体間で短絡が発生し、ある特定の導体が電氣的に接続されることである。その結果、機器の誤作動が引き起こされる（図 3.4 参照）。 また、回路によって以下の特徴がある。 <ul style="list-style-type: none"> • ラッチングリレー*の場合は、ホットショートが終了しても、機器は、誤作動の状態を維持する。例えば、ホットショートにより電動弁が誤開した場合、ホットショート終了後も電動弁は開いた状態のままである。 • ラッチングリレーでない場合、ホットショートが終了すると、機器は、元の状態に復帰する場合がある。例えば、電磁弁のフェイルセーフポジションが“閉”の場合、ホットショートにより誤開しても、ホットショートが終了するとフェイルセーフポジション（閉）に移行する。 • 機器が誤作動する前に、制御回路のヒューズが飛ぶ、又は制御回路への供給電源が喪失した場合には、機器の誤作動は引起されない。

* 接点を保持できるリレー。ホットショートで通電して電圧が印加し接点が「ON」になるが、電圧が無くなってもその状態が保持される。

出典) 平成 30 年度原子力規制庁請負成果報告書⁷ p.1.2-1 表 1.2-1 を元に編集

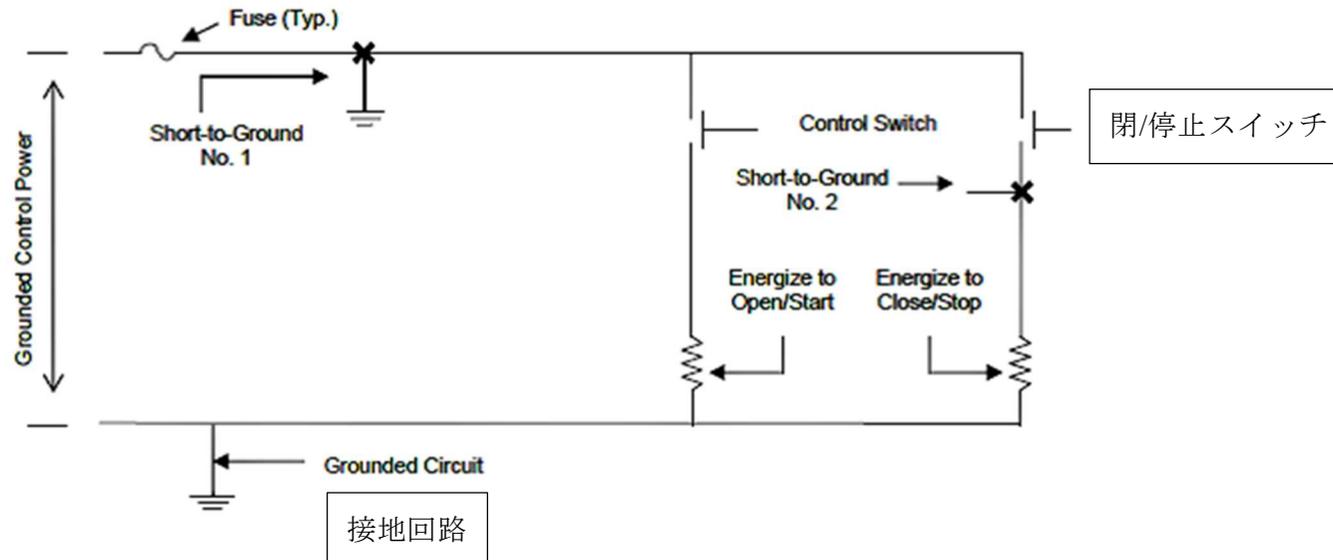


- No.1 の箇所の導線で断線が発生した場合、関連する機器の操作（開/起動及び閉/停止）に支障を来す。
- No.2 の箇所の導線で断線が発生した場合、関連する機器の「開/起動」操作に支障をきたすが、「閉/停止」操作には影響はない。

出典) NEI 00-01 Revision 2⁵ 及び平成 30 年度原子力規制庁請負成果報告書⁷ p.1.2-1 図 1.2-1 を元に翻訳・編集

図 3.1 断線/開回路

Figure 3.1 Open circuit

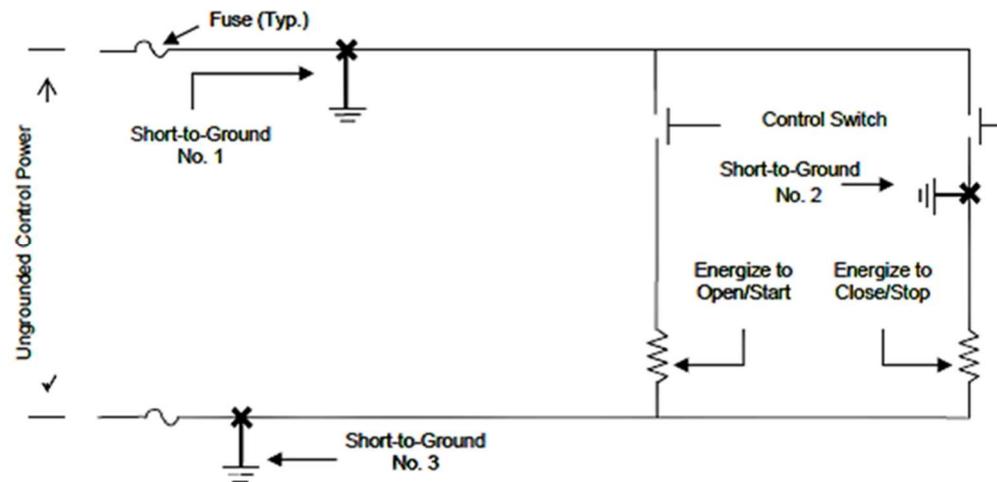


- No.1 の箇所で地絡が発生した場合、接地回路があるため、(ケーブルトレイや電線管を通して) 閉回路となる。その結果、過電流が発生し、ヒューズが飛び、回路への電源供給が喪失する。この場合、スイッチによる機器の操作が不能となる。
- No.2 の箇所で地絡が発生しても、閉/停止スイッチが投入(閉止)されるまで、回路への影響はない。閉/停止スイッチが投入されると、上記の No.1 と同様な結果となる。

出典) NEI 00-01 Revision 2⁵ 及び平成 30 年度原子力規制庁請負成果報告書⁷ p.1.2-5 図 1.2-2 を元に翻訳・編集

図 3.2 地絡(接地回路付きの制御回路)

Figure 3.2 Short to ground (with ground circuit)

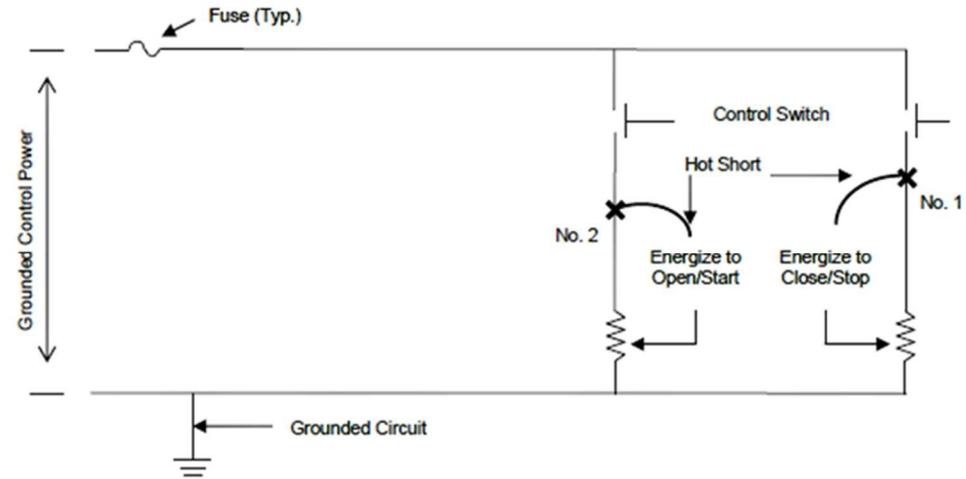


- 単一の地絡のみでは、保護回路は作動せず、当該回路への悪影響はない。）
- No.1 の箇所で地絡が発生し、かつ、同一回路内の No.3 の箇所（又は共通の電源から給電されている他の回路の No.3 に該当する箇所）で地絡が発生した場合、閉回路となる。その結果、過電流が発生し、ヒューズが飛び、回路への電源供給が喪失する。この場合、スイッチによる機器の操作が不能となる。
- No.2 の箇所で地絡が発生し、かつ、同一回路内の No.3 の箇所（又は共通の電源が供給されている他の回路で No.3 に該当する箇所）で地絡が発生しても、閉/停止スイッチが投入（閉止）されるまで、回路への影響はない。閉/停止スイッチが投入されると、上記の No.1 と同様な結果となる。
- No.1 の箇所で地絡が発生し、かつ、同一回路内の No.2 の箇所（又は共通の電源から給電されている他の回路の No.2 に該当する箇所）で地絡が発生した場合、リレー“Close/Stop”を介して閉回路となる。その結果、関連する機器が“誤閉止”又は“誤停止”する。（接地を介したインター・ケーブル・ホットショート（GFEHS : Grounded Fault Equivalent Hot Short（以下「GFEHS」という。）」）

出典) NEI 00-01 Revision 2⁵ 及び平成 30 年度原子力規制庁請負成果報告書⁷ p.1.2-6 図 1.2-3 を元に翻訳・編集

図 3.3 地絡（接地回路なしの制御回路）

Figure 3.3 Short to ground (without ground circuit)



- No.1 の箇所でホットショートが発生した場合、閉のリレーが励磁されて、電動弁が誤閉する（通常時開の場合）。
- No.2 の箇所でホットショートが発生した場合、開のリレーが励磁されて、電動弁が誤開する（通常時閉の場合）。

出典) NEI 00-01 Revision 2⁵ 及び平成 30 年度原子力規制庁請負成果報告書⁷ p.1.2-7 図 1.2-4 を元に翻訳・編集

図 3.4 ホットショート

Figure 3.4 Hot short

3.3 火災時に安全停止に影響を及ぼす非安全系の回路（関連回路）

NRC は、1981 年に発行した通達³（GL 81-12）によって、短絡や断線によって高温停止の達成を妨害、又は誤作動を生じさせる非安全系の回路に対して分離を施すよう求めている。そのような回路を「関連回路（Associated circuits）」^(注18)として、以下の 3 パターンがある。

- (1) 誤作動を誘発する関連回路
- (2) 共通電源を有する関連回路
- (3) 共通エンクロージャー^(注19)の関連回路

(1) 誤作動を誘発する関連回路

当該の関連回路は、火災による回路の損傷により、安全停止に影響を及ぼすおそれのある機器の誤作動、誤不作動（誤表示）を引き起こしかねない回路である。「安全停止に影響を及ぼすおそれのある機器」は、「高温停止に必要」と分類されるものを指す。

電気回路の損傷については、制御回路が損傷することで、弁（特に、高圧系と低圧系の境界にある弁など）の意図していない開閉が起きる場合及び計測回路、制御回路が損傷して機器のインターロック（例えば、格納容器の隔離）に影響を及ぼす場合を含める。ただし、以下のケーブル短絡は、極めて起こり難いと考えられるため、それに伴う誤作動はないものと見なす。

- 三相交流の動力回路におけるケーブル間（インター・ケーブル）短絡^(注20)（図 3.5 参照）
- 二線式非接地直流回路におけるケーブル間短絡^(注21)（図 3.6 参照）

なお、RG1.189⁸では、上記の短絡であっても高圧／低圧境界を形成する機器^(注22)（注23）である場合、その誤作動を評価することを求めている。

^(注18) NEI 00-01 では、関連回路を構成するケーブルを含め、「関連ケーブル」と記載される。

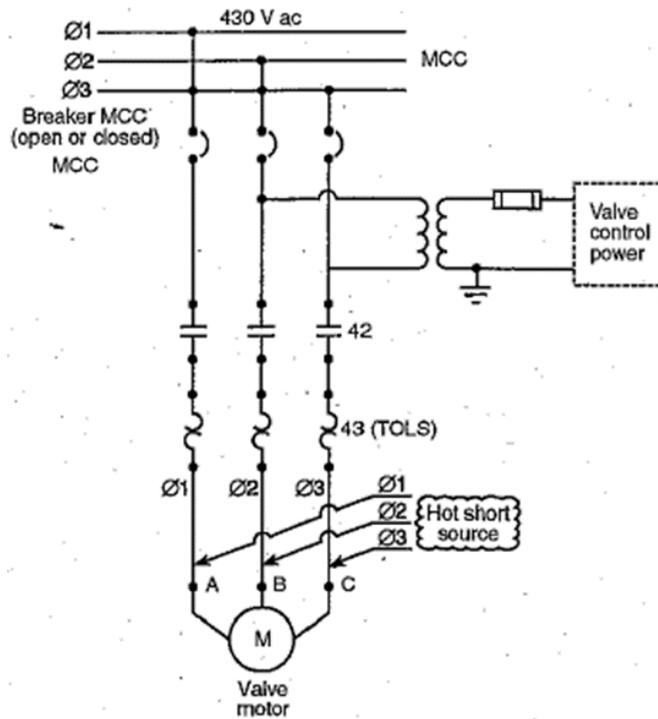
^(注19) ケーブルトレイ、キャビネット、電線管、その他の機械類を格納する囲い、筐体など。

^(注20) 6.2.1 JACQUE-FIRE Vol.1 の「(1) イントラ・ケーブル・ホットショートとインター・ケーブル・ホットショート」及び「(2) 接地を介したインター・ケーブル・ホットショート」を参照。

^(注21) 6.2.1 JACQUE-FIRE Vol.1 の「(1) イントラ・ケーブル・ホットショートとインター・ケーブル・ホットショート」を参照。

^(注22) 残留熱除去系（RHR：Residual Heat Removal（以下「RHR」という。））の電動弁（格納容器隔離弁）に代表され、これが誤作動により開弁することで、高圧 1 次冷却材が低圧配管へ流入する高低圧境界での冷却材喪失事故（IS-LOCA：Interfacing System Loss of Coolant Accident（以下「IS-LOCA」という。））と呼ばれる極めて深刻な事故を発生させる可能性もある。

^(注23) NEI-00-01 Appendix H では、高温停止を達成することを保証する系統を構成する主流路から分流させ、その系統が本来有すべき流量を喪失させるおそれのある弁（valves resulting in a flow diversion from the main flow path）も可能性の 1 つとして含まれる。

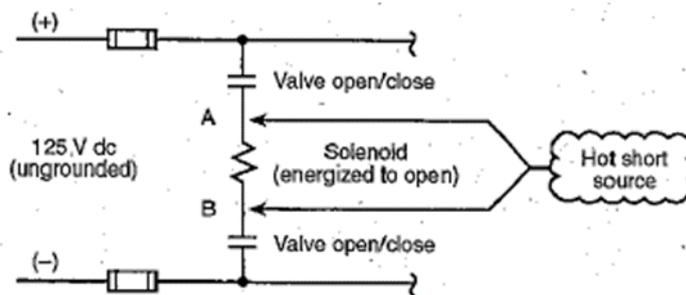


（ Ø1、Ø2、Ø3 のそれぞれに相が一致した外部のケーブルの活線が短絡した場合には、モーターが誤作動する。 ）

出典) Report of the Committee on Fire Protection for Nuclear Facilities⁹ p.306, Figure B-3.2(i)

図 3.5 三相交流における短絡の例

Figure 3.5 Three phase hot short example



（ レノイドの (+) 側と (-) 側の 2 ヲ所で、極性の一致した短絡が発生した場合には、電磁弁（又はそれによって駆動する空気作動弁）に誤作動が発生する。 ）

出典) Report of the Committee on Fire Protection for Nuclear Facilities⁹ p.306, Figure B-3.2(f)

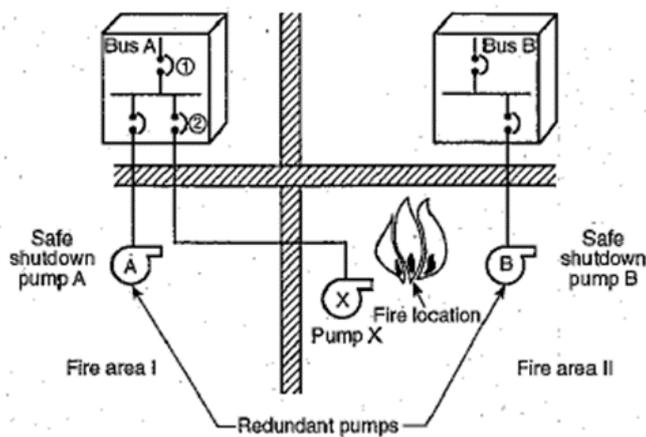
図 3.6 短絡（非接地式直流ダブル・ブレイク回路）の例

Figure 3.6 Two conductor proper polarity dc hot short example

(2) 共通電源を有する関連回路

当該の関連回路は、安全停止系と電源を共有し、ブレーカーやヒューズの保護協調が適切でない負荷回路に故障が生じることで、安全停止の達成に必要な機器への電源の喪失に至らしめるおそれのある回路である。安全停止に影響を及ぼす安全系でない回路の影響の仕方には、以下の2とおりが想定される。

- 安全停止系でない関連回路における短絡などの故障によって共通電源のブレーカーが落ちたりヒューズが飛んだりした場合には、安全停止系の電源も喪失する。(図 3.7 参照)
- 火災によるケーブルの絶縁劣化が高インピーダンス短絡で、直接その上流のブレーカーを落としたりヒューズを焼損させたりすることのない程度の過電流のときでも、そのような現象が複数の回路に同時に発生した場合には、更にその上流のブレーカーやヒューズにとって過電流となって、当該電源を受けている全負荷を喪失する。



火災エリア II における火災によって、同時に影響を受けたポンプ X の損傷に伴い、母線 A のブレーカー①が落ちた場合には、火災エリア I にある安全停止系のポンプ A も影響を受ける。

出典) Report of the Committee on Fire Protection for Nuclear Facilities⁹ p.307, Figure B-3.3(a)

図 3.7 短絡 (共通電源の場合) の例

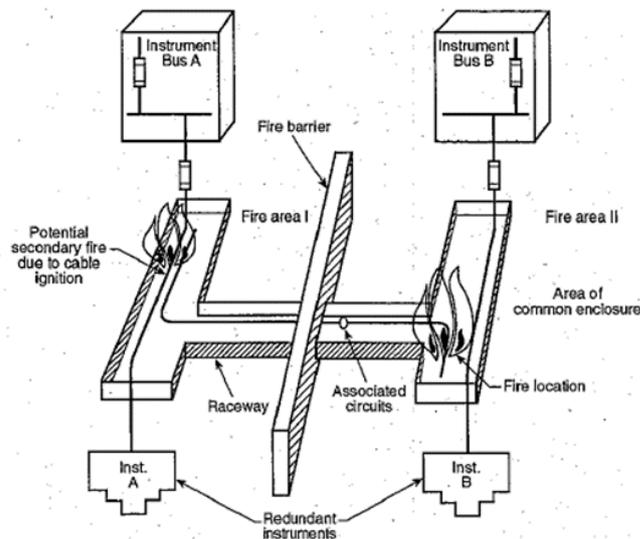
Figure 3.7 Hot short example (common power supply issue)

(3) 共通エンクロージャの関連回路

当該の関連回路は、あるケーブルにおいて発生する火災による損傷に伴う故障が、同じ筐体の中にある他の安全停止ケーブルの敷設経路に沿ってどこかで発火を生じさせるか、あるいはケーブルの延焼によって隣接する火災エリアに火災が拡大することである。

特に、隣接する火災エリアに火災が拡大した場合、当該の火災エリア内にある安全停止機器に対しても影響を生じさせる可能性がある。加えて、多重火災事象となることから火災時安全停止解析を実施するに当たる前提条件や仮定が維持できなくなる。安全停止系に属する回路に及ぼす安全系でない回路の影響の仕方には、次の2とおりがあ

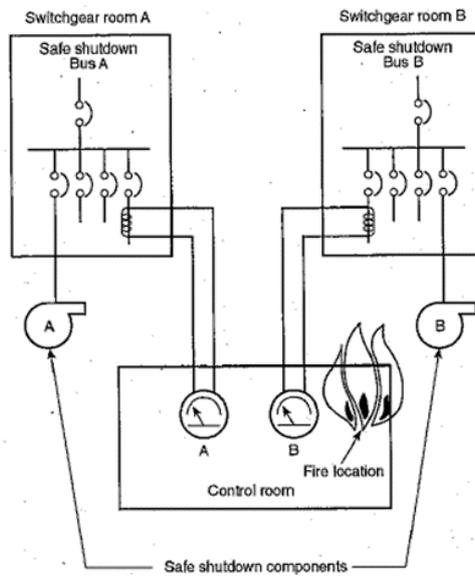
- 火災による損傷がケーブルに生じた場合に、電氣的に保護されていないケーブルに短絡を生じさせ、そのときの過電流によって二次火災を発生させるというもの。そのような二次火災が発生した場合、共通エンクロージャにある安全停止系のケーブルや機器に影響を及ぼす可能性がある。(図 3.8 及び図 3.9 参照)
- ケーブルの外装 (ジャケット) が延焼する場合で、そのような火災が、当該の火災区域の境界を越え、発火したケーブルと同一のレースウェイにある安全停止系のケーブルに影響する可能性である。



火災区域 II の火災により、関連回路に過電流が発生し、火災区域 I で二次火災が発生する

出典) Report of the Committee on Fire Protection for Nuclear Facilities⁹ p.307, Figure B-3.3(b)

図 3.8 二次火災 (共通エンクロージャの場合) の例
Figure 3.8 Secondary ignition example (common enclosure issue)



出典) Report of the Committee on Fire Protection for Nuclear Facilities⁹ p.308, Figure B-3.3(c)

図 3.9 電源遮断 (共通エンクロージャーの場合) の例
 Figure 3.9 Power source break example (common enclosure issue)

3.4 回路解析の実施手順

米国の電力研究所（EPRI：Electric Power Research Institute（以下「EPRI」という。）」及びNRCの合同研修会 NRC-RES/EPRI Fire PRA Course Workshop では、Hot Probe 手法を用いた回路解析が推奨されている。合同研修会の資料^{10, 11, 12, 13}で提示されている Hot Probe 手法を図 3.10 に示す。

同図において、点線で囲まれたブロックは、電気回路の主要な構成要素を示し（PS-1（電源）、CB（遮断機等の開閉器）、EX-1（モーターや弁等の機器））、各ブロック間の線（P, S, U）は、回路を構成する導体である。同図の右下は導体が含まれるケーブル A、B とブロックの関係を示す。Hot Probe 手法は、Hot Probe（仮想的な電圧源）又は Ground Probe（地絡を誘発させる電圧源）を導体に接触させることで、対象回路に短絡又は地絡を誘発し機器に誤作動が生じるかどうかを判別するためのものである。例えば、図 3.10 には、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」の回路の応答が示されている。これらの場合における応答は、一例として、以下のとおりである。

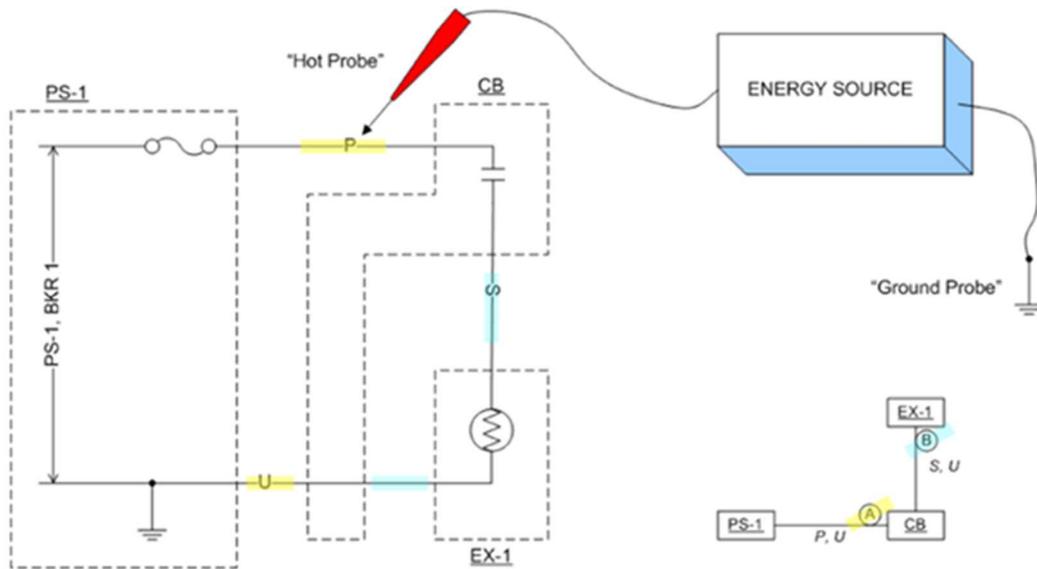
NC	:	No consequence（回路への影響なし）
SO-HS	:	Spurious open due to a hot-short（ホットショートにより誤作動（誤開））
LOP-BF	:	Loss of power due to blown fuse（ヒューズが飛んで回路電圧が喪失）
LOC	:	Loss of Control（制御不能）

このように解析した結果は、ワークシートにまとめられる。図 3.11 にその例を示す。最初に、回路解析の実施前に記入する項目（青字）は、以下の情報を元に記入する。

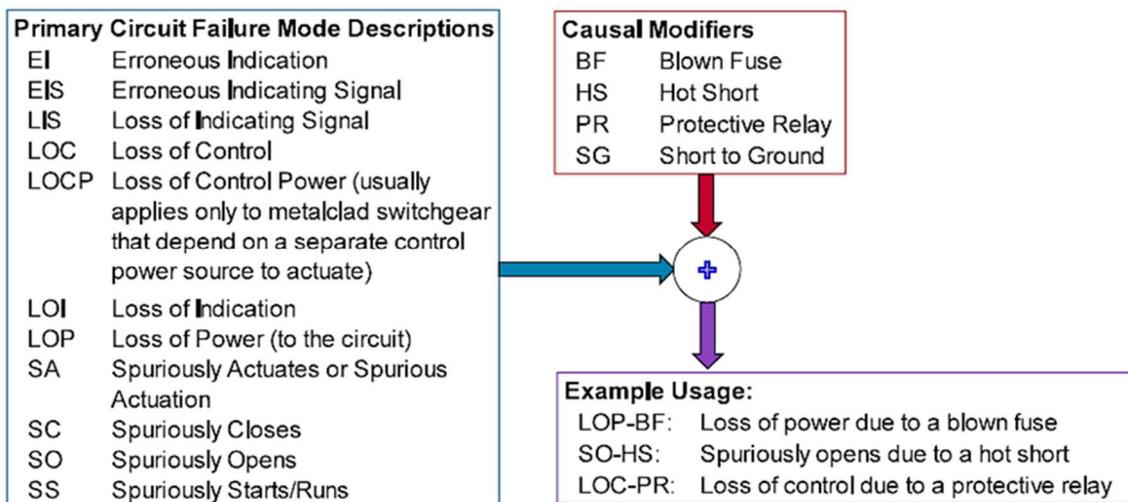
- SSEL
- 展開接続図
- 配線接続図

最後に、回路解析の実施後に記入する項目（ケーブル解析）（赤字）は、図 3.11 に示す表記に基づく応答結果だけでなく対象とした機器に要求される機能維持に必要なかどうかの判別を機器に接続するケーブルごとに記入する。解析する場合には、Hot/Ground Probe と接触する回路（又はケーブル）ごとに、展開接続図及び配線接続図の図面上でそれぞれ対応する箇所を色分けする（強調する）ことが望ましい（図 3.10 の上図を参照）。NRC の合同研修会 NRC-RES/EPRI Fire PRA Course Workshop ではこれを推奨している^{12, 13}。ただし、ケーブルごとの解析結果を記入するに当たり、導体（Hot/Ground Probe との接触部）ごとの解析結果を整理する必要がある（図 3.10 を参照^(注24)）。

^(注24) 図 2.10 からケーブル解析結果は、ケーブル A が導体 P 及び U の解析結果を、ケーブル B が導体 S 及び U の解析結果を整理したものとなり、ケーブル A は「LOP-BF」、ケーブル B は「SO-HS, LOC」となる。



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に整理する。



上記の表記による導体ごとの解析結果

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

出典) Joint RES/EPRI Fire PRA Workshop^{11, 12, 13} を元に翻訳及び編集

図 3.10 Hot Probe 手法及び表記の例
Figure 3.10 Example of Hot Probe analysis

CIRCUIT ANALYSIS WORKSHEET				
Component ID: <u>Ex-1</u>		Component Type: <u>Electrical Component</u>		
Component Description: <u>Example 1</u>				
Normal Position:	<u>DEENERGIZED</u>			
Failed Electrical Position:	<u>DEENERGIZED</u>			
Failed Air Position:	<u>N/A</u>			
Function State:				
Initial Position:	<u>DEENERGIZED</u>			
Desired Position:	<u>DEENERGIZED</u>			
BE Code:	<u>EX1-SA</u>			
High Consequence Component	Yes	<input type="checkbox"/>	No	<input checked="" type="checkbox"/>
Power Supplies:	<u>PS-1</u>	Breaker:	<u>1</u>	Req'd <input type="checkbox"/>
		Breaker:		Req'd <input type="checkbox"/>
Cable Analysis:				
Cable ID	Req'd ?	MHS ?	Fault Consequence	Comments
EX1A	N			
EX1B	Y		SA, LOC	Pos. hot probe on S causes SA Pos. hot probe on U causes LOC Ground probe on S causes LOC

◆ 解析実施前の記入項目

1. 機器情報
 - 機器番号 (ID)
 - 機器タイプ
 - 名称。
2. 機器の状態
 - 通常時
 - 電源喪失時
 - 空気供給喪失時
 - 機器に要求される機能
 - 要求時前後の状態
3. 重要な影響を及ぼす機器
4. 機器に給電する電源情報
 - 名称及び番号 (ID)

◆ 解析実施後の記入項目 (ケーブル解析)

1. ケーブルID
2. 機器に要求される機能維持に対する要否
3. 応答結果

出典) Joint RES/EPRI Fire PRA Workshop^{11, 12} を元に翻訳・追記

図 3.11 Hot Probe 手法ワークシートの例

Figure 3.11 Example of Hot Probe analysis worksheet

3.5 代表的な回路図に対する誤作動シナリオの解析例

ここでは、図 3.10 及び図 3.11 に示した Hot Probe 手法を用いて、EPRI 及び NRC の合同研修会において提供される実機プラントの回路図 (又はそれに相当する仮想的な回路図) に対する回路解析の実行例及び誤作動に至るシナリオを解説する。ただし、対象は、空気作動弁 (AOV-1 : Air Operation Valve-1 (以下「AOV-1」という。)) とする。

機器の誤作動に至る要因について、図 3.12 に示す「回路解析ワークシート」として整理する。

表 3.2 AOV-1 の要求機能「閉維持」に関する回路解析の結果

Table 3.2 Results of circuit analysis for AOV-1 required function “MAINTAIN CLOSED”

Probe 導体 ID	120V AC Hot Probe	Grounded Probe*1
X00	<u>NC : No consequence</u> 本導体に“120V AC Hot Probe”が接触しても、通常開の“PB(OPEN)”があることにより、SOV は励磁されることはなく、AOV-1 は閉維持される。なお、本導体と U00 が接触した場合には、負荷をバイパスして閉回路を形成することにより過電流が発生する可能性がある*2。	<u>NC : No consequence</u> 本導体が地絡すると、接地回路経由で閉回路を形成することにより過電流が発生する可能性がある。その結果、ヒューズが飛ぶ可能性があり、その場合には、回路への電源供給が喪失するが、AOV-1 は閉維持される*3。なお、表示灯 G は消灯するが、AOV-1 に要求される機能への影響はない。
U00	<u>NC : No consequence</u> 本導体に“120V AC Hot Probe”が接触しても、SOV は励磁されることはなく、AOV-1 は閉維持される。	<u>NC : No consequence</u> 本導体側は接地回路側にあるため、本導体が地絡しても回路への悪影響はない。(負荷を経由しているため、即座に回路への影響はないとした。)
SV0	<u>SO-HS : Spurious open due to a hot-short</u> 本導体に“120V AC Hot Probe”が接触すると、リレー“SOV”が励磁され、AOV-1 が誤開する (ホットショートが生じる)。なお、異なる回路間のケーブルで Inter-Cable Hot short が発生するのは、Hot Probe 側回路にも接地回路がある場合である。	<u>NC : No consequence</u> 本導体で地絡が発生しても、PB(OPEN)と接点”KPH-“が開いているため、回路への悪影響はない。(負荷を経由しているため、即座に回路への影響はないとした。)
G00	<u>NC : No consequence</u> 本導体に“120V AC Hot Probe”が接触しても、表示灯 G は点灯したままであり、回路への悪影響はない。(負荷を経由しているため、即座に回路への影響はないとした。)	<u>NC : No consequence</u> 本導体が地絡すると、接地回路経由で閉回路を形成することにより過電流が発生する可能性がある。その結果、ヒューズが飛ぶ可能性があり、その場合には、回路への電源供給が喪失するが、AOV-1 は閉維持される*3。なお、表示灯 G は消灯するが、AOV-1 に要求される機能への影響はない。
R00	<u>EI-HS : Erroneous indication due to hot-short</u> 本導体に“120V AC Hot Probe”が接触すると、表示灯 R は点灯する。	<u>NC : No consequence</u> 本導体が地絡しても、接点“33U-”は開いているため、接地回路と閉回路を形成することはない、回路への悪影響はない。

*1 本回路は接地回路があるため、地絡した導体はこれと接触するものとした。Grounded Probe は、当該導体が地絡することを想定する。

*2 接地回路により過電流を防止できないとした。

*3 本事象は LOP-BF (Loss of power due to blown fuse) であるが、AOV-1 は閉維持されるため、NC とした。

出典) 平成 30 年度原子力規制庁請負成果報告書⁷ p.3.1-5, 表 3.1-1 を抜粋

表 3.3 AOV-1 の要求機能「閉維持」に係るケーブルの識別結果

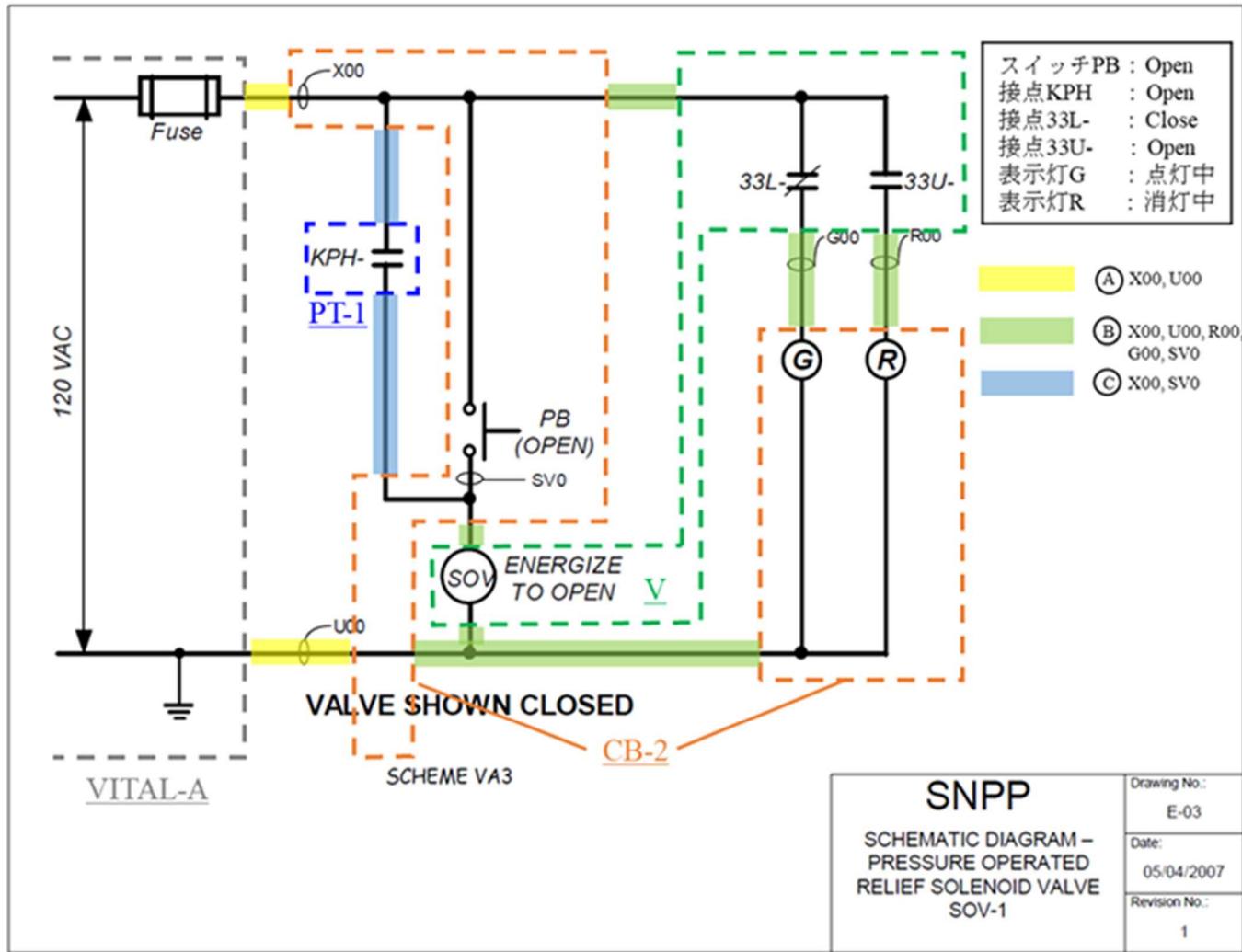
Table 3.3 Results of cable analysis for AOV-1 required function “MAINTAIN CLOSED”

ケーブル ID	機器に要求される機能に必要か？*1	回路の応答	機器への影響
A	不要	—	影響なし
B	必要	SO-HS EI-HS*2	誤開 (閉維持機能喪失)
C	必要	SO-HS	誤開 (閉維持機能喪失)

*1 必要とされたケーブルに対しては、“機器への影響”に記載された故障モードに対する確率を設定する。上記では、“誤開”に対して確率を設定する。

*2 表示灯 R が点灯するため、運転員の行動に影響を与える可能性がある。

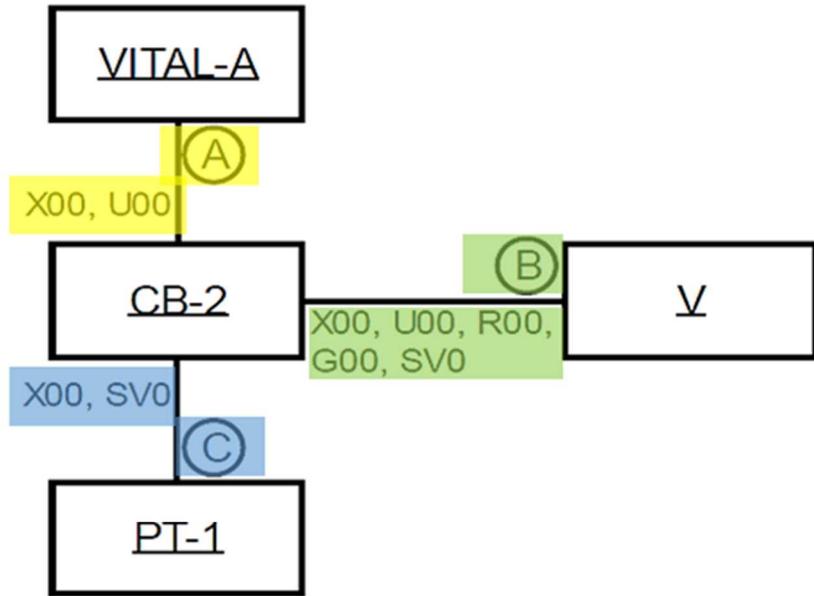
出典) 平成 30 年度原子力規制庁請負成果報告書⁷ p.3.1-6, 表 3.1-2 を元に編集



出典) Joint RES/EPRI Fire PRA Workshop 2008¹⁰ を元に編集

図 3.13 AOV-1 の展開接続図

Figure 3.13 Schematic diagram for AOV-1



SOV-1, SCHEME VA3

出典) Joint RES/EPRI Fire PRA Workshop 2008¹⁰ を元に編集

図 3.14 AOV-1 の配線接続図

Figure 3.14 Block diagram for AOV-1

4. 回路解析に対する米国 NRC の規制活動

審査段階では、事業者は、火災防護計画書（FPP）又は、これに相当する図書において、回路解析について記載する。FPP は、NRC に提出され審査を受ける。ただし、NEI 00-01 による実務の詳細は、審査の対象外である。他方、3 年ごとの火災防護検査段階では、回路解析に対する検査は、検査手順書 IP71111.21N.05 “Fire Protection Team Inspection (FPTI)” に従い実施される^(注25)。ここでは、米国 NRC の審査段階及び検査段階の中で、NRC が回路解析をどのように取り扱っているか整理した。

4.1 回路解析に対する米国 NRC の審査対応

NEI 00-01 をガイドラインとした回路解析の実務の詳細は、決定論的規制においても確率論的規制においても、事業者の FPP や Transition Report (TR) に含まれるレベルの情報ではなく、NRC による審査と承認が必要な審査資料とはなっていない^(注26)。ただし、NRC は、不可解な解析結果が提示された場合には、その理由を理解するため、事業者に対して、追加情報要求（RAI : Request for Additional Information（以下「RAI」という。））の提出を要求し、克明に評価過程まで説明を求めることはできる。しかし、回路解析について、FPP や TR の審査を巡って、RAI によりそれらの下位図書である回路解析の評価過程をまとめた文書が要求された事例は見受けられない。

一方、確率論的規制において、プラント改造に伴って当該プラントにリスクの変化（ Δ CDF、 Δ LERF）が生じると評価される場合、事業者は、NEI 04-02 Revision 2¹⁷ の 5.3.5.1 項「定量的なリスクの許容基準（Quantitative Risk Acceptance Criteria）に従って、そのリスクの変化量に応じた以下の対応が求められる。

- (1) 改造に伴い、CDF（Core Damage Frequency（以下「CDF」という。））と LERF（Large Early Release Frequency（以下「LERF」という。））の正味の変化が共に減少方向である場合、当該の改造は、NRC による事前の審査と承認を必要としない。
- (2) 改造に伴い、CDF 及び LERF の正味の変化が、それぞれ 1×10^{-7} /年及び 1×10^{-8} /年未満の増加である場合、当該の改造は、NRC による事前の審査と承認を必要としない。
- (3) 改造に伴い、CDF 及び LERF の正味の変化が、それぞれ 1×10^{-7} /年以上 1×10^{-6} /年未満、 1×10^{-8} /年以上 1×10^{-7} /年未満の増加である場合、事業者は、当該の改造について評価を実施した上で、当該の改造に関する資料をまとめて NRC に提出しなければならない。NRC は、90 日以内に回答するものとする。

^(注25) 2020 年 1 月 1 日以前の検査は、決定論的規制と確率的規制のそれぞれに対応する検査手順書 ATTACHMENT 71111.05T, “Fire Protection (Triennial)”¹⁹ (以下「IP 71111.05T」という。)及び ATTACHMENT 71111.05TX, “Fire Protection - NFPA805 (Triennial)”²⁰ (以下「IP 71111.05TX」という。)に従い実施されていた。

^(注26) 配管や容器などの機械系の機器に対する応力解析の詳細や、プラントの過渡現象や事故に対する熱水力学解析の詳細、PRA コードによるリスク評価の詳細に対する扱いと同じである。いずれの場合も、NRC による審査は、評価の条件、ルール、評価方法、判定基準及び解析結果などに限定され、詳細な評価過程は、審査の対象外とされるのが原則である。

なお、火災による誤作動・不作動の問題は、規制要件に適合する場合でも、依然として炉心損傷事故に至らしめるシナリオが排除されるわけではない^(注27)。

4.2 回路解析に対する米国 NRC の検査対応

米国における火災防護に係る検査手順書、特に回路解析に係る手順書の概要、検査項目、検査ポイント、検査の実施と事業者へ提出要求される図書・情報、不適合が発見された場合の評価について、調査結果を整理した。以下、順を追って示す。

4.2.1 火災防護に係る検査手順書の概要

火災防護の検査手順書には、毎四半期に実施する検査（Quarterly Inspection）と毎年実施する検査（Annual Inspection）を定めた IP 71111.05AQ¹⁸ 並びに 3 年毎に実施する検査（以下「3 年毎検査」という。）（Triennial Inspection）を定めた IP 71111.05T¹⁹ がある。その後、火災防護の規制が、従来 of 決定論を基礎とした 10CFR50 Appendix R 及び 2004 年に導入され、リスクインフォームド・パフォーマンスベースト（Risk-Informed, Performance-Based（以下「RI-PB」という。））の 10CFR50.48 (c) NFPA 805 による 2 本立てとなったことを受け、後者への移行を選択した事業者のため、それに特化した検査手順書として IP 71111.05XT²⁰ が新たに制定され、2011 年 10 月 28 日に発行された。

なお、IP 71111.05 では、米国同時多発テロ事件を受けて、テロ活動によるプラントへのインパクト（火災や爆発による所内 LOLA^(注28)）に係る検査手順が含まれている^(注29)。

^(注27) 例えば、ABWR に対する型式認証（DC）の場合、既に安全審査を終えているが、最新の MSO などに関する知見に基づいて評価がなされていたわけではないことから、最近この問題が提起され、NRC は、認可証の所有者である GE-日立ニュークリア・エナジー（以下「GE-日立」という。）に対して改めて解析を行うよう指示が出されている⁵¹。

^(注28) LOLA：Loss Of Large Area（大規模エリア喪失）の略。以下「LOLA」という。

^(注29) 中間暫定措置命令（ICM：Interim Compensatory Measures Order）EA-02-026 の B.5.b 項では、事業者に対して、使用済燃料プール、原子炉及び格納容器の機能を維持するための対応を講じるよう指示している。産業界側はこの命令への対応としてガイドライン（NEI 06-12）を策定した。Revision 2 は、2006 年 12 月に発行され、同月 22 日、NRC によって部分的に是認されている。NRC は、検査手順書 TI 2515/171 "Verification of Site Specific Implementation of B.5.b Phase 2 & 3 Mitigating Strategies" を発行し、これを 2009 年 12 月 24 日に IP71111.05T に取り入れている。

4.2.2 検査項目

検査手順書 IP 71111.05T^{19,21}に規定されている具体的な項目は、以下のとおりであり、回路解析も検査項目として掲げられている。B.5.b の LOLA 対策の検査は、下記に付け加えられる形で規定されている。これらの検査は、一発電所当たりの原子炉の基数にかかわらず、240 人・時間（8 時間×30 人）のリソースが使われる。そして、検査は、対象とされるものにもよるが、3～5 か所のリスク上有意な（Risk-Significant）火災区域と火災区画に対して実施される。同検査手順書は、LOLA 対策を取り込んだ 2009 年 12 月 24 日以降にも数度改訂され、最新版が 2013 年 1 月 31 日に発行されている。

- 安全停止能力の防護
- 静的設備
- 動的設備
- 消火活動に伴う損傷からの保護
- 代替停止能力
- 回路解析
- 通話用設備
- 非常灯
- 冷温停止系の担保
- 補完措置の運用状況
- 火災防護計画書の変更点に対する審査と記録
- 可燃物と発火源の管理

4.2.3 検査ポイント

以下が、あらかじめ検査対象として指定した火災エリア（区画）に対する NRC 検査官の確認ポイントとなっている。

- (1) 事業者が原子炉の安全停止に重要な SSC を抽出していること。
- (2) 事業者が、火災時安全停止解析を実施していること。
- (3) 該当する P&ID を審査する。流れが支流に流出する、冷却材を喪失するなどの様々なシナリオについて、原子炉を高温停止に導き維持するプラントの能力に悪影響を及ぼす可能性がないか検討する。また、事業者が、そのようなプロセス配管や電気回路を特定し検討していること及び短絡や地絡によって安全停止が妨げられないことを事業者による解析結果で示されていることを確認する。
- (4) ブレーカーの配置やヒューズの使い方について適切に評価が行われていること及びそれにより多重化された他方あるいは代替の安全停止系や機器の電源が保護されていることを確認する。
- (5) 短絡、断線及び地絡が起こった際、（一次格納容器の外側の）火災区域内にある安全停

止の成功パスにある機器に対して影響を及ぼす可能性のある回路が、10CFR50 Appendix R の III.G.2 項（多重化された安全停止回路に対する隔離要件）に適合することによって保護されていることを確認する。

(6) 安全停止に重要であるが成功パスを構成しておらず、III.G.2 項にも適合しないケーブルは、回路解析に用いて評価対象の火災区域（区画）について、以下の事項が考慮されていることを確認する。

① ケーブル損傷モードについては以下の事項が考慮されていること。

- a. 個々の熱可塑性又は熱硬化性の多芯ケーブル^(注30)に対し、当該のケーブル内にある任意の導体の組合せによる短絡を考え、誤作動の評価を行う。
- b. ケーブルトレイや電線管の中で隣接する 2 本の熱可塑性ケーブルは、それらのケーブル間の任意の導体の組合せを考え、短絡した際の誤作動を評価する。この場合、同一の火災により複数のケーブルが損傷する場合も考慮する^(注31)。
- c. 直流回路を含む場合には、制御ケーブルの損傷による潜在的な誤作動についても考慮すること。特に、高圧系と低圧系の境界にある機器のケーブルにあつては、2 本の独立した別々の多芯ケーブルに対しても、一方に「ソース」、他方に「ターゲット」がある場合の潜在的な誤作動をも考慮すること。
- d. 高圧系と低圧系の境界にある崩壊熱除去系の隔離弁に関係した回路については、弁の三相交流電源ケーブルにおいて 3 本の導体のそれぞれの相が一致する短絡が起こらないことを確認する^(注32)。

② 事業者が、安全停止能力に対しての潜在的な影響が存在しないことを証明するために、a. ～b. を確認し、c. が該当する場合には、d. 及び e. を確認する。

- a. （火災モデルによって）想定される火災シナリオがないと判断しているか、
- b. 停止能力を担保する実践的で信頼性のある人的操作を運用しているか、
- c. 回路解析を行っているか。
- d. 非接地回路の場合には、火災による短絡は解除されないものとし、接地回路の場合には、20 分で解除されるものと仮定する。
- e. 保持回路のない機器に対する同時短絡については、高圧系と低圧系の境界にない機器に対しては 2 本のケーブルの場合を考慮するが、高圧系と低圧系の境界にある機器に対しては、3 本の別々のケーブルが同時に短絡する場合も考慮するものとする。

^(注30) アーマード・ケーブルを含む。

^(注31) 導体数や回路設計によっては、複数の誤作動についても考慮しなければならない場合がある。

^(注32) ジャケットが熱可塑性又は熱硬化性の場合のいずれかに関わらず確認する。3 本の導体について各相を R、S、T と区別した場合、ソース側とターゲット側が、R-R、S-S、T-T と短絡しないことを確認する。

4.2.4 検査の実施と事業者に提出を求める図書・情報

3年ごとの火災防護検査の実施に当たってNRCは、少なくとも3か月前までに文書で事業者へ通知する。そして、実際に現場の検査（onsite inspection）を行う3週間前までに、情報収集訪問（information gathering visit）を行う。この訪問の目的は、検査の計画を立てるのに重要な発電所固有の情報を収集し、事業者の代表者と検査の実実施計画やスケジュールなどについて打合せを行い、検査対象となる可能性のある火災区域に対する現地巡回（ウォークダウン）を実施することである。

NRCの検査班長（team leader）は、検査チームが必要とする情報と図書のリストを事業者へ提示する。事業者の活動（非常灯の点検、通信設備の点検、防火演習及び停止時の巡視など）に立会う予定がある場合には、その希望リストも提出する。

事業者側は、情報収集訪問の約3週間前に、以下の4点の図書をNRCの検査班長へ提出するものとする。

- 火災時安全停止解析又は代替停止解析
- 火災ハザード解析
- 外部事象に対する個別プラント評価（IPEEE：Individual Plant Examination for External Events（以下「IPEEE」という。））の火災防護に関する部分
- 火災PRAの概要版

上記4点の提出を受けて、検査班長は、NRCの地方区事務所で審査することで、検査対象とする火災区域の予備リストを作成する。ただし、火災区域の選定は、情報収集訪問の期間中か、又は期間後早期に完了させる。

検査班長は、情報収集訪問に先立って、地方区事務所の上級原子炉分析担当（SRA：Senior Reactor Analysts（以下「SRA」という。））から、プラント固有の火災リスクの概要（火災区域毎の火災リスクのランキング、それらの火災区域に対する条件付炉心損傷確率（CCDP：Conditional Core Damage Probability（以下「CCDP」という。））及び各部屋で火災が発生した場合に起こり得る過渡事象のシーケンスなど）を得る。さらに、過去に実施した火災防護検査、火災時安全停止検査の着眼ポイント及び検査結果も考慮し、検査チームが協議して3～5か所のリスク上重要な火災区域を選定する。加えて、情報収集訪問において、候補の火災区画に対してウォークダウンを実施する。情報収集訪問の後、検査班長はSRAの作成した火災リスク着眼ポイント、他のチーム・メンバーからの技術情報、及びウォークダウンの所見を検討し、選定した3～5か所の火災区域（区画）に対する検査計画を策定する。この検査計画には、火災時安全停止機能と当該機能が火災による損傷から免れ、成功パスを維持する上で必要な火災防護対策が示されているものとする。

事業者側は、情報収集訪問の際に、検査チームが要求する文書を閲覧できる状態に用意するものとする。これらの文書は、IP71111.05T²¹ ENCLOSURE 1 “Fire Protection Program

Supporting Documentation”において例示^(注33)されており、その数は膨大である。このうち、回路解析に関連する文書を抽出し、表 4.1 に示す。

NRC 検査官が情報収集訪問の中に収集する文書及び情報は、特記した情報を除き、電子媒体が望ましいとしている。このため、NRC 検査官が事業者の文書管理システムにアクセスする場合には、当該システムは、NRC 検査官が地方区事務所からダウンロード、保存及び印刷することが可能でなければならない。ただし、CD やハード・コピー（紙面印刷）であってもよい。検査終了後、検査チームの取得した図書については保管されない^(注34)。

表 4.1 情報収集訪問で事業者に提出要求される主な図書及び情報
Table 4.1 Main document and information that the company is required to submit in the information gathering visit

A. 設計図書及び認可図書	
A.1	火災時安全停止解析又は代替停止解析
A.4	火災 PRA の概要版
A.6	火災時安全停止系統又は代替停止系統を整理したリスト（例；SSEL）
A.8	火災時安全停止又は代替停止の設計基準書
A.14	火災防護計画書と火災時安全停止又は代替停止に対する NRC の安全評価報告書（写し）
A.15	プラントの火災防護と火災時安全停止又は代替停止に対する NRC からの免除承認（写し）
A.16	プラントの火災防護と火災時安全停止又は代替停止に対する NRC からの未承認免除申請（写し）
A.17	運転承認証
A.18	Tech Spec（電子媒体）
A.19	技術要件手引き（電子媒体）
A.20	最終安全分析報告書の更新版（電子媒体）
B. 一般的なプラント設計図書	
B.1	P&ID 及び火災時安全停止又は代替停止の凡例リスト（C サイズの紙図面）
B.5	交流及び直流の単線結線図（所外電源から最上流の安全系母線まで）（C サイズの紙図面）

^(注33) “DESIGN AND LICENSING BASIS DOCUMENTS”（A.1~A.20（“A.1”は文書番号を示す。））、“GENERAL PLANT DESIGN DOCUMENTS”（B.1~B.8）、“CLASSIC FIRE PROTECTION”（C.1~C.28）、“ELECTRICAL”（D.1~D.9）、“SPURIOUS FIRE INDUCED CIRCUIT FAULT”（E.1~E.2）、“OPERATIONS”（F.1~F.16）及び“ADMINISTRATIVE CONTROL, OVERSIGHT, AND CORRECTIVE ACTION PROGRAMS”が例示されている。

^(注34) IP 71111.05T では、“the documents in the team’s possession will not be retained”と記載されていることから、NRC が廃棄することを事業者に対して約束しているのではなく、単に NRC として保管義務を負うものではないという意味に解釈できる。

B.6	火災時安全停止系の負荷（選定した火災エリアにあるものに限る）に電源を供給する MCC の単線結線図（C サイズの紙図面）
B.7	機器配置図（安全停止機器の位置を示す図面）（C サイズの紙図面）
B.8	各種プラントのレイアウト図で以下を示したもの（C サイズの紙図面） <ul style="list-style-type: none"> • 火災エリアの境界 • 可燃物管理区図 • 自動消火設備及び自動火災検知で防護された区域図 • 火災防護機器の配置図
C. 旧来の火災防護	
C.4	選定した火災エリアに設置されている火災防護設備に対して実施された過去 2 回のサベイランス記録（検知器、消火設備、ダンパーの検査及び試験、貫通部シールの検査など）
C.9	（選定した火災エリアにあるものに限る）CO ₂ 及びハロン消火設備の噴射試験、又は適切な濃度が一定時間維持されることを示す計算書
C.16	選定した火災エリアに対して以下を裏付ける溢水評価 <ul style="list-style-type: none"> • 当該火災エリア内にある消火水配管が破断した場合でも、当該火災エリアにある機器により安全停止機能に悪影響を及ぼさないこと。 • 隣接した火災エリア内にある消火水配管が破断した場合でも、当該火災エリアにある機器により安全停止機能に悪影響を及ぼさないこと。 • 下階の火災エリアに水の漏洩が生じないことが担保された、当該火災エリアにある床貫通シールの耐水能力
D. 電気関係	
D.1	選定した火災エリア内のケーブルが主として熱硬化性か熱可塑性かの識別。特に、主として熱可塑性のケーブルである場合には具体的に特定する。
D.2	火災時安全停止又は代替停止に係る系統にあるブレーカー及びヒューズの保護協調計算（選定した火災エリアにあるものに限る）
D.3	ヒューズ交換に適用される運用手順書及び履歴管理の手順書
D.4	火災時安全停止機器又は代替停止機器に対し、保護協調を維持するために設定するブレーカー過電流トリップの設定が適切であることを確認する作業手順書
D.5	最近の 6 か月（二四半期）以内で実施した電気系の健全性評価報告書
D.6	安全停止操作盤又は代替停止操作盤から試験を行った機器に対して最近実施した予防保全記録
D.7	検査対象となる電気回路の回路図及び展開接続図（C サイズの紙図面）
D.8	火災時安全停止又は代替安全停止を保証する機器のケーブル敷設図（選定した火災エリアにあるものに限る）
D.9	過去 3 年間で実施された火災時安全停止又は代替停止に係る系統の設計変更一覧
E. 火災による誤作動	
E.1	摘出された火災による回路故障（構成機器に関する情報も含む）一覧（選定した火災エリアにあるものに限る）
E.2	MSO 専門家パネルの報告書

F. 運転	
F.1	火災時安全停止又は代替停止の方法に関する計算、解析、調査及び評価の一覧
F.2	火災時安全停止又は代替停止に求められる OMA*に携わる有資格運転員に対する業務評価一覧 (List of licensed operator Job Performance Measures (JPMs))
F.3	火災時安全停止又は代替停止に求められる OMA に携わる無資格運転員に対する訓練項目の一覧 (JPM、現場訓練のウォークダウン、シミュレーター訓練及び初歩的な技能を含む。)
F.4	有資格運転員及び無資格運転員向けの火災時安全停止又は代替停止に係る訓練の演習計画書
F.5	OMA に係る以下の資料 <ul style="list-style-type: none"> •OMA の妥当性評価 •対応時間の切迫した措置 (time-critical action) に対する実施計画 •対応時間の切迫した OMA に対するタイム・ライン •タイム・ラインの妥当性評価
F.6	対応時間の切迫した OMA の制限時間を決定する根拠となった熱水力学の計算及び解析
F.7	選定した火災エリア内での火災を想定した場合に適用される中央制御室からの火災時停止のための運転手順書
F.8	中央制御室外からの火災時安全停止又は代替停止のための運転手順書
F.9	安全停止操作のための機器及び手段に係る以下の情報 <ul style="list-style-type: none"> •員数確認及び点検の手順書 •最近実施した員数確認及び点検の結果
F.10	冷温停止に必要な機器の修理を行うための手順書一覧
F.11	冷温停止に必要な機器の修理に係る以下の情報 <ul style="list-style-type: none"> •員数確認及び点検の手順書 (必要なツール、資機材など) •最近実施した員数確認及び点検の結果
G. 運用管理、監視体制及び是正プログラム (CAP)	
G.1	火災による回路故障 (IN92-18 で記述する事象も含む) について、単一誤作動及び多重誤作動に対する是正措置
G.2	火災時安全停止又は代替停止の OMA に関連した是正措置
G.4	火災時安全停止又は代替停止に係る過去 3 年間に実施した自己評価、ピアレビュー及び監査

*手動操作 (OMA : Operator Manual Action (以下「OMA」という。))

出典) ATTACHMENT 71111.05T, “Fire Protection (Triennial)”,(January 31 2013)²¹ 及び平成 28 年度 米国における火災後安全停止に関する回路解析の調査²², p.49-51 を元に翻訳及び編集

4.2.5 不適合が発見された場合に NRC が事業者に要求する対応

3 年毎火災防護検査によって不適合が発見された場合には、IMC (Inspection Manual Chapter) 0609 有意性判定プロセス (SDP) (2015 年 4 月 29 日) の付属書 F (火災防護に対する SDP) (2013 年 9 月 20 日)²³ に従って、その有意性に対する評価が行われる。付属書 F には、以下の添付が用意されている。

- 添付-1 ワークシート
- 添付-2 様々な火災防護計画の要素に対して固有な劣化状態の等級指針
- 添付-3 火勢の拡大と損傷シナリオを特定するための指針
- 添付-4 発火源に対するマッピングのための情報 (発生頻度、計数単位、適用するシビアリティの特徴、適用するマニュアル消火曲線)
- 添付-5 非単純発火源に対する属性の決め方
- 添付-6 ターゲットの摘出とそれらの発火基準、損傷基準に関する指針
- 添付-7 火勢の拡大と損傷時間の解析に関する指針
- 添付-8 消火に至らない確率評価の指針

4.3 回路解析に対する米国 NRC の規制活動例

2015～2016 年に実施された NRC による検査において、幾つかのプラントで回路解析上の不適合が摘出されている。表 4.2 及び表 4.3 にその例を示す。ただし、PWR には確率論的規制に従うプラントの調査例のみであるが、回路解析関係の検査には大きな違いがないことから、ここではそれらの調査結果も概説する。

表 4.2 調査対象とした検査事例の種類及び概略 (1)

Table 4.2 Types and outlines of inspection cases targeted for survey (1)

炉型	適用規制	プラント名	検査手順書	検査実施期間	不適合件数
PWR	確率論	Callaway	IP 71111.05XT	2015 年 4 月 27 日～5 月 14 日	1 件 (緑)
	確率論	Donald Cook	IP 71111.05XT	2016 年 8 月 2 日～9 月 2 日	1 件 (緑)
	確率論	VC Summer	IP 71111.05XT	2016 年 10 月 3 日～10 月 7 日 10 月 17 日～10 月 21 日	1 件 (SL IV)
BWR	決定論	Perry	IP 71111.05T	2015 年 9 月 22 日～10 月 23 日	1 件 (緑)
	決定論	River Bent	IP 71111.05T	2016 年 4 月 11 日～4 月 28 日	1 件 (緑)
	確率論	Browns Ferry	IP 71111.05XT	2016 年 7 月 25 日～7 月 29 日 8 月 8 日～8 月 12 日	2 件 (緑)

出典) 平成 28 年度 米国における火災後安全停止に関する回路解析の調査²², p58

表 4.3 調査対象とした検査事例の種類及び概略 (2) (1/6)

Table 4.3 Types and outlines of inspection cases targeted for survey (2) (1/6)

プラント名	検査概略	
Callaway	事業者	Union Electric Company
	炉型／電気出力	4 ループ PWR／120 万 kW
	検査チームの構成	6 名（第IV地方区）
	検査対象の火災エリア	(1) 中央制御室空調及びフィルター・ユニット室（B系）（火災エリア番号 A-21） (2) 原子炉トリップ開閉器室（火災エリア番号 A-27） (3) B系 ESF ^(注35) 開閉器室（火災エリア番号 C-10） (4) 中央制御室（火災エリア番号 C-27）
	検査官チーム摘出概要	○火災シナリオにおけるソース-ターゲットの組合せに関する見落とし 火災パネル BB01 の火災をモデルにした火災シナリオ 1403-01 における発火源の ZOI ^(注36) にあるレースウェイ（ケーブルトレイ 6UIY）が見落とされ、また、当該シナリオに係る計算書 KC-56 にも言及されていないことにより、火災発生時、安全・安定状態の確立が影響を受ける可能性がある。
検査官チームの判定	実務上の過失（performance deficiency）であると判定し、これが原子炉安全系の緩和系に関連することから、軽微を超えるもの（more than minor）と評価した。その上で、IMC 0609 Attachment 4 ^(注37) による評価の結果から、IMC 0609 Appendix F に係るワークシートに従い、「緑」 ^(注38) とした。	

(注35) ESF：Engineered Safety Features（工学的安全設備）の略。

(注36) ZOI：Zone Of Influence（影響範囲）の略。

(注37) IMC 0609, Attachment 4：NRC Inspection Manual Chapter 0609, “Significance Determination Process” Attachment 4, “Initial Characterization of Findings,”（有意性判定プロセスの添付4「所見に対する予備評価」）の略。

(注38) IMC 0609 Appendix F の “Attachment 1 Fire Protection Significance Determination Process Worksheet,”（火災防護における有意性判定プロセス・ワークシート）の Step1.3（安全停止を達成する能力）の問い「原子炉が、（高温停止又は冷温停止のいずれの場合でも）、安全停止状態を維持し得るか。」に対して、火災シナリオ 1403-17 について評価された同じ回路の結果に基づいて、「YES」と判定し、「緑」としてスクリーニングした。

表 4.3 調査対象とした検査事例の種類及び概略 (2) (2/6)

Table 4.3 Types and outlines of inspection cases targeted for survey (2) (2/6)

プラント名	検査概略	
Donald Cook 1, 2	事業者	Indian Michigan Power Co.
	炉型／電気出力 1号機	4 ループ PWR (アイスコンデンサー型格納容器) ／117 万 kW
	2号機	4 ループ PWR (アイスコンデンサー型格納容器) ／115 万 kW
	検査チームの構成	5 名 (第III地方区)
	検査対象の火災 エリア	(1) 2号機 東側モーター駆動補機給水ポンプ室 (火災エリア 番号 AA22) (2) 1号機 必須サービス水ポンプ室 1・2号機 地下モータコントロールセンター室 (火災 エリア番号 AA32) (3) 1号機 工学的安全設備及びモータコントロールセンター 室 (火災エリア番号 AA40) (4) 2号機 AB スイッチギア室 (火災エリア番号 AA45A)
検査官チーム摘 出概要	○確率論的規制 (NFPA805) への移行に伴う加圧器の空気作 動弁に係る制御回路に対する RI-PB の未評価 加圧器の PORV 及びブロック弁 ^(注39) では、火災時に影響を 受けることに対する対応 (担保) ^(注40) を NFPA805 4.2.4 項に適 合するシナリオを除く全てのシナリオに適用されている。し かし、前述の対応を施した後も、ケーブル間短絡の発生を想 定した場合には、依然として PORV が誤作動を起こして開と なる可能性がある。これについて、事業者は、ダブル・ブレイ ク回路設計による誤作動の可能性を排除できるとしていた。	

^(注39) 加圧器には、減圧機能として、安全弁と PORV の 2 種類の装置が備えられている。PORV は、空気作動弁で、圧力上昇に伴い設定圧力で自動的に開放し、その後の圧力降下に伴い設定圧力で自動的に閉止する。また、中央制御室で手動操作することもできる設計となっている。ブロック弁は、PORV が過剰漏えいを呈した場合や開固着を起こした場合の強制的な隔離用として備えられており、中央制御室からマニュアルで操作される。PORV の開固着は、実質的に小 LOCA と同等であるが、ブロック弁で隔離することにより、RCS の減圧と冷却材の流失を止めることができる。

^(注40) 同時に影響を受ける可能性がある場合の対応は、中央制御室の操作盤にあるヒューズを抜くか、あるいは中央制御室の外から操作盤の電源を落とす操作を担保としている。

プラント名	検査概略	
		<p>しかしながら、このようなアプローチ（ダブル・ブレイク回路設計による担保）は、決定論的アプローチであり、RI-PBでは原則認められない。つまり、LAR^(注41)に明記した事項（確率論的規制（NFPA 805）では前述のアプローチを持ち込まないこと）に矛盾があった。</p>
	<p>検査官チームの判定</p>	<p>NRCは、問題の制御回路がダブル・ブレイク回路設計であること、当該火災区域に火災検知器とマニュアル消火設備が配備されていること及びFPPに定められている対策が運用されていることを挙げ、現実のリスクとしては軽微であると判定している。</p>

^(注41) LAR : License Amendment Requests (NFPA 805 移行の認可変更申請書) の略 (以下「LAR」という。)

表 4.3 調査対象とした検査事例の種類及び概略 (2) (3/6)

Table 4.3 Types and outlines of inspection cases targeted for survey (2) (3/6)

プラント名	検査概略	
VC Summer	事業者	South Caroline Electric & Gas
	炉型／電気出力	3 ループ PWR／97 万 kW
	検査チームの構成	8 名（第II地方区） 研修スタッフ 2 名を含む
	検査対象の火災エリア	—
	検査官チーム摘出概要	<p>○確率論的規制（NFPA805）への移行に伴う規制要件適合に係る図書の不適な管理（認可条件に係る誤認識）</p> <p>検査官チームは、事業者が提出した図書のうち、TR07800-009（回路解析に係る図書）^(注42) が事業者提出の LAR の根拠であることから、確率論的規制（NFPA805）の回路解析に係る項目^(注43) への適合を担保する図書と判断した。しかし、当該図書は、事業者が提出した火災防護計画管理手順書の 5.5.1 項で明記する事項に反して、最終更新年月日が 2011 年 9 月 14 日であった。検査官チームによる聴き取り調査の結果、所内スタッフは、技術文書やその他の図書が、実務上不要な図書（Legacy Document）になったと思い込み、更新する意図がなかったことが明らかになった^(注44)。</p>
	検査官チームの判定	<p>NRC は、上記の不適合に対しては、“NRC Enforcement Policy and NRC Enforcement Guidance”にある従来のプロセス（TE Traditional Enforcement）^(注45) を適用し、深刻度レベル(SL：Severity Level)を IV（SL IV）と評定した。</p>

^(注42) TR07800-009 “NFPA 805 and Fire PRA Circuit Analysis”は、Summer 原子力発電所におけるケーブルの選出と回路解析に関するアプローチ、方法、基準及び結果をまとめたものである。

^(注43) NFPA805 の当該項名は、2.4.2.1 “Nuclear Safety Capability Systems and Equipment Selection”、2.4.2.2 “Nuclear Safety Capability Circuit Analysis”及び 2.4.2.3 “Nuclear Safety Equipment and Cable Location”である。

^(注44) 事業者のスタッフは、PC-CKS（Cable Routing and Raceway Database Management System）という名称のデータベースが、NFPA805 認可ベースとして用いられているものと思い込んでいた。

^(注45) 事業者による通達に対し、深刻度レベル（SL：Severity Level）により重要度を評価する手法。SL に応じた対応措置については、事業者の対応状況やパフォーマンスの欠陥の有無を勘案して判断を行う。色による SDP 評価は重要度評価の結果で、SL IV は重大ではないが、軽微を超える懸念がある。ただし、安全状の影響はない判断レベル。SDP では「緑」相当になる。

表 4.3 調査対象とした検査事例の種類及び概略 (2) (4/6)

Table 4.3 Types and outlines of inspection cases targeted for survey (2) (4/6)

プラント名	検査概略	
Perry	事業者	FirstEnergy
	炉型／電気出力	BWR-6／97 万 kW
	検査チームの構成	4 名（第III地方区）
	検査対象の火災エリア	(1) 補助建屋 Elevation : 620 フィート 6 インチ（火災エリア番号 1AB-3b） (2) 制御建屋南西隅 Elevation : 599 フィート（火災エリア番号 1CC-2b） (3) スイッチギア室 (2)（火災エリア番号 1CC-3a） (4) ケーブル処理室 (1)（火災エリア番号 1CC-4e） (5) ディーゼル発電機室 (1)（火災エリア番号 1DG-1c）
	検査官チーム摘出概要	○火災に伴う誤作動で非常用ディーゼル発電機室に CO ₂ が噴射される可能性のある火災区画の記載漏れ 当該制御回路は、4 つの火災区画にわたり敷設され ^(注46) 、前述の火災区画のいずれかで火災が発生しても影響を受け、その結果、3 基の EDG 室のいずれか又は全ての換気系を停止させる可能性がある。検査官チームは、手順書 ONI-P54 で CO ₂ 発射の誤信号が発信する可能性がある火災区画を全て列記していないこと ^(注47) 、換気系の始動に時間が要すること ^(注48) 、無換気状態での DG 運転継続に係る制限時間に言及がないことが判明した。また、事業者は、無換気状態での EDG 運転継続による EDG への悪影響に関する解析も未実施であった。
検査官チームの判定	NRC は、その安全上の重大性について、IMC 0609 付属書 F に基づく評価を行った。本件の場合、停止した EDG の換気系を再始動するよう指示している手順書のガイダンスが他にも	

^(注46) 当該制御回路は、4 つの火災区画 ICC-4a（ケーブル処理室 (2)）、ICC-4e（ケーブル処理室 (1)）、ICC-638/654（制御建屋 高さ 638 フィート 廊下）及び（EDG 建屋廊下）にわたり敷設されている。

^(注47) 検査官チームは、手順書 ONI-P54 section 9, Attachment 1 において、EDG 建屋廊下で発生する火災が EDG 室の CO₂ 消火設備を誤作動させるかもしれない旨を述べている注記を見付けた。しかし、この注記は、火災区画 DG-1d について言及しているだけで、他の火災区画（ICC-4a、ICC-1e 及び ICC-638/654）について言及されていなかった。

^(注48) 手順書 ONI-P54 は、CO₂ 消火設備の制御信号が誤信号であったときの対応として、手順書 SOI-M43「EDG 建屋換気系」によることが記載されている。同手順書には、Step 7.3.1 として、「同室の換気系を始動することについて、自衛消防隊長の同意があることを確認する」とある。

プラント名	検査概略	
		あり、いつまでも放置されるわけではないこと、また、換気系が停止した状態でも、ある時間内であれば EDG が運転できることが過去の実験からわかっていることから、「緑」と判定した。

表 4.3 調査対象とした検査事例の種類及び概略 (2) (5/6)

Table 4.3 Types and outlines of inspection cases targeted for survey (2) (5/6)

River Bent	事業者	Entergy Operations, Inc.
	炉型／電気出力	BWR-6 (MK-III 型) / 126 万 kW
	検査チームの構成	4 名 (第IV地方区)
	検査対象の火災エリア	(1) 補助建屋東側 Level : 141 フィート (火災エリア番号 AB-15) (2) 制御建屋 高圧炉心スプレイ系 スイッチギア室 (火災エリア番号 C-22) (3) ディーゼル発電機室 (III) (火災エリア番号 DG-5)
	検査官チーム摘出概要	○中央制御室の火災発生時における SRV と MSIV の制御回路に係る隔離不能 (代替停止操作時の中央制御室から独立及び電氣的隔離の不能) 検査官チームは、SRV 系統、MSIV ^(注49) 系統、高圧炉心スプレイ系統、非常用サービス水系統、制御建屋チルド水系統及び復水貯蔵タンク・バイパス弁の中から選んだ機器に対する制御ケーブルに注目して、回路解析の検査を実施した。その結果、NRC の検査チームは、中央制御室の火災の影響を隔離できない安全停止系機器の制御回路が 2 例 (SRV 及び MSIV の誤作動 ^(注50) ^(注51)) 存在していることを明らかにした。
検査官チームの判定	検査官チームは、SRV と MSIV に対して、中央制御室を隔離して操作機能を RSP ^(注52) に移行した後も火災による短絡で誤作動して開となり、それを RSP の方からの操作で修正できない場合があることを摘出した。そこで、それぞれの炉心損傷頻度への寄与 (ΔCDF) を以下のように評価している。	

(注49) MSIV : Main Steam Isolation Valve (主蒸気隔離弁) の略。以下「MSIV」という。

(注50) 中央制御室火災に伴い、SRV の閉弁維持に対する運転員操作には、2 面の 125VDC 電源盤 (ENB-PNL02A 及び ENB-PNL02B) の電源を遮断することが求められている。しかし、調査の結果、SRV の電源は他からの供給もあり、代替停止操作の間にも、電源が維持されることが判明した。つまり、1つ以上に短絡が発生した場合には、当該 SRV を (仮に誤作動によって開になっていた場合でも) 閉操作することができず、一旦、中央制御室が隔離され、制御機能を RSP に移した後も、誤作動による開弁になるのを防ぐことができないことが判明した。

(注51) 運転員は、中央制御室にいる間に閉操作を行い、中央制御室外から RPS-MG セットの電源を落とすことになっている。原子炉保護系 (RPS) は、MSIV のソレノイドが消磁することで MSIV は閉となる。ところが、火災により上述の短絡が発生した場合には、RPS-MG セットの電源を遮断した後も MSIV が誤作動により開弁 (内弁、外弁の両弁が開状態) となる場合があり得る。

(注52) RSP : Remote Shutdown Panel (遠隔停止操作盤) の略。以下「RSP」という。

		<ul style="list-style-type: none"> ● SRV の誤作動による炉心損傷頻度への寄与 (ΔCDF) $\Delta\text{CDF}(\text{SRV})^{(\text{注}53)} = \text{FCR-EVAC}^{(\text{注}54)} \times 3 / 109^{(\text{注}55)}$ $= 7.81 \times 10^{-7} \text{ [年]} \quad \cdot \quad (1)$ ● MSIV 誤作動による炉心損傷頻度への寄与 (ΔCDF) $\Delta\text{CDF}(\text{MSIV})^{(\text{注}56)} = \text{FCR-EVAC} \times 2 / 109^{(\text{注}57)}$ $\times (\text{FIFCR}^{(\text{注}58)} + \text{FIFIR}^{(\text{注}59)})$ $\times 1 / 365$ $= 1.56 \times 10^{-11} \text{ [年]} \quad \cdot \quad (2)$
--	--	---

(注53) 誤操作による SRV の開状態が全て炉心損傷に至らしめるものであると保守的に仮定をする場合における炉心損傷頻度への寄与 (ΔCDF) を意味する。

(注54) FCR-EVAC は、中央制御室から脱出しなければならない事態の発生頻度を意味する。

(注55) 中央制御室には、電気・制御キャビネットが 109 体あり、うちの 3 体が SRV の誤作動に関係する。

(注56) 誤作動により内弁及び外弁の両弁が MSIV の開状態となることが、炉心損傷頻度への寄与と等価であると保守的に仮定する場合における炉心損傷頻度への寄与 (ΔCDF) を意味する。そのためには、1 日のうちに 2 回の火災が発生すること、内弁、外弁のいずれかが開状態になる場合には他方も開状態にならない。

(注57) 電気・制御キャビネット 109 体のうち 2 体が SRV の誤作動に関係する。

(注58) FIFCR は、IPEEE (NUREG-1742) に基づく中央制御室における火災発生頻度を意味する。

(注59) FIFIR は、IPEEE (NUREG-1742) に基づくリレー室における火災発生頻度を意味する。

表 4.3 調査対象とした検査事例の種類及び概略 (2) (6/6)

Table 4.3 Types and outlines of inspection cases targeted for survey (2) (6/6)

Browns Ferry	事業者	TVA
	炉型／電気出力	BWR-4 (MK-I型) / 116 万 kW (1号機～3号機)
	検査チームの構成	5名 (第III地方区)
	検査対象の火災エリア	—
	検査官チーム摘出概要	○火災シナリオにおけるソース-ターゲットの組合せに関する見落とし 検査官チームは、火災エリア FA9 に対するウォークダウン及び回路解析の精査を実施した結果、選定した重大な火災シナリオにリスク上寄与するものの評価漏れしている幾つかのターゲットがあること ^(注60) 及び EDG 起動を担保する 4kV 停止盤の電圧降下トリップ機能が喪失する可能性を考慮していないこと ^(注61) を摘出した。
	検査官チームの判定	検査官チームは、この不適合に対する重大性評価を IMC 0609 Appendix F ²⁴ に従って実施した。フェーズ 1 のスクリーニングから $\Delta CDF > 1 \times 10^{-6}$ /年となり、次のフェーズ 2 による定量評価が行われた。その結果、1号機及び2号機について、最も寄与の大きなシーケンスは、4kV 停止盤 A のロジック・リレー盤 25-45A が出火した場合に原子炉停止と HPCI 及び RCIC の喪失が発生するシナリオであることが明らかになった。 ^(注62) フェーズ 2 の重大性決定プロセスを実施した結果、 $\Delta CDF < 1 \times 10^{-6}$ /年となり、「緑」と判定された。

出典) 以下の文書を元に翻訳・編集

- 平成 28 年度 米国における火災後安全停止に関する回路解析の調査²²

^(注60) 選定した火災シナリオに対する発火源の ZOI にある全てのターゲット(火災によって影響を受ける機器)が列挙されず、評価もされていないこと。本検査では、2例のターゲットに漏れがあった。(①直流 250V 電動弁電源盤 2A に関する火災シナリオ (09.016-CAB) の場合における 1 個の機器と 12 本の電線管のターゲット漏れ、②4kV 停止盤に関する火災シナリオ (09.5002-0-BDAA-211-000C) の場合における 4 本の電線管のターゲット漏れ)

^(注61) 当該の停止盤の負荷遮断機能が健全であることが前提であり、電圧降下検知リレー (27S) の機能が喪失する場合、自動的に遮断されず、機能が期待できなくなる。さらに、火災発生時の安全停止手順では、運転員が個別にトリップさせることを明記していないことが判明した。

^(注62) 3号機に対する定量評価は、当該火災区域にある問題の停止盤が安全停止のストラテジーには入っておらず、担保となっていないことから、除外された。

- CALLAWAY PLANT – NRC TRIENNIAL FIRE PROTECTION INSPECTION REPORT 05000483/2015007²⁴
- DONALD C. COOK NUCLEAR POWER PLANT, UNITS 1 AND 2 - TRIENNIAL FIRE PROTECTION INSPECTION REPORT 05000315/2016009; 05000316/2016009²⁵
- V.C. SUMMER NUCLEAR STATION, UNIT 1 – NRC TRIENNIAL FIRE PROTECTION INSPECTION REPORT 05000395/2016010²⁶
- PERRY NUCLEAR POWER PLANT - TRIENNIAL FIRE PROTECTION INSPECTION REPORT 05000440/2015008²⁷
- RIVER BEND STATION – NRC TRIENNIAL FIRE PROTECTION INSPECTION REPORT 05000458/2016007²⁸
- BROWNS FERRY NUCLEAR PLANT, UNITS 1, 2, AND 3 – NRC TRIENNIAL FIRE PROTECTION INSPECTION REPORT 05000259/2016011, 05000260/2016011, 05000296/2016011 AND NOTICE OF ENFORCEMENT DISCRETION²⁹

5. 回路解析に対する米国事業者の対応事例

米国では、3章に記したように火災防護の規制として、10CFR50 Appendix R、10CFR50.48 (a) 及び (b)、RG 1.189 などの決定論的規制あるいは 10CFR50.48(c) / NFPA 805 の確率論的規制のいずれかが適用されている。本章では、決定論的規制及び確率論的規制に基づいて米国事業者が講じた規制対応の動向を説明する。

5.1 決定論的規制に基づく場合の対応動向

(1) 火災による誤作動

2010年1月1日以降に発生した火災による誤作動問題の事例は、規制に基づく事業者からの報告（LER：Licensee Event Report（以下「LER」という。））によって、表 5.1 に示す 16 件が摘出されている。例として、火災により回路が損傷し、安全停止機器が不作動する事例が相当数摘出された Peach Bottom 3 号機（2011年10月13日摘出）の事例を説明する。

事業者は、NEI 00-01 Revision 2⁵ の Appendix G^(注63) を参考に、MSO のシナリオを点検し、合計 71 ものケースを抽出した。それらの多くは、火災に伴う制御回路の短絡により MOV のリミット・スイッチ及びトルクスイッチからの停止信号がバイパスされるものであった。このうち、HPCI 系タービン蒸気供給弁（MO-3-23-014）の MOV に対する対策は、制御電源を 250VDC の MCC から新しいケーブルを敷設し受電させるものであった。しかし、この敷設経路が、計画とは異なる経路で敷設されたことで、新たな敷設経路上の火災エリアで火災が発生した場合には安全停止の達成を妨げることとなった^(注64)。事業者は、当該電動弁の制御回路を改造し、MCC までのケーブルを必要とせず、弁駆動部の内部回路で動作できるよう変更を行っている。

表 5.1 火災による誤動作問題の事例（2010年1月1日～2015年3月31日）

Table 5.1 Cases of spurious operation problems by fire (January 1, 2010 – March 31, 2015)

事象発生日	プラント名	LER 表題
2010-04-20	Wolf Creek	Post-Fire Safe Shutdown Fire-Induced Multiple Spurious Operation Issues
2010-05-11	Browns Ferry 1/2/3	Unanalyzed Conditions Discovered During NFPA 805 Transition Review

(注63) 6.1 を参照。

(注64) 計画では元のケーブルレースウェイのルートに沿うものであったが、ケーブルトレイの容量制限を超えてしまうとの判断から一部を変更された。その結果、新しく敷設されたケーブルは、原子炉建屋内の南 CRD 機器室つまり火災エリア（13S）を経由することとなった。他方、火災エリア（13S）で火災が発生した場合には、HPCI の運転が、安全停止機能の一つ（原子炉水の保持（水量制御））を担保することで、安全停止の達成及び維持が保証される。したがって、新たな敷設経路は、新たに敷設したケーブルが、同火災エリアを経由し、火災に伴う制御回路の短絡による停止信号バイパスによって HPCI 系のタービン蒸気供給弁が操作不能になるシナリオで安全停止を阻害することになる。

事象発生日	プラント名	LER 表題
2011-10-13	Peach Bottom 3	HPCI Cable Routing Error Results in Degraded Post Fire Safe Shutdown (FSSD) Analysis
2012-02-22	Kewaunee	Pressurizer PORV and Reactor Coolant System Vent Valves 10CFR50 Appendix R Spurious Operation Concerns
2012-03-14	Browns Ferry 1/2/3	Fire Damage to Cables in Fire Areas Could Cause a Residual Heat Removal Service Water Pump to Spuriously Start
2012-03-22	McGuire 1/2	10CFR50 Appendix R Non-Compliance Could Have Potentially Affected Cold Shutdown
2012-10-18	Browns Ferry 2/3	Unanalyzed Conditions Discovered during National Fire Protection Association 805 Transition Affecting Division II of the Residual Heat Removal System
2012-12-14	Palo Verde 1/2/3	Condition Prohibited by Technical Specifications due to Remote Shutdown System Control Circuit Deficiencies
2014-02-11	Watts Bar 1	Non-conservative Operator Manual Actions Identified in 10CFR50 Appendix R Analysis
2014-12-12	LaSalle 1/2	Valve Control Power Breaker-Fuse Coordination Issue Results in Unanalyzed Condition
2015-07-06	Columbia	Postulated Multiple Spurious Operations Scenario That Could Adversely Impact Post-Fire Safe Shutdown
2015-08-20	Byron 1/2	Unanalyzed Condition due to a Design Deficiency with Pressurizer Power Operated Relief Valve Circuitry That Could Prevent Valve Manual Closure to Mitigate Spurious Operation
2015-08-20	Braidwood 1/2	Unanalyzed Condition due to a Design Deficiency with Pressurizer Power Operated Relief Valve Circuitry That Could Prevent Valve Manual Closure to Mitigate Spurious Operation
2015-08-26	Salem 1/2	Pressurizer Power Operated Relief Valves and Block Valves Do Not Meet the Requirements of 10CFR50 Appendix R
2015-10-05	Pilgrim	Motor-Operated Valve Control Circuit Vulnerability to Information Notice 92-18 Concern
2015-10-21	Fort Calhoun	Unanalyzed Fire Vulnerability due to Inadequate Design

出典) 平成 27 年度 火災防護関連 米国規制動向の調査 最終報告書³⁰, p.27-28

(2) 中央制御室火災に伴う遠隔停止操作機能喪失の可能性 (IN 92-18)

本通達 IN 92-18³¹において NRC から事業者へ通知された事例には、火災により運転員が中央制御室から脱出せざるを得ない場合に、遠隔停止操作盤が設置されているにもかかわらず、原子炉の安全停止を維持できないおそれのあるシナリオが含まれていた。このようなシナリオは複数のプラントにおいて実際に確認された問題である。また、この問題は、水平展開されて内容が拡大し、1991 年から最近に至るまで多数 LER が発行されている。例として IN 92-18 で事業者へ通知された WNP-2 (Nine Mile Point 2) の事例を説明する。この事例は、中央制御室で火災が発生した場合、原子炉の停止と安全停止状態に維持するために必要な幾つかの MOV の制御ケーブルと動力ケーブルが接触して短絡を起こし、安全停止の達成及び維持が妨げられる現象に関するものである。

制御ケーブルと動力ケーブルとの短絡でサーマル・リレーによる保護がない場合^(注65)、運転員が、当該の MOV の操作拠点を中央制御室から遠隔停止操作盤に切替える前に、発熱によってモーターが故障してしまう可能性がある。実際に WNP-2 ではこのような可能性が確認され、特に、RHR 系では 15 台の MOV が故障してしまう可能性が確認された。

WNP-2 の事業者は、NRC に対して報告するとともに、再起動の前までに是正のための改造を実施した。具体的な改造は、MOV の制御回路に対して、弁駆動部にあるリミット・スイッチとトルクスイッチの電気的な配置を、中央制御室ないし遠隔停止操作盤とモーター・コントロール・センター (MCC) の間に移すというもの^(注66)であった。

(3) 燃料取替用水タンクから格納容器サンプへの補給水流出問題

火災により MOV が誤作動 (開弁) することで、補給水が、燃料取替用水タンク (RWST^(注67)) から格納容器サンプに流出するシナリオ^(注68)である。このようなシナリオは、火災による誤作動と影響範囲が複雑であり^(注69)、分析手法が体系化していなかったことから、上述のシナリオが逐次摘出され、LER 改訂が続くこともあった。表 5.2 に示す Prairie Island、Callaway 及び Harris の事例を説明する。

^(注65) より正確に言えば、サーマル・リレーが連続的にバイパスされたままの状態か、事故時にバイパスされたままの状態も含む。これらは、MOV のモーターに対するサーマル・リレーによる保護に係る NRC の規制指針 RG 1.106 Revision 1 “Thermal Overload Protection for Electric Motors on Motor-Operated Valves” に記載されている。(最新版は RG 1.106 Revision .2 である。)

^(注66) このような改造では、同じような中央制御室での火災を想定する場合には依然と誤作動は生じてしまう。しかし、短絡によってリミット・スイッチやトルクスイッチがバイパスされることでモーターの故障が起こるといった事態は避けられるため、操作拠点を遠隔停止操作盤に切替えば、正常な操作が可能となる。

^(注67) RWST : Refueling Water Storage Tank (燃料取替用水タンク) の略。以下、「RWST」という。

^(注68) MOV が誤信号により開弁し、RWST の水が格納容器に流れこむことで、結果として、原子炉への補給水に係る水源が喪失する。

^(注69) 例えば、ある火災に伴う短絡によって過電流が生じ、それによる二次火災が、同じ経路に敷設された別のケーブルを損傷させるという場合もある。

表 5.2 燃料取替用水タンクから補給水流出の事例

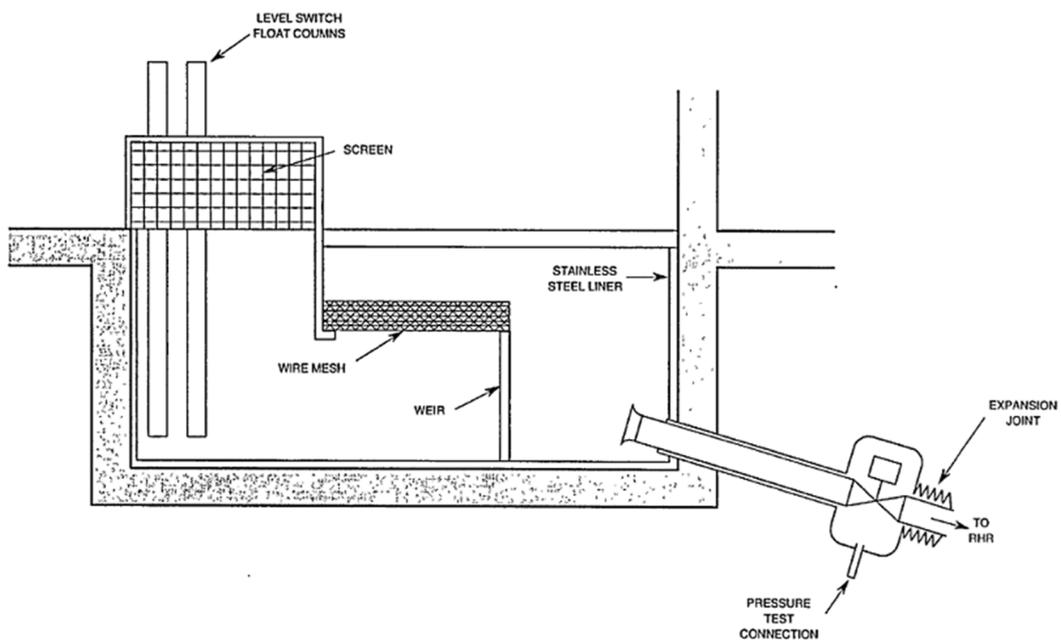
Table 5.2 Case of make-up outflow from the RWST tank

プラント名	事例概要	
Prairie Island	LER 番号	LER-1998-15-01
	摘出年月日	1998 年 8 月 27 日
	概要	<p>格納容器サンプルから RHR ポンプ入口にかけて直列に設置された二台の MOV (A、B で 2 系統) が、火災により各系統いずれかの両弁が誤作動し開弁した場合に、RWST の水が格納容器に流出し、原子炉への補給水としての水源を喪失してしまうことが判明した。うち、各系統の 1 台は、図 5.1 に示すような格納容器のバウンダリを延長した「容器」に内蔵されていることから、現場で手動の操作を行う手段が備わっていない。事業者は、RWST の流量に係る安全評価に基づき、10CFR50 Appendix R の規制要件に対する不適合は、安全上の問題としては軽微であるとした。</p> <p>補完措置 : 連続防火監視員の配置 (1 時間毎の巡視ではなく連続の監視員の配置)</p> <p>是正措置 : ① 他の是正措置が完了するまで補完措置を継続すること。</p> <p>② 問題の 8 台の MOV (1 号機、2 号機それぞれ 4 台ずつ) を 10CFR50 Appendix R の安全停止機器のリストに追加し、正式な回路解析を実施すること。</p> <p>③ IN 92-18 で提起された弁の損傷の可能性について評価を行うこと^(注70)。</p> <p>④ 10CFR50 Appendix R の安全停止機器リストに基づき、流路図と照合し、流れの変更による問題が生じないか評価を行うこと。</p> <p>⑤ 上記④の評価で問題が摘出された場合には、必要な改造や手順の変更などを行う。</p>
火災発生エリア	リレー室 (火災エリア 18)、中央制御室 (火災エリア 13)、補助建屋 (火災エリア 58 及び 73)	
Callaway	LER 番号	LER-2002-006-01

^(注70) 評価の結果、もし誤作動に伴い機械的な損傷の可能性が明らかになった場合には、制御回路に対する改造を実施すること

	摘出年月日	2002年6月7日
	概要	<p>格納容器サンプからの2本の配管には、A系B系のそれぞれに2台のMOVが直列に設置され、前述のPrairie Island原子力発電所の場合と同様な問題が摘出された。それぞれのMOVに係る制御ケーブルは系統ごとに同一のレースウェイを通っている。したがって、これらの敷設経路に係る火災エリアで火災が発生した場合、同一系統内のMOVの制御ケーブルが同時に焼損して誤作動により開位置になり、その後の閉信号に応答しなくなるという可能性がある。特に、補助建屋の火災エリア(A-1)は、A・B両系統合わせて4台のMOVの制御ケーブルが全て敷設されており、リスクが高い場所となる。</p> <p>事業者は、問題が摘出された直後、問題の制御ケーブルが敷設されている部屋に対する1時間毎の防火パトロールを開始することとした。</p>
	火災発生エリア	SIポンプ(A)室(火災エリアA-2)、SIポンプ(B)室(火災エリアA-4)補助建屋通路(A系)(火災エリアA-1とA-8)、補助建屋通路(B系)(火災エリアA-1)
Harris	LER番号	LER-2002-004-09
	摘出年月日	2002年12月20日
	概要	<p>流路にある弁を誤作動によって閉止させることで、原子炉冷却系(RCS)のインベントリー維持を脅かす充填・安全注入系ポンプ(CSIP)の喪失や、原子炉冷却材ポンプ(RCP)のシール冷却水の喪失に至らしめる火災があることが判明した。さらに、火災により、RCPの熱交換器に冷却水を送る原子炉補機冷却水(CCWS: Component Cooling Water)系の弁が誤作動し閉止させることが判明した。</p> <p>事業者は、2002年12月20日、LERを発行してNRCに通知したが、関連回路(Associated Circuit)の二次的影響に対する解析の複雑さが新たな火災エリアを摘出することになり、LER改訂9版を発行するに至った。</p>
	火災発生エリア	16カ所の火災エリア(16の系統、影響を受ける可能性が指摘された機器は延べ100個に及ぶ。)(改訂9版時点)

出典) 27年度 火災防護関連 米国規制動向の調査 最終報告書³⁰, p.27-28、及び EVENT DATE:08/27/98 LER#:98-15-01³²



出典) Part 2 of 4 – Westinghouse Technology Manual, Course Out-line for R-104P and course manual.³³ p.5.1-13, Figure 5.1-3

図 5.1 サンプの構造 (簡略図)

Figure 5.1 Structure of sump screen (simplified)

5.2 確率論的規制に基づく場合の対応動向

10CFR50 Appendix R⁴は、それ以前の規制要件（共通設計指針 GDC3）と比較して厳格な要求事項を設けているため、既設のプラントだけでなく当時建設中のプラントに対しても要求事項を満足することが難しい規制要件であった。これに基づく不適合は、耐火障壁の不備^(注71)、安全停止系機器の電気回路の不備^(注72)、及びそれらの不備を補完するためのマニュアル・アクションの欠陥など多岐に及んだ^(注73)。上述の対応は、プラントの安全性に寄与せず、事業者の経済的負担になるだけであった。このような状況の中で、「リスク・インフォームド」という概念を導入することで規制要件を緩和しようという動きが推進され、2004年、10CFR50.48 (c) 項の下 NFPA 805 が承認されることになった。事業者は、10CFR50 Appendix R とこれに代わる規制要件 10CFR50.48 (c) /NFPA 805 の選択肢が与えられた。

しかし、事業者の中には、火災 PRA が未整備であること、パイロット・プラント制度に基づく評価結果 (Harris、Ocone) が運用面での課題が、当初思っていたよりも深刻で、経済的な見返りが当初思っていたよりも少ないことが明らかになったこと^(注74)を受けて、この規制要件への移行に関心を示さなかった。結果、2016年3月時点で移行を決定したプラントは44基（全運転プラントの44%）で最終的に28件のLARが受理されるに留まった。

^(注71) 壁、防火扉、防火ダンパー、貫通部シール材及び耐火断熱材（（ラッピング材）、ケーブルトレイや電線管に巻き付ける柔軟性のある耐火性マット（ERFBS：Electric Raceway Fire Barrier System）など）における設置方法、品質の劣化、試験基準を満たさない等の不備。

^(注72) 電源回路及び制御回路における MSO に伴う原子炉停止系への悪影響の可能性。

^(注73) これらに対して、事業者は、当該部の改造及び手順書の改訂又はファイヤー・ウォッチを頻繁に巡視させることで対応に当たった。

^(注74) パイロット・プラントの評価は、2007年に整備された火災 PRA のガイドライン（NUREG/CR-6850）を適用したものの結果が過度に保守的であり、当初期待した規制緩和の効果が得られなかった。また、決定論的要件（10CFR50 Appendix R 等）から確率論的要件（NFPA805）への切替えだけでも大規模な改造工事が必要となり、事業者にとってはかなりの負担であった。

6. 米国における回路解析結果の判定に関連する文書の最新動向

ケーブル火災の影響は、単に当該機器の喪失（不作動）だけにとどまらない。当該機器の誤作動や二次火災の発生だけでなく、当該機器が受電する電源盤の上流にあるブレーカーを遮断させることでその範囲が拡大することもあり得る。加えて、そのような現象が、安全系に属していない機器の電源ケーブルや制御ケーブルの火災により誘発される場合もある。したがって、「ある火災エリア」で発生した火災が、「ある制御ケーブル」を焼損させ、「ある短絡や地絡」を発生させた場合、どのような有害な影響が生じ得るかを検討する場合、想定できるシナリオは実質的に無限に存在する。

上述の試行錯誤的なアプローチによる回路解析は、体系的でないため常に漏れを生じさせてしまう。そこで、任意の火災の発生を始点とするのではなく、原子炉の安全停止を阻害するシナリオを始点とするトップダウン^(注75)に解析することで、回路解析の作業はより単純化され、効率的、かつ、体系的に行うことができるようになる。

このようなアプローチによる回路解析のガイドラインは、NRCからの助言も得ながら産業界（NEI）が取りまとめ、NEI 00-01⁵として制定されている。特に、MSOのシナリオは、BWRプラントとPWRプラントのそれぞれ別に、Appendix Gにリストで示されている。

一方、誤作動を引き起こすような短絡や地絡は、回路の設計やケーブルの種類で異なり、それが起こるのか起こらないのか、あるいはより厳密に言って、それが起こり易いのか起こり難いのかは、様々な要因に左右される^(注76)。そこで、そのような要因に関する研究及び実験がNRCと産業界の協力で進められ、JACQUE-FIRE^{6, 34, 35}として公開された。

回路解析の実務においては、安全停止を阻害するシナリオのリスト（Appendix G）と誤作動の原因となる短絡や地絡の発生傾向のデータ集（JACQUE-FIRE）の両方が必要である。これらが揃って閲覧できようになった2014年以降、決定論的手法、確率論的手法ともに、より現実的で精度の高い作業が可能となった。

以下、NEI 00-01及びJACQUE-FIREについての解説を述べる。

6.1 NEI-00-01の概要

ここでは回路解析の実務において有益な安全停止を阻害するシナリオのリスト（Appendix G）及び回路解析の改訂経緯を概説する。

6.1.1 NEI 00-01 Appendix G “Generic List of MSOs”

NEI 00-01 Appendix G “Generic List of MSOs”は、2003年に発行したNEI 00-01 Revision 0で未整備であったMSOに対する具体的な内容に方向性を定めたもので、Appendix Gとし

^(注75) 原子炉の安全停止を妨げるシナリオを定め、次にそのようなシナリオを成立させるためにはどのような誤作動が起こらなければならないか、そして最後に実際の現場の配線がそのような誤作動を起こさせるように敷設されているか、と逆に辿ること。

^(注76) 何でも起こることにしてしまえば単純化でき、実際、かつてはそうのように仮定をしていたが、その場合には過度に保守的にならざるを得ない。

て、炉心損傷事故に結びつく具体的な誤作動（誤不作動）シナリオ（Generic List）が示されている。NEI 00-01 に Appendix G が追加されたことで、無数にある MSO のケース全てに対して回路解析を行う必要がなくなり、BWR の場合で約 90、PWR の場合で約 60 のシナリオに対象が絞り込まれた³⁶。

一方、実務を想定した場合、次の課題に直面した。すなわち、その中のあるシナリオについて考えた場合、現実にもそれを成立させるための誤作動や誤不作動が起こるか否かは、以下の点に左右されることである。

- 回路の設計 : 直流回路か交流回路か、単相か三相か、電源回路か制御回路か信号回路か、保護用としてのブレーカー、ヒューズ、電流変圧器があるのかないのか及びある場合どのような種類と容量なのかなど
- ケーブルの種類 : 多芯ケーブル、絶縁材及び被覆材の種類（熱可塑性か熱硬化性か）
- ケーブルの敷設状態 : ケーブルトレイか電線管及び一緒に敷設されている他のケーブルの種類など
- 当該火災エリア内の可燃物の種類と量
- 火災防護設備の設置状態

したがって、どのような場合にそのシナリオに至る誤作動、誤不作動が発生し、どのような場合には発生しないのか、そのような判別条件について整理しなければならない。これは、ある種の決定論的な判別である。

6.1.2 NEI 00-01 の改訂経緯

産業界側では、回路解析の手法に関するガイドラインを 2003 年に Revision0 から始まり現在まで Revision 4 まで整備された。

NEI 00-01 に Appendix G が追加されたことで、無数にある MSO のケース全てに対して回路解析を行う必要がなくなった。一方で、そのようなシナリオが発生する判別条件が定性的に決定論的に整理されていることである^(注77)。しかし、回路解析は、確率論的規制に従うプラントに対しても適用されており、誤作動・誤不作動の発生の可能性にはイエス・ノーではなく、確率を数値として設定されなければならない。そこで、さまざまな回路、ケーブルの種類と敷設状態に対しての膨大な火災実験 JACQUE-FIRE が計画され、その結果を踏まえ、決定論的規制に従うプラントと確率論的規制に従うプラントの両ケースに対応した報告書（NUREG/CR-7150^{34,35}）が発行された。前者は Volume 1 として重要度ランク

^(注77) 6.2 を参照。

表 (PIRT : Phenomena Identification Ranking Table (以下「PIRT」という。)) を、後者は Volume 2 として確率値を示している。

産業界では、Revision 3³⁶の発行後、Appendix I と J が作成され、それらのドラフトが NRC に提出されている。そして、最終版として、Revision 4³⁷が 2016 年 3 月 9 日に提出されている。改訂状況を表 6.1 に示す。Appendix J は、NUREG/CR-7150, Vol.1³⁴の知見をどのように回路解析に反映させるかを議論している。

表 6.1 NEI 00-01 の改訂状況

Table 6.1 Revision status of NEI 00-01

Appendix	内容	改訂歴 (Revision)				
		0	1	2	3	4
		2003 年 5 月	2005 年 1 月	2009 年 5 月	2011 年 10 月	2016 年 9 月
総ページ数		204	200	350	356	465
A	安全停止解析全般	✓	✓	✓	✓	✓
B	決定論的な回路損傷の特徴	✓	✓	✓	✓	✓
B.1	動力ケーブルにおいて複数の芯間ホットショートが発生しない根拠	✓	✓	✓	✓	✓
B.2	複数の高インピーダンス短絡が発生しない根拠	✓	✓	✓	✓	✓
C	高低圧境界の機器に対する解析	✓	✓	✓	✓	✓
D	代替/専用停止操作の要件	✓	✓	✓	✓	✓
E	手動操作と修理	✓		✓	✓	✓
F	追加ケース選定のガイダンス	✓	✓	✓	✓	✓
G	MSO の共通リスト			✓	✓	✓
H	高温停止に必要な機器と安全停止に重要な機器			✓	✓	✓
I	ショールディング・スイッチの活用					✓
J	PIRT の活用					✓

注) 「✓」は改定が行われたことを意味する。

出典) 平成 28 年度 米国における火災後安全停止に係る回路解析の調査²², p.73

6.2 JACQUE-FIRE(NUREG/CR-7150)の概要

JACQUE-FIRE (NUREG/CR-7150^{6,34,35}) は、過去 10 年以上の EPRI/NEI 及び NRC/Sandia による火災実験と研究の集大成であり、Vol.1、Vol.2 及び Vol.3 で構成される。この文書は、CAROLFIRE、CHRISTIFIRE 及び KATE-FIRE などのケーブル火災実験に基づく回路損傷の分析をまとめた ELECTRA-FIRE (NUREG-2128)³⁸ に続くものとして位置付けられ、ケーブル火災に伴い、どのような現象がより起こり易く、起こり難いのか、定性的、定量的な傾向が示されている。この情報は、MSO を含む回路解析において、決定論的にも確率論的にも重要である。したがって、決定論的に判定するための定性的なランキングや、確率論的に評価するための定量的な情報が必要になる。このニーズのために用意されたのが、JACQUE-FIRE である。

6.2.1 JACQUE-FIRE Vol.1

JACQUE-FIRE Vol.1 は、過去の実験結果と専門家としての個人的な知見に基づき、様々な電気回路のパターンについてホットショートによる誤作動に関連した広範な議論と 8 名のメンバーからなるパネルとしての見解が、PIRT の形式で整理されている。

表 6.2 は、その重要な結論の一つで、ソース側とターゲット側それぞれのケーブル絶縁材料の種類（熱硬化性か熱可塑性か）と回路の特徴（ホットショートが成立するために必要な損傷部位が 1 か所か 2 か所か）に応じて、代表的なケースに対する誤作動の可能性を、①起こり得る (Probable)、②起こり難い (Implausible) 及び③起こり得ない (Incredible) という順位 (ランキング) に、決定論的に当てはめている。「起こり得ない」と判定されたケースは、ホットショートの可能性を考慮する必要がない。

決定論では、「起こり難い (Implausible)」と分類されたケースは、「起こり得ない (Incredible)」と同等に、原則として排除して扱ってもよい。ただし、誤作動のシナリオが、IS-LOCA などの「重大事象 (High Consequence)」に結びつくものである場合には、排除が認められない。以上の考え方は、表 6.3 に分類され、当該の現象やシナリオが現実には誤作動を起こし得るか否か、個別に判定されることになる

表 6.2 代表的なケースに対する誤作動の可能性

Table 6.2 Possible spurious operation for representative case

ソース側（影響を与える側、発火源）のケーブル絶縁材料	ターゲット側（影響を受ける方）のケーブル絶縁材料	誤作動が起こるために必要なホットショートの発生箇所数	可能性のランキング
熱硬化性	熱硬化性	1	②起こり難い
		2	③起こり得ない
熱硬化性	熱可塑性	1	①起こり得る
		2	②起こり難い
熱可塑性	熱可塑性	1	①起こり得る
		2	①と②の間
熱可塑性	熱硬化性	1	③起こり得ない
		2	(1) 起こり得ない

注) 上表で、ソース側とターゲット側の両方が熱硬化性であるよりも、ソース側が熱可塑性、ターゲット側が熱硬化性である方が、より一層短絡が「起こり得ない」ことが示唆されている。ソース側が熱可塑性の場合には、熱硬化性のターゲット側が劣化を開始する前に地絡を起こし、過電流によりヒューズが切れてしまい、そもそもその芯線が「ソース」でなくなってしまうっており、「ホットショート」が成立しないためである。

出典) Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE) (NUREG/CR-7150), Volume 1 Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) Exercise for Nuclear Power Plant Fire-Induced Electrical Circuit Failure³⁴ p.3-34, Table3-3. を元に翻訳及び編集

表 6.3 決定論における専門家の技術的判断

Table 6.3 Technical deterministic judgment of specialist for hot shorts

可能性			軽微な事象	重大な事象
Probable	起こり得る	経験的にあり得る	想定する	想定する
Improbable	起こり難い	過去の事例ではないが、理論的に排除できない可能性	想定しない	想定する
incredible	起こり得ない	理論的にあり得ない	想定しない	想定しない

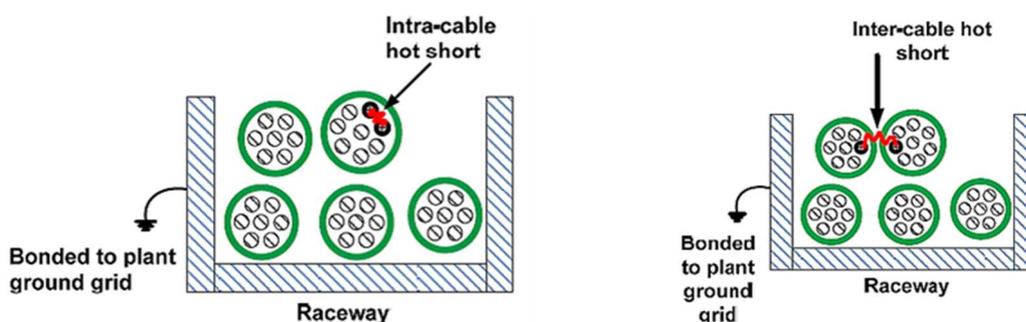
出典) Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE) (NUREG/CR-7150), Volume 1 Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) Exercise for Nuclear Power Plant Fire-Induced Electrical Circuit Failure³⁴ p.2-8-2-9 を元に翻訳及び編集

また、誤作動を起こさせるホットショートが発生するパターンは、次の3つが考えられる。

- イントラ・ケーブル・ホットショート
- インター・ケーブル・ホットショート
- 接地を介したインター・ケーブル・ホットショート (GFEHS)

(1) イントラ・ケーブル・ホットショートとインター・ケーブル・ホットショート

イントラ・ケーブル・ホットショートは、同一ケーブル内の芯線間で起こる短絡であり、トランク・ケーブルなどのように複数の芯線が含まれ、かつ、絶縁材が熱可塑性であるケーブルの火災で生じやすい。対して、異なるケーブルに属する芯線が直に接触して短絡が生じる場合が、インター・ケーブル・ホットショートである。概念図を図 6.1 に示す。



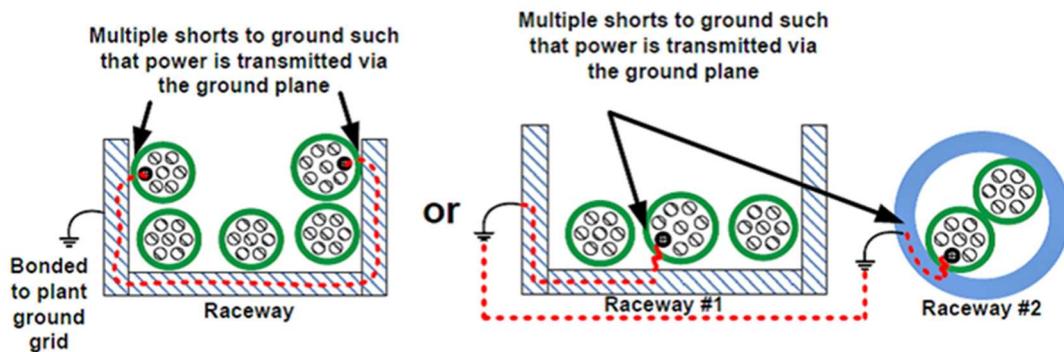
出典) Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE) (NUREG/CR-7150), Volume 1 Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) Exercise for Nuclear Power Plant Fire-Induced Electrical Circuit Failure³⁴ p.3-30, Figure 3-2, Figure 3-3

図 6.1 イントラ・ケーブル・ホットショート及びインター・ケーブル・ホットショートの概念図

Figure 6.1 Images of intra and inter cable hotshort

(2) 接地を介したインター・ケーブル・ホットショート

GFEHS は、インター・ケーブル・ホットショートの特殊なケースとして、接地を介して生じる場合がある。実際の火災実験において直流回路で生じることが確認されている (図 6.2 参照)。このケースは、電源自体が接地されていない場合にのみ生じ得るものであり、具体的には、接地されていないバッテリー・バンクの電源、制御電源用変圧器を電源とした交流回路などに限られる。現象的には地絡にも似ているが、その短絡経路は、レースウェイだけでなく、シールド・ラップ及びドレン・ワイヤーを介する可能性がある。



出典) Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE) (NUREG/CR-7150), Volume 1 Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) Exercise for Nuclear Power Plant Fire-Induced Electrical Circuit Failure³⁴ p.3-31, Figure 3-4

図 6.2 接地を介したインター・ケーブル・ホットショート概念図

Figure 6.2 Images of ground fault equivalent inter cable hotshort

ホットショートによる誤作動の可能性については、このような複雑なケースも考慮しなければならない。単に同一ケーブル及び同一レースウェイに限定できない。その一方、2か所での同時接触が条件となる。

6.2.2 JACQUE-FIRE Vol.2

JACQUE-FIRE Vol.2 は、損傷データの統計的な分析を述べており、ホットショートによる誤作動の発生と持続時間に関する確率が、定性的にではなく数値として定量的に示されている。加えて、確率論を適用する場合 (NFPA 805) の実用ガイダンスとして、制御回路のタイプ別 (直流/交流、接地有/無) 並びにケーブル絶縁材のタイプ別 (熱硬化性/熱可塑性) に表形式で示されている。その一例を表 6.4 に示す。

なお、「起こり得ない (Incredible)」と分類されたケースは、確率「0 (ゼロ)」として扱ってもよいが、「起こり難い (Implausible)」のケースは、確率 0 は認められず、ある定められた値を当てはめなければならない。他方、「起こり得る (Probable)」と分類されたケースの場合、確率「1」を当てはめる必要はなく、やはりある定められた値を用いることが認められる。JACQUE-FIRE Vol.2 によれば、「起こり得る」と「起こり難い」には、2桁程度の差が見受けられる。

表 6.4 AC 電動弁の制御回路における誤作動発生の確率

Table 6.4 Probability of spurious operation for AC electric valve control circuit

Target Cable Configuration	Beta Distribution Characteristics	Conductor Hot Short Failure Mode Combinations				
		Intra-Cable & Intra-Cable	Intra-Cable & Inter-Cable	Inter-Cable & Inter-Cable	Aggregate	
		1	2	3	4	
Thermoset-Insulated Conductor Cable	1	Alpha	2.96	0.68	Incredible	3.28
		Beta	6.84	9.83		6.10
		5%	9.8E-02	1.1E-03		1.3E-01
		Mean	3.0E-01	6.5E-02		3.5E-01
		95%	5.5E-01	2.1E-01	6.1E-01	
Thermoplastic-Insulated Conductor Cable	2	Alpha	2.96	0.34	0.48	2.96
		Beta	6.84	3.85	89.92	5.17
		5%	9.8E-02	3.2E-05	1.6E-05	1.2E-01
		Mean	3.0E-01	8.2E-02	5.3E-03	3.6E-01
		95%	5.5E-01	3.5E-01	2.1E-02	6.5E-01

出典) Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE) (NUREG/CR-7150), Volume 2 Expert Elicitation Exercise for Nuclear Power Plant Fire-Induced Electrical Circuit Failure³⁵ p.5-7, Table5-3.を一部抜粋

6.2.3 JACQUE-FIRE Vol.3

2017年11月にJACQUE-FIRE Vol.3⁶が作成されている。この中では、NEI 00-01のAppendix J (PIRT) と、Appendix I (ショーティング・スイッチ) を技術的に裏付けるための情報がまとめられている。

6.2.4 ケーブル火災に伴う誤作動評価における決定論と確率論の違い

さまざまなケーブル損傷のシナリオは、①起こり得る (Possible、Plausible)、②起こり難い (Implausible) 及び③起こり得ない (Incredible) に分類される。また、特定のケーブル損傷シナリオ^(注78)はNEI 00-01 Appendix Jにまとめられている。

決定論と確率論は、例えば表 6.5 に示すように使い分けされ、確率論を適用する場合に表中の値を用いる。赤色のハッチング部は、必ず起こる事象 (確率 = 10^{-1} ~ 10^{-2}) であり、黄色のハッチング部は、原則起こらない (確率 = 10^{-2} ~ 10^{-7}) として扱い、緑色のハッチング部は、絶対に起こらない (確率 = 0 (Incredible)) ものとしている。ただし、重大な事象 (High Consequence) は必ず起こる (確率 = 1) と扱う。

(注78) 三相交流のモーター及び直流モーターがホットショートにより誤作動するシナリオは、「起こり難い」に分類される。また、複数箇所での高インピーダンス故障 (MHIF: Multiple High Impedance Fault (以下「MHIF」という。)) は、「起こらない」に分類される。MHIFは、共通電源から給電される機器の遮断器の保護協調に起因し、複数の機器が火災により損傷した場合、これらの遮断器がトリップする前に上流側の共通電源の遮断器がトリップし、共通電源から給電されている全ての機器への給電が喪失する事象である。

表 6.5 確率論における専門家の技術的判断

Table 6.5 Technical probabilistic judgment of specialist for hot shorts

Target Cable Configuration	Beta Distribution Characteristics	Conductor Hot Short Failure Mode Combinations						
		Intra-Cable & Intra-Cable	Intra-Cable & Inter-Cable	Inter-Cable & Inter-Cable	Intra-Cable & Ground Fault Equivalent	Inter-Cable & Ground Fault Equivalent	Aggregate	
		1	2	3	4	5	6	
Thermoset-Insulated Conductor Cable	1	Alpha	4.11	0.32		2.21		4.83
		Beta	21.86	109.19		38.98		18.74
		5%	5.9E-02	5.1E-07	Incredible	1.1E-02	Incredible	8.6E-02
		Mean	1.6E-01	2.9E-03		5.4E-02		2.0E-01
	95%	2.9E-01	1.3E-02		1.2E-01		3.5E-01	
Thermoplastic-Insulated Conductor Cable	2	Alpha	4.11	0.87	0.30	1.81	0.60	4.88
		Beta	21.86	90.66	352.91	35.42	193.16	18.48
		5%	5.9E-02	3.4E-04	9.7E-08	7.9E-03	2.8E-05	8.9E-02
		Mean	1.6E-01	9.5E-03	8.6E-04	4.9E-02	3.1E-03	2.1E-01
	95%	2.9E-01	3.0E-02	3.9E-03	1.2E-01	1.1E-02	3.6E-01	
Metal Foil Shield Wrap Cable	3	Alpha	1.19			1.58		1.61
		Beta	5.17			14.13		4.50
		5%	1.7E-02	Incredible	Incredible	1.4E-02	Incredible	4.3E-02
		Mean	1.9E-01			1.0E-01		2.6E-01
	95%	4.7E-01			2.4E-01		5.8E-01	
Armored Cable	4	Alpha	6.53			3.46		7.18
		Beta	10.50			10.47		6.31
		5%	2.0E-01	Incredible	Incredible	8.7E-02	Incredible	3.1E-01
		Mean	3.8E-01			2.5E-01		5.3E-01
	95%	5.8E-01			4.5E-01		7.5E-01	

出典) Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE) (NUREG/CR-7150), Volume 2 Expert Elicitation Exercise for Nuclear Power Plant Fire-Induced Electrical Circuit Failure³⁵ p.5-9, Table 5-4 を元に翻訳及び編集

7. 我が国の火災時安全停止に関する規制要件と回路解析の扱い

ここでは、我が国における火災防護に係る規制要求を取り出し、火災による機器の誤作動に係る規制状況を概説するとともに、日米における火災時安全停止に関する規制要件を比較し、その結果を説明する。

7.1 我が国における火災時安全停止に関する規制要件

「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」³⁹（以下「審査基準」という。）では、火災時の安全停止（高温停止、低温停止）を維持するための系統分離の要求及びそれを達成するための具体的対策が示されている。また、審査基準では、「内部火災影響評価ガイド」¹により安全停止を確認することとの記載がある。また、同ガイドには、SSCsを特定する手順及び系統分離対策に及ぼす火災影響（火災伝播の可能性）の評価手法が示されており、この中で、特定の条件^(注79)に該当する火災防護対象機器については、誤作動により原子炉の安全停止に及ぼす影響等を評価することとの記載がある。ただし、その影響評価のための手段に、回路解析の記載はない。

7.2 火災時安全停止に関する規制要件の日米比較

表 7.1 に米国における火災時安全停止に係る規制要求を要約し、これに対応する日本の規制（要求）を整理した比較表を示す。表 7.1 の比較から、日米の火災防護規制の主な差異は、回路解析に係る MSO の扱いにあると考えられる。

なお、我が国の火災防護に係る規制基準において、原子炉の安全停止は、系統分離対策の徹底で保証されるものであり、一般に、多重化された系統のうち一方を防護することで対策としている^(注80)。一方で、防護されていない他系統におけるケーブル等の火災損傷による機器の MSO は、規制要求がないことから、現状、評価の対象外となっている。MSO を考慮する場合は、現行の安全停止成功パスに影響を及ぼし、安全停止を保証する手段に、OMA が必要となる可能性がある。先述の事象を含む MSO シナリオは、米国の場合、NEI 00-01 Revision 2⁵ Appendix G にまとめられている。以上から、我が国においても MSO に対する検討（回路解析手法を整備する（あるいは、MSO リストを適用する）こと等）は、電気回路の故障による安全停止を保証する系統分離へのリスクの把握に有用であると考えられる。

^(注79) ガイドの 6.2.1 を参照。

^(注80) 審査基準³⁹の「2.3 火災の影響軽減」に係る 2.3.2 では、「原子炉施設内のいかなる火災によっても、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を高温停止及び低温停止が達成できる設計であること。…（略）」と要求があり、これを満足するための対策である。

表 7.1 火災時安全停止に関する規制要件の日米比較(1/5)

Table 7.1 Comparison of the requirements for the post-fire safe shutdown regulation between Japan and USA (1/5)

国	米 国	日 本	備 考
規則・ 指針等	<p>10CFR50 Appendix A GDC3 火災防護¹⁵</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設 の位置、構造及び設備の基準に関する 規則（「設置許可基準」）⁴⁰ 第 8 条 火災による損傷の防止</p>	
(要求)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 適切な容量と能力を有する火災感知設備と消火系統を配備し、安全上重要な SSC に対する火災影響を最小化する設計 ・ 消火系統は破裂・誤操作により安全上重要な SSC の安全能力を著しく損なうことがないような設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準対象施設は火災の発生を防止することができ、かつ、「火災感知設備」、「消火設備」並びに火災の影響を軽減する機能を有するもの ・ 消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないもの 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 日米間で、要求内容はほぼ同じ。

表 7.1 火災時安全停止に関する規制要件の日米比較(2/5)

Table 7.1 Comparison of the requirements for the post-fire safe shutdown regulation between Japan and USA (2/5)

国	米 国	日 本	備 考
規則・指針等	10CFR50 Appendix R / RG 1.189⁸	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 ³⁹ /内部火災影響評価ガイド	項目番号は、以下に基づく 米国：RG 1.189 日本：審査基準
(要求)	1. 火災防護計画 ・ プラントの安全上重要な SSC の保護に必要な手順書、機器及び要員に関する火災防護方針を策定すること	2. 基本事項 (2) 火災防護対策並びに火災防護対策を実施するために必要な手順、機器及び職員の体制を含めた火災防護計画を策定すること。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 米国基準は、いずれも1975年のブラウンスフェリー原子力発電所(NPP：Nuclear Power Plant (以下「NPP」という。))の火災後に作成されたもの。 ・ 細かな要求項目には差異があるが、日米間で、要求内容はほぼ同じ。
	2. 火災発生防止 (Fire Prevention) ・ 火災発生の防止	2.1 火災発生防止 2.1.1 原子炉施設は火災の発生を防止するために以下の各号に掲げる火災防護対策を講じた設計であること。	
	3. 火災検知と消火 (Fire Detection and Suppression) ・ 迅速な検知、制御、及び発生した火災の速やかな消火	2.2 火災の感知、消火 2.2.1 火災感知設備及び消火設備は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行える設計であること。 2.2.2 火災感知設備及び消火設備は、地震等の自然現象によっても、火災感知及び消火の機能、性能が維持される設計であること。	

表 7.1 火災時安全停止に関する規制要件の日米比較(3/5)

Table 7.1 Comparison of the requirements for the post-fire safe shutdown regulation between Japan and USA (3/5)

国	米 国	日 本	備 考
規則・ 指針等	10CFR50 Appendix R / RG 1.189⁸	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 ³⁹ /内部火災影 響評価ガイド	項目番号は、以下に基づく 米国：RG 1.189 日本：審査基準
(要求)	5. 安全停止機能 (Safe-Shutdown Capability) ・ 速やかに消火されなかった火災が プラントの安全停止を妨げないよ うな、安全上重要な SSCs の防護	2.3 火災の影響軽減 消火活動により、速やかに鎮火しな い事態においても、原子炉の高温停 止及び低温停止の機能が確保され るように、当該安全機能を有する SSCs を防護すること	・ 安全停止機能に対する基本的要求 はほぼ同じ。
	5.3 安全停止成功パスの防護 ・ 成功パスの 1 つが火災の影響を受 けないことを示すこと	2.3.2 原子炉施設内のいかなる火災によ っても、安全保護系及び原子炉停 止系の作動が要求される場合に は、火災による影響を考慮しても、 多重化されたそれぞれの系統が同 時に機能を失うことなく、原子炉 を高温停止及び低温停止できる設 計であること	・ 安全停止成功パスの 1 つを防護す る対策は同じで、その具体策も同 じ。

表 7.1 火災時安全停止に関する規制要件の日米比較(4/5)

Table 7.1 Comparison of the requirements for the post-fire safe shutdown regulation between Japan and USA (4/5)

国	米 国	日 本	備 考
規則・ 指針等	10CFR50 Appendix R / RG 1.189⁸	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³⁹/内部火災影 響評価ガイド	項目番号は、以下に基づく 米国：RG 1.189 日本：審査基準
(要求)	<p>5.3.1.1 安全停止成功パスの防護</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 同一火災エリアに安全停止に必要な互いに相違する系統がある場合、下記のいずれかの分離対策に適合する必要がある。 (a) 3 時間耐火障壁で隔離 (b) 6.1 m (20 ft) 以上の水平距離を置き、その間に可燃物がなく、かつ、火災検知器及び自動消火設備を設置 (c) 1 時間耐火障壁で隔離され、かつ、火災検知器及び自動消火設備を設置 	<p>2.3.1 (2) 原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その相互の系統分離及びこれらに関連する非安全系のケーブルとの系統分離を行うために、火災区画内又は隣接火災区画間の延焼を防止する設計であること。</p> <ul style="list-style-type: none"> a.互いの系列間が 3 時間以上の耐火能を有する隔壁等で分離されていること。 b.互いの系列間の水平距離が、6 m 以上あり、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されて 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 日本の系統分離対策は米国の対策を参考にしたもので、内容は同じある。 ・ 米国の分離対策は、10CFR50 Appendix R の IIIG2, IIIG3 項で規定され、1979 年 1 月に発効されている。 ・ 安全停止に重要な機器についても誤作動等により安全停止に影響を及ぼすかの評価が行われる。

国	米 国	日 本	備 考
規則・ 指針等	10CFR50 Appendix R / RG 1.189⁸	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 ³⁹ /内部火災影 響評価ガイド	項目番号は、以下に基づく 米国：RG 1.189 日本：審査基準
		<p>いること。この場合、水平距離間には仮置きするものを含め可燃性物質が存在しないこと。</p> <p>c.互いの系列間が1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離されており、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。</p>	

表 7.1 火災時安全停止に関する規制要件の日米比較(5/5)

Table 7.1 Comparison of the requirements for the post-fire safe shutdown regulation between Japan and USA (5/5)

国	米 国	日 本	備 考
規則・ 指針等	10CFR50 Appendix R / RG 1.189⁸	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 ³⁹ /内部火災影 響評価ガイド	項目番号は、以下に基づく 米国：RG 1.189 日本：審査基準
(要求)	5.3 安全停止成功パスの防護 ・ 民間のガイダンス文書 NEI 00-01 は 火災時安全停止回路(The postfire safe-shutdown circuit)の解析に用い ることが可能な具体的な決定論的 方法である。		<ul style="list-style-type: none"> 日本の基準には火災時の炉停止に 関する要求はあるが、電気回路も含 めた回路解析についての記載はな い。 米国では RG1.189 で回路解析が明 示されている。 NEI 00-01 では安全停止に必要な機 器とケーブルの確認のため、電気回 路図を使用し、装置に結合している ケーブルに加え、二次回路を介して 一次回路にインターロックされて いるケーブルも確認する手順とし ている。
	5.3.1 火災時安全停止回路の特定と評価 回路解析(The postfire safe-shutdown circuit analysis) では、多重誤作動		<p>*¹ 多重誤作動(MSO : Multiple Spurious Operation (以下「MSO」という。)) :</p> <ul style="list-style-type: none"> 一つの火災によって複数の誤作

国	米 国	日 本	備 考
規則・ 指針等	10CFR50 Appendix R / RG 1.189⁸	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 ³⁹ /内部火災影 響評価ガイド	項目番号は、以下に基づく 米国：RG 1.189 日本：審査基準
	<p>(MSO*¹) を含め、安全停止成功パスに 影響を与える可能性がある火災に起因 する故障の全てを扱う</p> <p>5.3.1.2 安全停止に重要な機器*²の防護</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ この分類に該当する機器の防護に おいては、5.3.1.1 安全停止成功パ スの防護手段は必須ではない。 ・ 運転員による手動操作(5.3.1.3 OMA) 及び火災モデ化(5.3.1.4)が適 用可能 		<p>動が誘発され、時間の隔たりも無 く発生する現象。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 米国では中央制御室の火災を想 定した誤作動問題 (IN 92-18) 等 が長期的な課題となっている。 <p>*² 安全停止に必要な SSC 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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 日本の基準ではこの分類に該当 する SSC について防護の要求は 記載されていない。 ・ 多重誤作動の大部分はこの分類 に関連する SSC の誤作動に起因 する。 ・ NEI 00-01 Appendix G により、対 象とするシナリオの数が絞り込 まれてきている。

8. おわりに

3章の経緯からわかるように、米国では1975年に発生した Browns Ferry 1号機の火災事故の教訓を踏まえ、火災時の安全停止機能の確保が規制要求となった。特に、1981年の通達 GL 81-12 は、事業者に、安全停止に必要な回路と機器を特定しそれらに対する分離要件などが満足されることの実証を求めるものであった。また、回路解析の実務的なプロセスの規定は、2005年1月に発行された民間指針 NEI 00-01 Revision 1 を NRC が部分的に是認し、RG 1.189 Revision 1 (2007年3月) で引用するとともに、さらにそれ以降 MSO の共通リストをまとめた NEI-00-01 Revision 2 を 2009年10月に RG 1.189 Revision 2 で引用している。

我が国の火災防護規制は、火災時安全停止解析^(注81)のうち、火災に起因する誤作動や不作動等の回路故障に対する解析手法及び一部の防止・緩和対策を除けば、米国の火災防護規制とほぼ同様で、高温停止・低温停止にかかる系統及び関連回路を含む系統の分離対策を要求している。一方、5章で示したように米国では、火災による MSO 発生の予測事例が回路解析を実施することで数多く(2010年1月1日～2015年3月31日の間で16件) LER として事業者から報告されている。以上から、火災に起因する回路故障が原子炉の安全停止に及ぼす影響を把握するための解析手法として回路解析が有用であると考えられる。

^(注81) 付録 B を参照。

A Browns Ferry 1 号機の火災事例

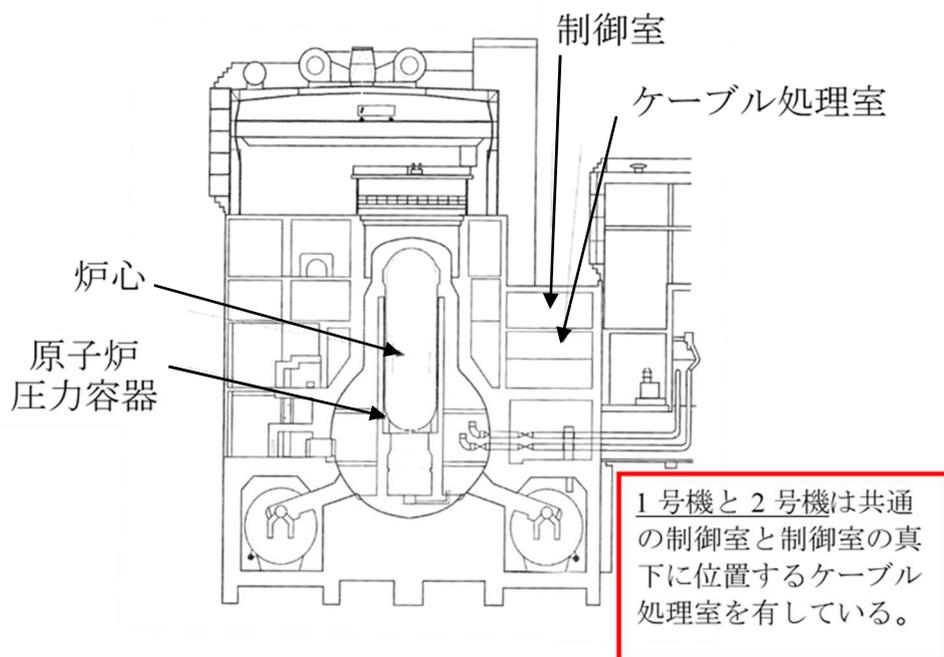
10CFR50.48 及び 10CFR50 Appendix R は、1975 年 3 月 BrownsFerry1 号機の火災を契機にして制定された規制要件である。以上の背景があることから、米国の原子力発電所に対する火災防護規制に影響を与えた BrownsFerry1 号機の火災事例を説明する。

なお、NUREG/BR-0361⁴¹ (注82) の内容を抜粋し、仮訳したもの及び NUREG-0050⁴² を要約したものを含む。

A.1 火災事例の概要

(1) Browns Ferry 1 号機的设计

Browns Ferry 1 号機（以下「BF1」という。）の原子炉廻りの正面図を図 A.1 に示す。BF1 は、GE 社製の BWR4 であり、福島第一発電所 2 号機～5 号機と同じ設計である。火災の起因となったケーブル処理室は制御室の真下に位置し、1 号機と 2 号機（以下「BF2」という。）と共用している。



出典) Presentation- BF_Fire_Heritage Discussion by Region II on the 30th Anniversary of BFN Fire (2005)⁴¹ を元に編集・翻訳

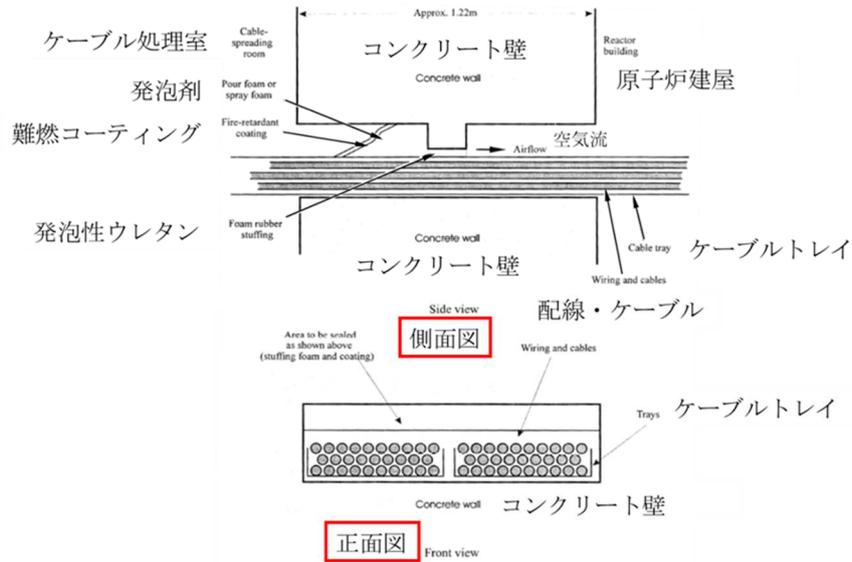
図 A.1 BF1 の原子炉建屋の断面図（略図）

Figure A.1 Cross sectional view of BF1 reactor building (simplified)

(注82) NUREG/BR-0361 は、DVD 形式で保存され、カテゴリ別及び時系列別に複数のドキュメントが格納されている。このうち、“Presentation - BF_Fire_Heritage Discussion”は、NRC の研究局（Office of Nuclear Regulatory Research（以下「RES」という。））がセミナーで紹介した説明資料である。

(2) 事故前の状態

事故発生前、BF1 及び BF2 は、100%出力運転中（BF3 は建設中）で、原子炉建屋は負圧に維持されていた。ケーブルトレイ貫通部は空気漏洩を最小限にするため、シールされており、貫通部シール材は発泡性ポリウレタン（可燃性）及びケーブルの表面は遮炎材（難燃コーティング）で覆われていた。ケーブルトレイ貫通部の構造とその設置状況を図 A.2 及び図 A.3 に示す。



出典) Presentation- BF_Fire_Heritage Discussion by Region II on the 30th Anniversary of BFN Fire (2005)⁴¹ を元に編集・翻訳

図 A.2 ケーブルトレイ貫通部の構造

Figure A.2 Layout of cable tray penetration



出典) Presentation- BF_Fire_Heritage Discussion by Region II on the 30th Anniversary of BFN Fire (2005)⁴¹ を元に編集・翻訳

図 A.3 ケーブルトレイ貫通部の設置状態

Figure A.3 Installation status of cable tray penetration

(3) 火災のきっかけ

火災発生のきっかけを以下に示す。

火災発生直前、2名の検査補助員（電気工）が原子炉建屋への空気流入抑制を目的に漏洩試験を実施中であった。午後12:15頃、検査補助員がケーブルトレイ貫通部に2～4inch幅の隙間を発見し、隙間に点火したロウソクをかざしたところ、炎が隙間に水平に吸い込まれ、原子炉建屋への多量の空気流入があることを示した。そこで、検査補助員は2枚の発泡性ポリウレタンシートを隙間に差し込んで（このシートは当初設計よりも可燃性のものであった。）貫通部漏えい再検査を試みた。その後の事象進展、消火活動、プラントの状況などを以下に示す。

(4) 事故進展

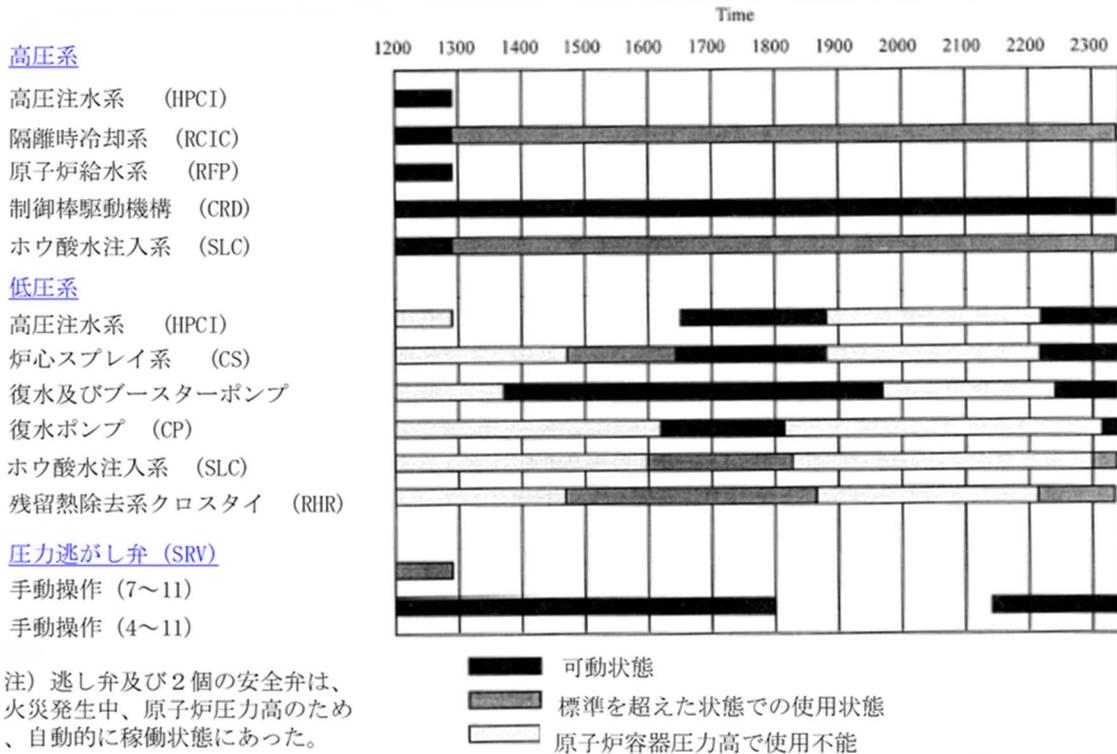
- 12:20頃 : 炎が再び隙間に水平に吸い込まれたが、ウレタンに火が燃え移り、検査補助員は消火を試みたが成功しなかった（CO₂消火器、ドライケミカル消火器等を使用）。火災は2か所に拡大した（ケーブル処理室及び原子炉建屋）。
- 12:35頃 : 運転員に火災を通報し、自衛消防隊が消火活動を開始した。
- 12:40 : 原子炉水位、圧力、ドライウェル圧力は正常であったが、数基のECCSの作動警報が発信し、すべてのDGが作動開始した。
- 12:42 : 残留熱除去系（RHR）が4基とも低圧注水（LPCI）モードに移行、4基の炉心スプレイ（CS）が作動、運転員は手動で8基のポンプを停止するも、警報はリセットできなかった。
- 12:44 : RHR及びCSのポンプが理由無く再起動し、運転員は制御パネルからポンプを停止できなかった。
- 12:48 : 運転員は制御パネルからポンプを停止できたが、2基の再循環ポンプが理由無くランバック（ポンプ速度が下がる）し、原子炉出力が1100MWeから700MWeに低下。約半分の安全保護系が機能喪失し、7基のSRVが制御不能となり、数多くの制御盤の警報が鳴り続けた。
- 12:51 : 運転員は再循環ポンプ速度の低下を開始したが、その途中（20%負荷）で再循環ポンプは理由無くトリップした。運転員は手動で原子炉をスクラムした。
- 12:53 : 運転員は全制御棒の挿入を確認し、1台の給水ポンプ（RFP）を除いて他を停止し、予備の復水及び復水ポンプ確認した上で、バックアップとして手動で原子炉隔離時冷却系（RCIC）を起動した。

- 12 : 54 : シフトの運転補助員がタービンをトリップし、発電機のブレーカーを開とし、モーターを切り離れた。高圧注水系（HPCI）が自動作動したが、MSIV は閉とならなかった。炉水位は正常レンジまで上昇。運転員は HPCI 及び RCIC を確保した。
- 12 : 55 : 120V の予備電源が喪失。制御棒位置の表示及び全ての中性子モニタの表示が失われた。
- 12 : 56 : 数多くの電気表示盤が喪失（MOV Board、Shutdown Board 等）し、CS、RHR、HPCL、RCIC 等に関連する弁操作が不能となった。この時点で MSIV は閉、原子炉は主復水器から隔離され、蒸気は RFP タービンへ供給された。また、全ての ECCS は SRV からの除熱を除き喪失した。
- 12 : 58 : 原子炉圧力は急上昇し、SRV は 1080～1100 psig の間で開閉を繰り返し、圧力を維持するが（後上昇）。MSIV をバックアップ制御室からの操作で開ける操作を試みたが失敗。運転員は手動で SRV の開閉操作も行ったものの、圧力はすぐに上昇。
- 12 : 59 : 原子炉水位は、SRV からの一定割合のサプレッションプール（S/P）への蒸気流出継続のため低下。HPCI 及び RCIC は弁操作不能のため、制御不能。SRV からの蒸気流入で S/P 温度上昇するも、RHR は電気表示盤が喪失のため操作不能となった。
- 13 : 00 : 4kV 炉停止母線 2 の電源喪失により、制御盤 C、D からディーゼル発電機（D/G）C、D へ移行。
- 13 : 20 : 4kV 炉停止母線 1 の電源喪失により、制御盤 A、B からディーゼル発電機（D/G）A,B へ移行
- 13 : 21 : プロセス計算機機能喪失
- 13 : 30 : SRV ブローダウンにより原子炉を減圧する決定がなされ、運転員が手動で弁を開く。圧力及び水位が低下。この時点では復水ブースターポンプが運転中で、RFP バイパス弁も開く。地元（Athens）の消防隊がサイトに到着し、水を消火に使うことを提言した。しかし、自衛消防隊は電気短絡を恐れて躊躇した。
- 13 : 34 : 4kV 炉停止母線 2 の電源が 2 号機からの融通で回復。
- 13 : 45 : 炉圧は 350 psi まで低下し、ブースターポンプからの注水が可能となった。水位は燃料頂部 201 inch 上部から 43inch 上部まで低下していたが、回復し始めた。
- 13 : 57 : 運転員は手動で RFP バイパス弁閉とすることが可能となった。
- 14 : 00 : 運転員は SRV を使用して炉圧を 200 psig 以下、制御棒駆動機構（CRD）

- 冷却系ポンプ及びブースターポンプを使用して水位を正常レベルに維持し、480VのAC制御盤A、Bが使用可能となった。
- 15:00 : S/P冷却系のRHR及び他の冷却系の再開を試行した。
- 16:00 : RHR系1が準備されたが、系全体の水量が十分かどうか確認できないため、RHRポンプの運転は開始されなかった。
- 16:30 : 480VのAC制御盤1Aの電源回復。これにより、主タービンがスタンバイとなり、ECCS弁に通電し、安全保護系(RPS)Aの電源が回復してプロセスモニタの半分が回復。
- 18:00 : 地元(Athens)の消防隊による消火活動への水使用が再び進言されるも依然使用されず。中央制御室(MCR)で制御できたSRVが計測・制御系の喪失とソレノイドへの制御電源喪失及びダイヤフラム弁への空気供給で操作不能となった。
- 19:00 : 原子炉がより安定状態となったことから、発電所管理者は消火活動への水使用を認めた。主蒸気系ドレンバルブへの電源回復。
- 19:45 : 火災は鎮火と報告あり。
- 20:08 : S/P水位高で、運転(補助)員はRHRドレンポンプを起動し、主復水器へ送水開始。
- 20:40 : 非常用ガス処理系(SGTS)により、2.5 psigでドライウェル内ガス放出開始。
- 20:50 : MCRから格納容器内の圧力及び原子炉圧力の制御がなされ、炉圧は580psigから低下操作された。
- 22:00 : 炉圧は340 psigとなり、緩慢に低下。
- 22:50 : 炉圧は200 psig、炉水位は36 inchに制御された。
- 00:00 : 炉圧RHR系2のフラッシングを実施後停止時冷却へ移行。
- 01:00 : 2基の中性子源領域モニタ(SRM)が炉容器側のモニタとして一時的に運転され、10 cpsレベルを計測するSRMとしての使用が確認された。
- 01:30 : S/Pの冷却がRHR系により開始された。
- 02:45 : 炉心スプレイ(CS)ポンプA、Cの制御がMCRから可能となった。
- 04:10 : 停止時冷却がRHR系2により可能となった。
- 09:30 : プラントは低温停止状態に移行。

(5) 設備の稼働状況

前項の事象進展から知れるように、BF1 火災では数多くの計測機器、制御機器、動力機器が火災に伴う電氣的故障に起因する誤信号により、誤作動や不作動など正常な稼働を妨げられた。図 A.4 に火災時における設備の稼働状況を示す。



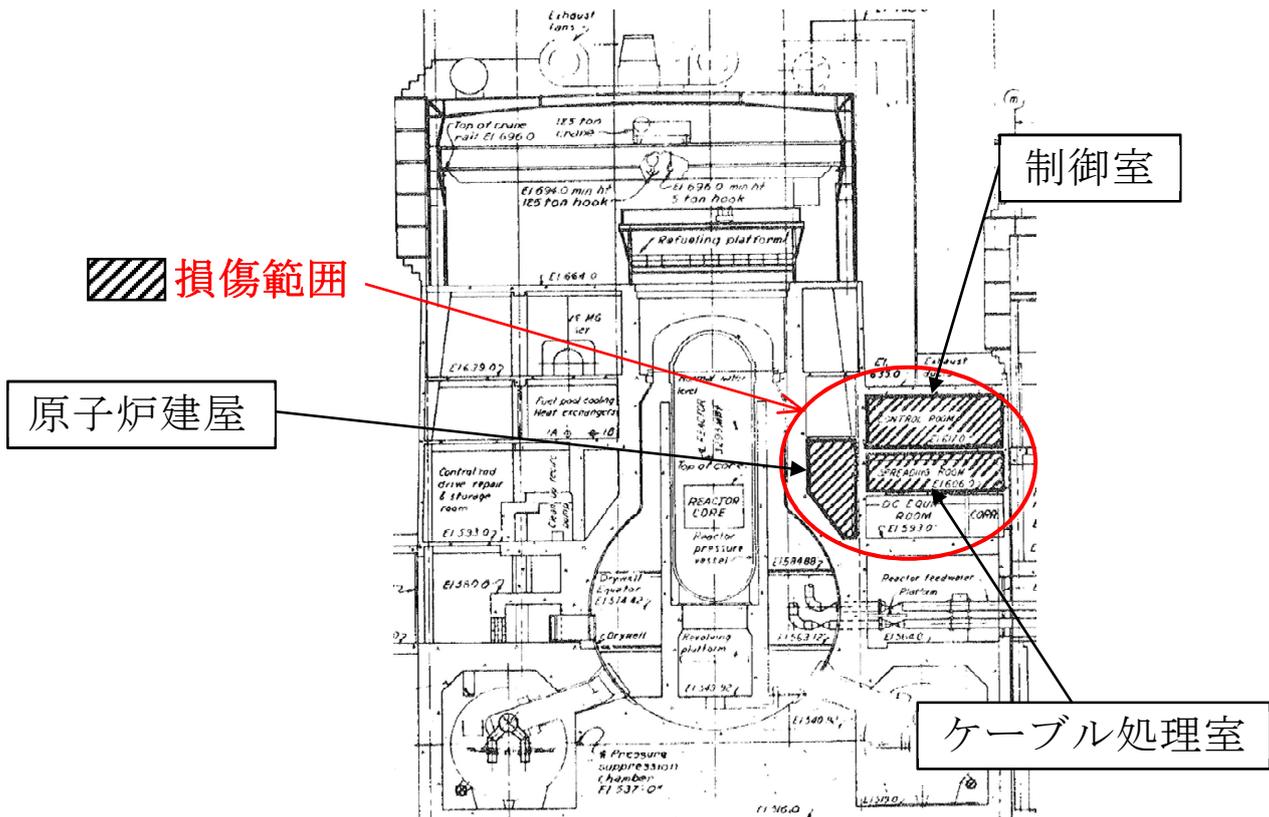
出典) Presentation- BF_Fire_Heritage Discussion by Region II on the 30th Anniversary of BFN Fire (2005)⁴¹ を元に編集・翻訳

図 A.4 火災時における設備の可動状況

Figure A.4 Status of system operation during fire

(6) 火災に伴う損傷状態

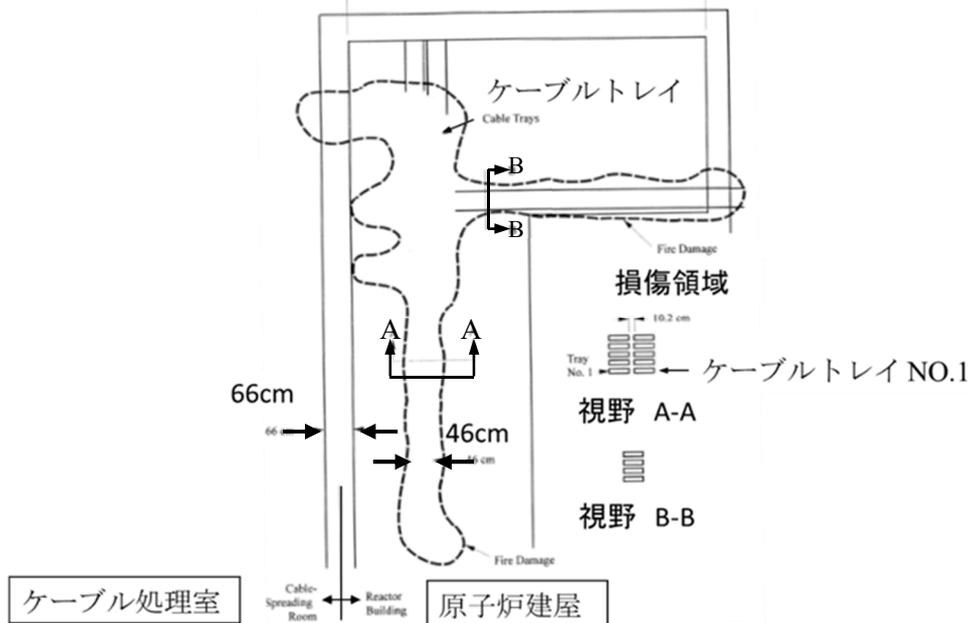
図 A.5 に原子炉建屋、制御室及びケーブル処理室の損傷範囲、図 A.6 にその損傷範囲の詳細、図 A.7 及び図 A.8 にケーブル処理室及び原子炉建屋天井ケーブルトレイの損傷状況をそれぞれ示す。損傷したケーブルの総数は、1600 本にもなった



出典) SFPE technology Report 77-2 The Browns Ferry Nuclear Plant Fire (1977)⁴³ を元に編集・翻訳

図 A.5 原子炉建屋、制御室及びケーブル処理室の損傷範囲

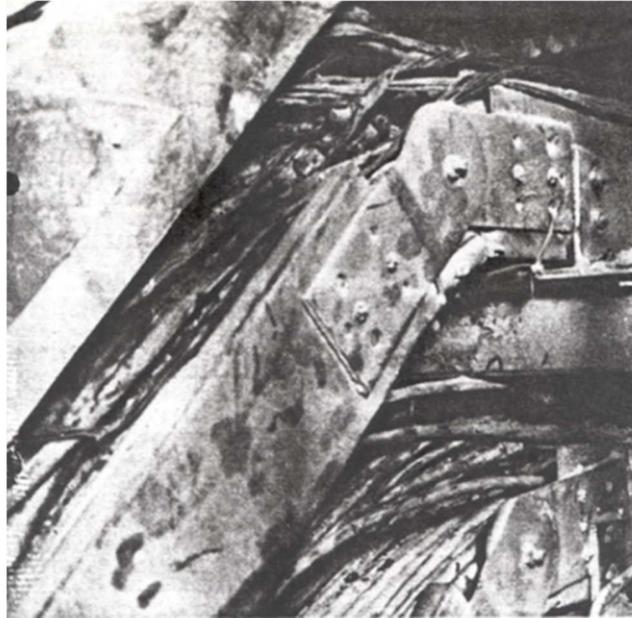
Figure A.5 Damaged area at reactor building, control room and cable spreading room



出典) Presentation-BF_Fire_Heritage Discussion by Region II on the 30th Anniversary of BFN Fire (2005)⁴¹ を元に編集・翻訳

図 A.6 制御室及びケーブル処理室の損傷範囲の詳細

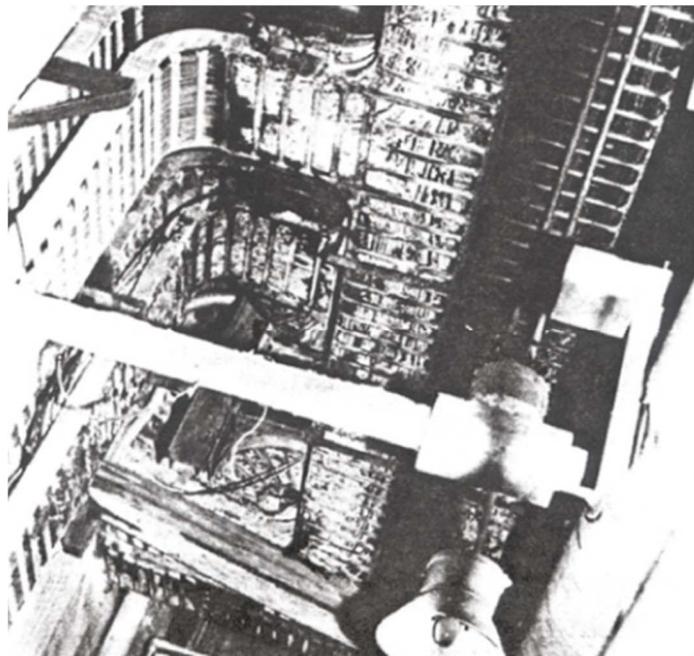
Figure A.6 Details of cable damaged area for control room and cable spreading room



出典) Presentation- BF_Fire_Heritage Discussion by Region II on the 30th Anniversary of BFN Fire (2005)⁴¹ を元に編集・翻訳

図 A.7 ケーブル処理室の損傷状況

Figure A.7 Cable damage in the cable spreading room



出典) Presentation- BF_Fire_Heritage Discussion by Region II on the 30th Anniversary of BFN Fire (2005)⁴¹ を元に編集・翻訳

図 A.8 原子炉建屋天井ケーブルトレイの損傷状況

Figure A.8 Damage of cable trays at ceilings in the reactor building

(7) 2号機への影響

1号機の広範囲の影響に比較して、2号機への影響は非常に小さかった。1号機の異常発生の数分後、2号機に出力の低下、警報、部分的な照明の消失等が発生し、午後1時に原子炉は停止された。その3分後、MSIVが自動閉止し、高圧冷却系が起動し、原子炉の減圧後、低圧冷却系起動し、原子炉は安全停止した。

(8) 事故のまとめ

BF1火災事故の経緯、要因に等ついて以下にまとめる。

- 1975年3月22日に発生
- 火災の進展につれ、安全系の複数の機器が誤作動、誤表示を起し、プラントの安全性が確認できない状態に陥った。
- 火災は原子炉建屋とケーブル処理室を連絡する貫通部の気密性試験を実施するため使用した1本のロウソクによって発生した。
- 重大な事態に発展した要因として以下が挙げられる。
 - 貫通部のシール材として可燃性の発砲ポリウレタンシールが使用されていた
 - 燃焼しやすい絶縁材や被覆材のケーブルが使用されていた
 - 貫通部に敷設されていたケーブルに対して系統分離が行われておらず、損傷が多系統に及んだ
- 発火から消火まで8時間を要し、安全系に属する628本を含む合計1600本を超える数のケーブルが損傷した。
- 後の評価では、条件付き炉心損傷確率（CCDP）が0.2、すなわち、もしもこれと同じ事象が5回発生したならば、そのうちの1回は炉心損傷に至っていたであろうというほど重大なものと評価された。

A.2 教訓と今日の火災防護への反映

ブラウنزフェリー火災に対するNRCの見解を整理した文書（Recommendations）であるNUREG-0050⁴²を調査し、その内、教訓及び火災防護への反映事項を要約し取りまとめたものを以下に示す。

(1) 全般

- ① ケーブルが燃え、火災が長時間であったことから火災予防と消火活動の脆弱さを示している。原則、以下の深層防護が火災防護に適用されるべきである。
 - 火災の出火を防げること
 - 火災の早期感知・消火
 - 火災の影響の軽減
- ② 深層防護の考え方に基づいて、設計及び運転時、緊急時の対策が妥当であるか審査する。

(2) 火災予防（発生防止）

- ① 火災防護計画の作成 : 火災防護計画の作成は火災防護のベースである。
- ② 材料の組み合わせに注意 : 燃えやすい材料、及び不必要な着火源（ろうそくによる漏えい感知等）の望ましくない組み合わせ（ブラウズフェリーでの原因等）を認知し、排除する。
- ③ 貫通口 : ケーブルの延焼と貫通口の延焼防止
- ④ 可燃材料・着火源に注意 : 原子力発電所に用いられる可燃性材料の性質と量を制限すること、必要に応じて可燃性材料への延焼防止対策を施すこと、裸火または溶接設備のような潜在的着火源を管理する処置を行わなくてはならない。
- ⑤ 基準 : 基準、指針の整備
- ⑥ 材料保証試験 : ケーブルと貫通シール材のようなものに対して、使用する材料とその配置が許容できるものであることを保証するための標準性能試験が必要である。

(3) 消火活動（感知・消火）

どのような火災に対しても早期感知、早期消火を行うこと。

- ① 感知器の不具合：
 - ケーブル処理室に煙が発生したが感知器が働かなかった。原子炉建屋からの空気の流れが感知を妨げた。
 - 煙は（密閉されていないケーブル通路を通じて）制御室に侵入したが、制御室に設置された火災感知器はケーブル火災によって生成される燃焼生成物を検知しないイオン化式煙感知器であったため警報されなかった。
- ② 適切な感知器の配置：
 - 火災の近隣の原子炉建屋内には大量の煙が存在したが、その区域には感知器が設置されていなかった。
 - 感知器は区域内に実際または潜在的に存在する可燃物材料の生成物を感知するように設計され、確実に設置されなければならない。
- ③ 消火における水利用の考察：
 - ブラウズフェリーのケーブル処理室の火災は、水を使用することなく、消火された。
 - 対照的に原子炉建屋の火災は、可搬式二酸化炭素消火器と粉末消火器によって数時間対応したが不成功に終わり、その後、いったん水が使用されると数分で消火された。
 - ケーブル火災を消すための水を使用しない初動対応が失敗した場合、水の使用

が必要であることを示唆している。

- 多くの人々は「電気火災において水を使うな」と教えられている。
- 消火手順と火災訓練においては、水の使用の適切な使い方を想定しなければならない。

④ 自動消火

- 固定式消火設備（スプリンクラー設備等）の設置及び更新、およびそれらの自動化が非常に重要である。
- 自動消火設備は、可燃物量が多く消火器では消火できない火災区域又は火災区画、人による消火が期待できない煙の充満が想定される、又は、放射線量が高い火災区域又は火災区画に設置する必要がある。

⑤ 手動消火

- 手動消火活動のための消火器は想定される火災に対応したものであって、適切な間隔（原則、歩行距離 20m 以内）に設置され、使用方法について訓練されていないならば、適切な消火栓もまた設置されなければならない。
- 火災と煙を対処するための換気設備の制御は、放射能の閉じ込めに関する要件と両立させる必要がある。

⑥ 中央制御室

- 放射線と煙、有毒ガスから防護されなければならない。
- 適切な酸素補給装置と充電機器は、長引く火災の間、同時に作業するかもしれない被害抑制作業員、消防士、運転員のために利用可能でなければならない。

⑦ 消火活動と消防用設備等

- 適切な機器の設計に加え、消火活動の成功のためには、火災に対応しなければならないオンサイト、オフサイトの人員に対して、現実的な条件下で訓練すること、消防用設備等が使用可能であるよう機器の保守と検査が求められる。

⑧ 緊急時計画

- 緊急時計画は他の活動と同じく、火災活動において重要である。

(4) 火災時においても重要な機能を維持すべき設備への対応（影響の軽減）

① 主要機器の機能不全

- ブラウンズフェリー火災事故の間、極めて多数の設備はケーブル損傷の結果として利用不能となった。
- 長時間、安全上重要な機器は機能しなかった。

② 冗長性ある機器の独立性

- 機器、設備の冗長性の効果は、冗長性のある機器の独立性に依存する。

③ 2つの過失

- ブラウンズフェリーではその独立性が2つの過失によって無効となった。

- ・ 冗長性の安全機器安全系制御回路の分離がなされていなかった。
- ・ 冗長性安全機器の配線が分離された区域と金属製配管によって配線されていなかった。

④ 必要な対策の実施

- ・ 冗長性の安全機器に対する配線を含めた分離性と独立性の要件の見直しが必要。
- ・ 電氣的な隔離、物理的な距離、障壁、燃焼に対する耐性、及びスプリンクラー設備の適切な組み合わせは、想定火災にも関係なく、冗長性のある安全機器の十分に効果的な独立性および安全機能の有効性を維持するために適用されなければならない。

(5) 新規制基準対応の例（ケーブルトレイの系統分離対策の例）

我が国の新規性基準における系統分離対策の一つに提案されている例を図 A.9 に示す。



出典) 美浜発電所および高浜発電所の原子炉設置変更許可申請等について (美浜発電所 3号機および高浜発電所 1、2号機の新規制基準への対応等) ⁴⁴

図 A.9 ケーブルトレイの系統分離対策の例

Figure A.9 Example of system separation measures in cable tray

B 米国における火災時安全停止解析

火災に起因する回路故障（誤作動等）による原子炉の安定停止への影響及びその評価を行うための回路解析は、火災時安全停止手法の一部に組み込まれていることから、NRC が部分的に是認し、RG1.189⁸ で引用されている NEI00-01⁵ を中心に、火災時安全停止解析及び回路解析に係る一連の手順について調査した。

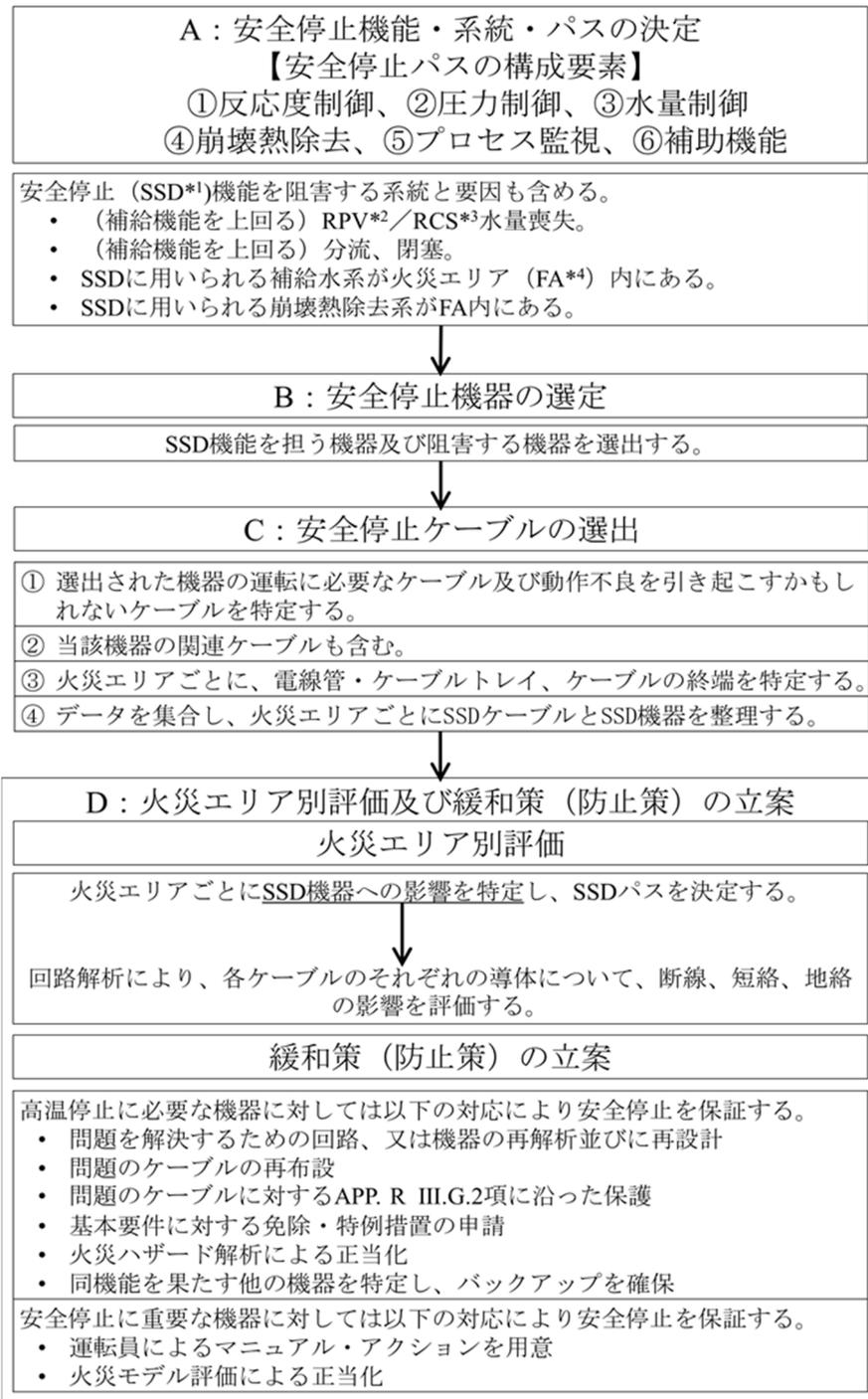
B.1 火災時安全停止解析の概要

原子力発電所において火災が発生した場合、円滑に安全停止を達成し維持することは、当該火災の発生場所にかかわらず確実に可能でなければならない。そのために、実証として行われる工学的プロセスは、安全停止解析である。回路解析は、安全停止の達成と維持に必要なケーブルのそれぞれの導体の断線、短絡、地絡などの影響を評価する解析で、工学的プロセスの一部である。その全体的な流れをに示す。安全停止解析は、A から D までトップダウンのタスクから成る。

- A. 安全停止機能・系統・パスの決定
- B. 安全停止機器の選択
- C. 安全停止ケーブルの選択
- D. 火災エリア別評価及び緩和策（防止策）の立案

これら A から D までの順を追って実務は拡大していく。

以下、上述した全体的な流れに沿って、機器の選出とケーブルの選出の順に沿ってそれぞれの詳細を述べる。



- *1 安全停止（SSD：Safe Shut Down（以下「SSD」という。））
- *2 原子炉压力容器（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。））

出典）NEI 00-01⁵ p.25 Figure 3-1 及び平成 29 年度原子力規制庁請
 負成果報告書⁴⁵ p.2 図-1 を元に翻訳及び編集

図 B.1 安全停止解析の流れ

Figure B.1 Flow of postfire safe shutdown analysis

B.2 火災時安全停止解析の手順

(1) 安全停止機能、パス、系統の決定

安全停止解析を実行するに当たり、まず、安全停止の性能目標（Performance Goal）に対応したプラント固有の安全停止機能を抽出し、プラントを安全停止に導き維持するために必要な系統、主要な安全停止機器を特定する必要がある。安全停止機器は、規制要求に基づき特定される。NEI 00-01⁵によると、安全停止機能は、①反応度制御、②圧力制御、③水量制御、④崩壊熱除去、⑤プロセス監視及び⑥補助機能に特定される。以上の安全停止機能の全てを実行できる SSC の組合せを安全停止パスと呼ぶ。具体的な安全停止パス（沸騰水型原子炉（BWR：Boiling Water Reactor（以下「BWR」という。））の例を表 B.1 に示す。

表 B.1 安全停止パスの例（BWR）

Table B.1 Example of safe shutdown path (BWR)

安全停止パス	パス (1)	パス (2)	パス (3)
反応度制御	CRD* ¹ （に代表されるスクラム機能） マニュアル・スクラム RPS* ² 電源の切断又は、IA* ³ ヘッダーをベントする運転員のマニュアル・アクション	CRD（スクラム機能） マニュアル・スクラム RPS電源の切断又は、IAヘッダーをベントする運転員のマニュアル・アクション	CRD（スクラム機能） マニュアル・スクラム RPS電源の切断又は、IAヘッダーをベントする運転員のマニュアル・アクション
圧力制御	制御室又は現場のスイッチによるマニュアルでのADS* ⁴ /SRVs* ⁵ 操作	遠隔停止制御盤又は現場のスイッチによるSRV操作	制御室又は現場のスイッチによるマニュアルでのADS/SRVs操作
水量制御	炉心スプレイ	RCIC* ⁹ RHR/LPCI* ¹⁰	RHR/LPCI
崩壊熱除去	RHR* ⁶ 系 サプレッション・プール冷却モード サービス水 炉心スプレイ、代替停止時冷却モード	RHR系 サプレッション・プール冷却モード サービス水 RHR停止時冷却モード	RHR系 サプレッション・プール冷却モード サービス水 RHR代替停止時冷却モード
プロセス監視	サプレッション・プール水温度、水位の監視 原子炉計測系	サプレッション・プール水温度、水位の監視 原子炉計測系	サプレッション・プール水温度、水位の監視 原子炉計測系
関連支援機能	冷却系 RHR室クーラー サービス水ポンプ室用HVAC* ⁷ EDG* ⁸ HVAC	RHR室クーラー RCIC室クーラー サービス水ポンプ室用HVAC EDG HVAC	RHR室クーラー サービス水ポンプ室用HVAC EDG HVAC
	電源系 EDG又は所外電源 配電設備	EDG又は所外電源 配電設備	EDG又は所外電源 配電設備

- *¹ 制御棒駆動機構（CRD：Control Rod Drive（以下「CRD」という。））
- *² 原子炉保護系（RPS：Reactor Protection System（以下「RPS」という。））
- *³ 計装用圧縮空気（IA：Instrument Air）
- *⁴ 自動減圧系（ADS：Automatic Depressurization System）
- *⁵ 逃し安全弁（SRV：Safety Relief Valve（以下「SRV」という。））
- *⁶ 残留熱除去系（RHR：Residual Heat Removal（以下「RHR」という。））
- *⁷ 暖房、換気及び空調（HVAC：Heating Ventilation and Air Conditioning）
- *⁸ 非常用ディーゼル発電機（EDG：Emergency Diesel Generator（以下「EDG」という。））
- *⁹ 隔離時冷却系（RCIC：Reactor Core Isolation Cooling（以下「RCIC」という。））
- *¹⁰ 低圧注入系（LPCI：Low Pressure Coolant Injection（以下「LPCI」という。））

出典) NEI 00-01⁵ p.135, ATTCHMENT 1 及び平成 29 年度原子力規制庁請負成果報

告書⁴⁵ p.3, 図-2 を元に翻訳及び編集

(2)安全停止機器の選出

安全停止パスに沿って機器を選出する際には、当該機器が、「高温停止に必要な機器」に属するのか、「安全停止に重要な機器」に属するのか明確にしなければならない。これは、後に、各火災エリアにおけるケーブルごとに機器に対する火災の影響を評価する場合、それぞれのケースの緩和策として何を適用するかを決めるときの条件となるからである。

（「安全停止に重要な機器」に対しては、適用が認められる緩和策であっても、「高温停止に必要な機器」に対しては適用が認められない場合がある。）そこで、まず、高温停止に必要な機器の選出について述べる。

「安全停止機器」は、一次機器 (Primary Components) と二次機器 (Secondary Components) に分類される。これらのうち、一次機器には、通常、以下の種類の機器が含まれる。これに対して、二次機器は、通常、一次機器の回路に属し、補助的機能を担うものである。中には、アイソレーション機能を有するもの及びインターロック又は入力信号プロセッサを経て一次機器に信号を送る機能を果たすものが含まれる。

- 一次機器 : ポンプ、電動弁、電磁弁、ファン、ガス・ボンベ、ダンパー、クーラー、全ての必要なプロセス指示計と記録計^(注83)、電源又はその他の一次機器の運転を支援するのに必要な電気品^(注84) など。
- 二次機器 : フロー・スイッチ、圧力スイッチ、温度スイッチ、レベル・スイッチ、温度測定エレメント (熱電対など)、速度検知器、トランスミッター、コンバーター、コントローラー、トランスデューサー、シグナル・コンディショナー、手動スイッチ、リレー、ヒューズなど。

①初期条件、火災の影響に関する仮定

安全停止機器の選出作業を行うに当たっては、火災が発生する直前の状態と発生後の影響について、以下の条件及び仮定を設定しなければならない。

- ・ プラントの運転状態は、定格 (100%) 出力で運転され、全ての機器はメンテナンス及び定例試験 (サベイランス) のためにオフライン状態にないもの^(注85) とする。
- ・ 安全停止機器として保証されていない機器で火災に起因するウォーター・ハンマーが発生する事態は考慮する必要がないもの^(注86) と仮定する。
- ・ 手動弁や配管は、火災により悪影響を受けることがないものとする。ただし、火災に曝露された弁の弁棒 (ステム) 摺動摩擦が変化する場合、弁の操作状態が、上述

^(注83) 流量計、温度計、タービン速度計、圧力計、水位記録計など。

^(注84) ディーゼル発電機、開閉器、モータコントロールセンター (MCC : Motor Control Center (以下「MCC」という。))、ロード・センター、電源ユニット、配電盤など。

^(注85) 例えば、弁の開閉状態は、配管計装図 (P&ID : Piping & Instrumentation Diagram (以下「P&ID」という。)) 及び手順書にある状態であることとする。加えて、選出作業では、故障が発生しておらず、技術仕様書 (Tech Spec : Technical Specification (以下「Tech Spec」という。)) の運転制限値 (LCO : Limiting Condition of Operation) を逸脱した状態にないものとする。

^(注86) 火災が発生した場所で影響を受けた配管がウォーター・ハンマーを発生して破損し、内部溢水が起こることで安全停止系機器が影響を受けるような問題は、起こらないものとする。

の仮定に適合しなくなる可能性がないか確認する必要がある^(注87)。

- ・ 逆止弁は正常な状態が保たれているもの^(注88)と仮定する
- ・ 計測設備（抵抗温度計、熱電対、圧力変換器、流量変換器など）の故障に関しては、特にそれが起こらないことが実証できなければ、火災によってアップ・スケール、ミッド・スケール、ダウン・スケールなど、いずれか最悪のケースが発生するものと想定する。したがって、制御機能を担う計測設備の場合には、制御回路に対してそのような不都合な信号を発信するものと仮定する。
- ・ 計測制御回路に対する故障モード影響解析（FMEA：Failure Mode and Effects Analysis（以下「FMEA」という。））を実施するに当たっては、「高」又は「低」の不表示を引き起こす地絡、導体間短絡、断線などを含む多様なケースを網羅して解析を実施することとする。ただし、計測制御系に実際に使われるそれぞれ固有の回路やケーブルの種類（標準的なシールド付きのツイスト・ペアが使われているか否か、絶縁材が熱硬化性か熱可塑性かなど）を考慮する必要がある。

②機器の選出方法

B.2 項に示すような安全停止パスから安全停止機器を選出するプロセスのフロー・チャートを図 B.2 に示す。まず、簡易な P&ID（図 B.3 に参考例を示す）上に各安全停止パスの経路をマークし、そのライン上にある機器を安全停止機器リスト（SSEL：Safe Shutdown Equipment List（以下「SSEL」という。））に記載する。（ステップ 2）ただし、火災による二次機器の損傷で一次機器に影響を及ぼす場合、当該の二次機器を一次機器の一部として含めて抽出する。加えて、SSEL は、サイズのあまり拡大せず、管理可能な規模とし、容易に安全停止系や安全停止機能と関連付けできるようにする。

次に、詳細な P&ID、電気系の図面、計測回路図などの図書を用い、各安全停止パス上にある全ての機器を特定する。本来の系統機能に対して誤作動を引き起こすか、又は有害な影響を及ぼす可能性のある全ての機器をこの作業において抽出する。（評価の必要なプラント固有の MSO リストは別途作成する。）そして、どの機器が「高温停止に必要な機器」であるか、「安全停止に重要な機器」であるかを、NEI 00-01⁵ Appendix H にある手順書とルールに従って判別する（ステップ 3~4）。

最後に、以上の作業から抽出される機器のそれぞれについて、該当する系統、安全停止パスを一覧にした表を作成する（ステップ 5~6）。ただし、この先のケーブル選出のタスクで、追加の機器が抽出される場合、それらも後に表に含めることになる。完成する表の様式例を表 B.2 に示す。この表は、次の情報^(注89)を含むものとする。

^(注87) 弁の操作ハンドルは、弁棒が十分に潤滑されているものとして設計されているため、実際に火災に曝露された後の弁の操作性が悪化する可能性は否定できない。

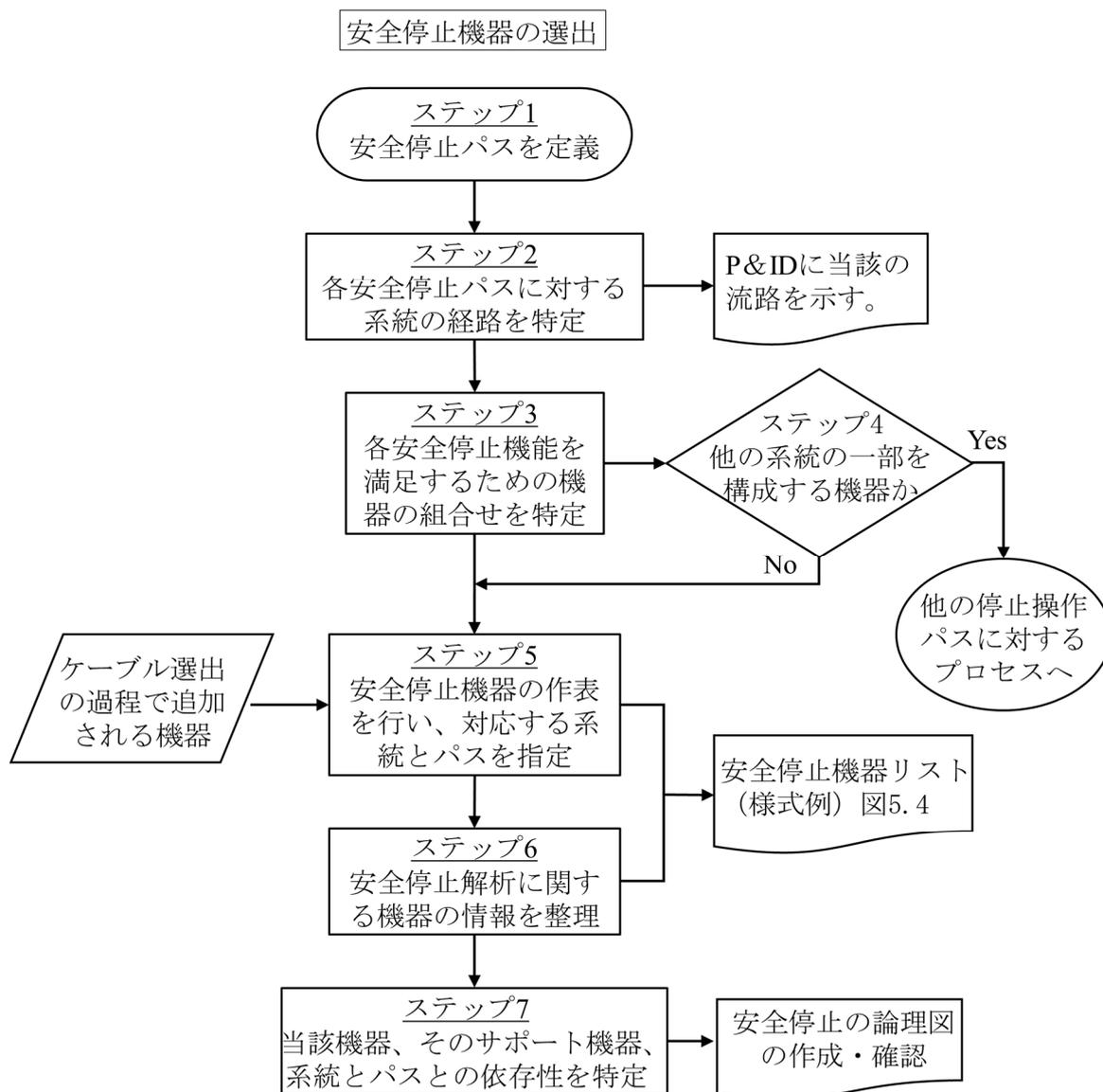
^(注88) 弁座面における漏洩や逆流がないものと仮定し、水量制御、残留熱除去、機器の冷却及びその他安全停止機能が逆止弁の不具合のために妨害される状況は仮定しないものとする。

^(注89) NEI 00-01 Revision 2⁵ ATTACHMENT 3 を参照。

- 機器 ID (Equipment ID) : P&ID 又は単線結線図に記載される機器の ID 番号
- 論理図 (Logic Diagram) : 機器と他の系統を構成する機器との相関関係を説明する安全停止に関する論理図 (参照する論理図の一例を図 B.4 に示す。)
- 系統 (System) : 機器で構成され、10CFR50 Appendix R で定義される安全停止系統
- ユニット (Unit) : 機器が安全停止機能を維持するユニットの識別
- 機器の種類と説明 (Equipment Type) : 機器の種類 (例: 電動弁 (MOV: Motor-Operated Valve (以下「MOV」という。))、ポンプ、電磁弁 (SOV: Solenoid-Operated Valve (以下「SOV」という。))
- 安全停止パス(SSD Path) : 表 B.1 参照。機器が該当する安全停止パスを識別する
- 関連図書 (Equipment Description) : 機器の概要を説明する図書
- 火災エリア (Equip FA) : 機器が設置された火災エリアの位置
- 通常運転時の状態 (Normal Mode) : 通常運転時における機器の状態又は運転モード (例: 弁の開/閉、ポンプやファンなどの ON/OFF)
- 高温停止時/冷温停止時の状態 (Shutdown Mode(s)) : 安全停止時における機器の状態又は運転モード
- 高圧/低圧バウンダリ (High/Low) : 機器が高圧/低圧バウンダリを構成する一部のどうかの識別
- 空気供給喪失 (Air Fail) : 空気供給の喪失を引き起こす機器 (例えば、計装用空気系を構成する機器。) の状態
- 電源喪失 (Power Fail) : 電源喪失を引き起こす機器の状態
- 参照資料(Reference) : 機器が記載された P&ID 又は電気図面

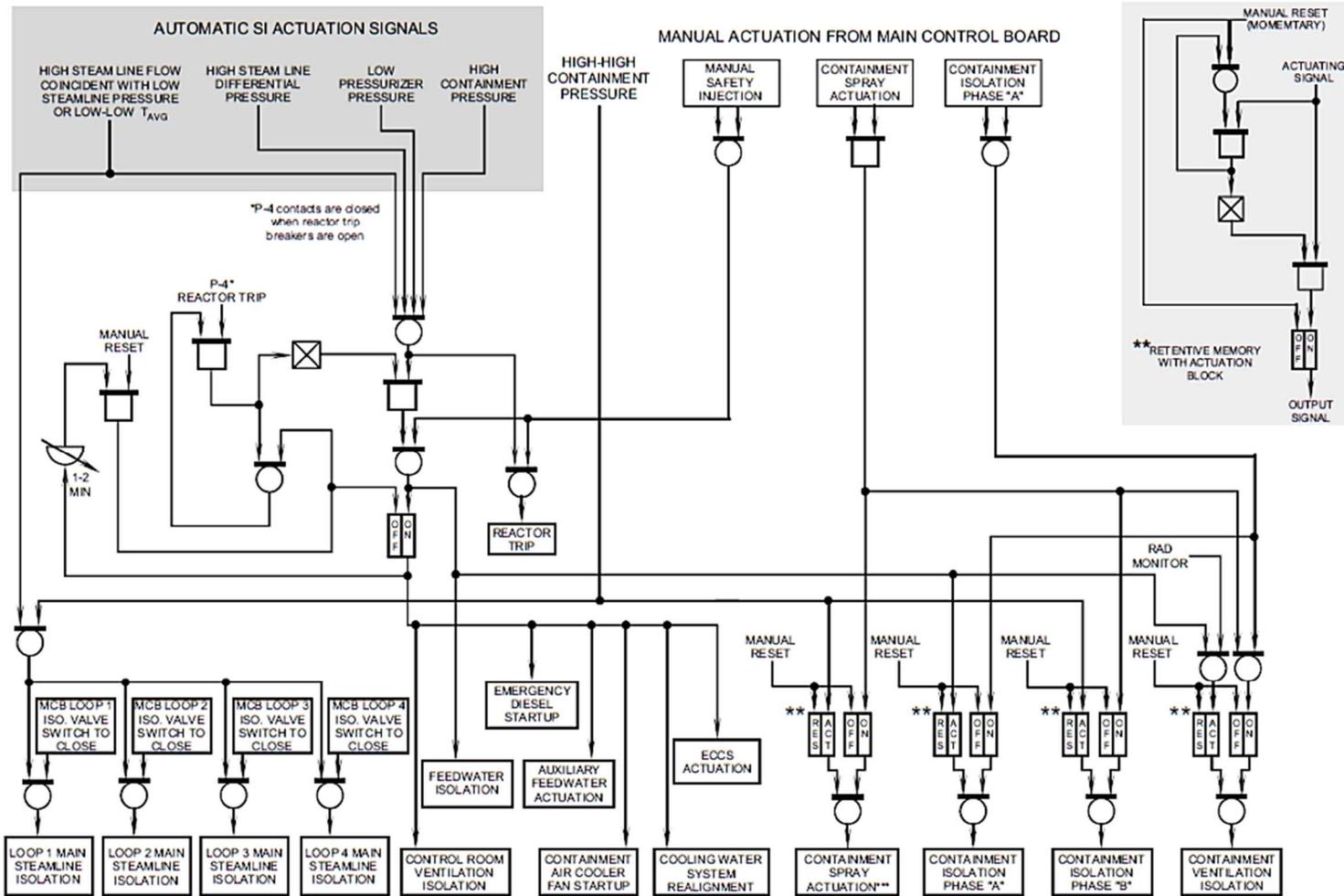
安全停止の機器とケーブルを特定するに当たっては、特に、電源やインターロックなどを摘出する場合には、関連する支援機器^(注90)も特定されなければならない。加えて、前述のような影響を評価する場合、その補助となる情報として、各安全停止パスの中にある機器同士の依存性などの関連性を示したデータベース又は論理図を用いることも考慮する(ステップ7)。図 B.4 に一般的な論理図の例を示す。

^(注90) 例えば、それらで運転条件が関連付けられている機器など。



出典) NEI 00-01, Revision 2⁵ p.4,1 Figure 3-3 及び平成 29 年度原子力規制庁請負
成果報告書⁴⁵ p.6, 図-3 を元に翻訳及び編集

図 B.2 安全停止機器選出のフロー・チャート
Figure B.2 Flowchart of selection of safe shutdown equipment



出典) 0519 - R304P - Westinghouse Technology 12.3 Reactor Protection System - Engineered Safety Features Actuation Signals.⁴⁷, Figure 12.3-1

図 B.4 論理図の例 (PWR の ESFAS)

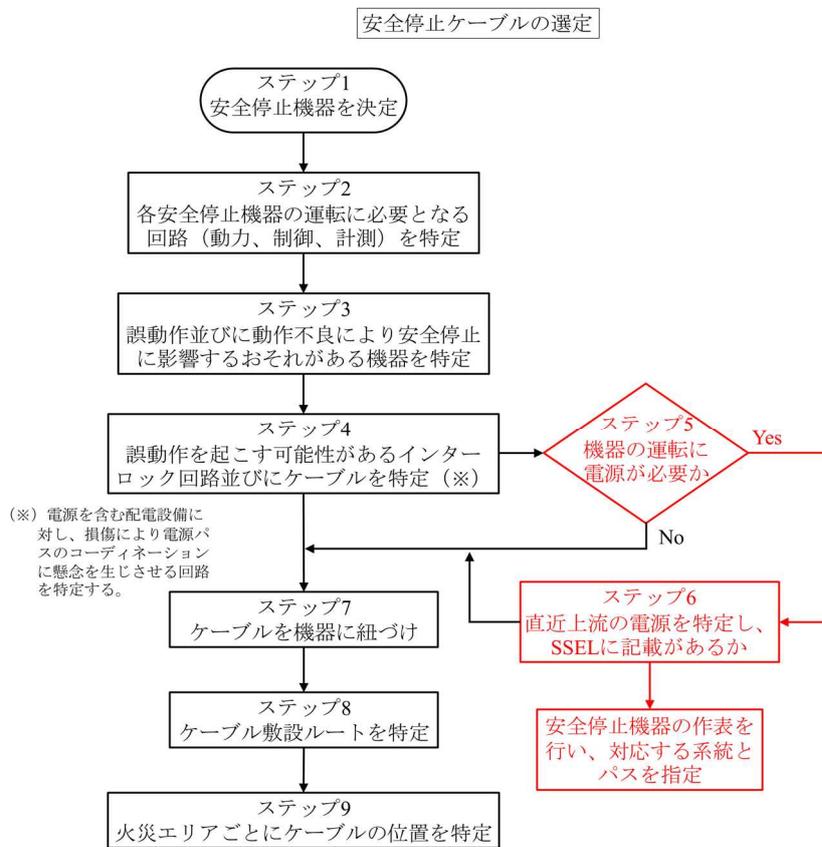
Figure B.4 Example of logic diagram (Engineered Safety Features and Auxiliary Systems for PWR*)

*PWR : Pressurized Water Reactor (以下「PWR」という。)

(iii) これらのケーブルに対して、ブレーカー・保護協調の問題がないか評価を行う。

安全停止系の自動起動ロジック : 一般的には安全停止を支援する上で必要ではない^(注93)。ただし、当該のロジックがある許可条件となる場合（例えば、LPCI 注入の場合における「原子炉圧力低」、の許可条件など）は例外となる。（以降、(3)を参照。）

- ④ ③までのプロセスで選出されたケーブルのそれぞれに対して敷設経路を特定する。これには、全てのレースウェイとケーブルの端末に関する情報が含まれる。通常、この情報は、安全停止系ケーブルのリストと既存のケーブル及びレースウェイのデータベースを組み合わせることで作成することができる。



出典) NEI 00-01, Revision 2⁵ p.47 Figure 3-4 及び平成 29 年度原子力規制庁
請負成果報告書⁴⁵ p.16 図-9 を元に翻訳及び編集

図 B.5 安全停止系ケーブル選出プロセスのフロー・チャート

Figure B.5 Flowchart of safe shutdown cable selection process

^(注93) 通常は、各系統が、中央制御室又は非常用制御ステーションにいる運転員による手動操作によって制御することができるからである。ただし、中央制御室や非常用制御ステーション以外の場所から運転員が手動操作する必要がある場合には、当該の操作が運転員の手動操作に関する NRC の規制指針に適合する必要がある。

(4) 火災区域別評価及び緩和策（防止策）の立案

安全停止機器に対する回路解析を実施するに当たっては、2章で説明する手順で整理した情報（安全停止機器とケーブルを紐づけた情報）を利用して、ケーブル及びレースウェイに対して、火災エリア別に関連付けを行う必要がある。（例えば、一本のケーブルや一条のレースウェイが複数の火災エリアを通過しており、個々の火災エリアに注目すると、多くのケーブルやレースウェイが通過している。そこで、個々の火災エリア別に、安定停止機器及び安全停止ケーブルに関する設置情報等が整理されることで、個々の安全停止パスが選出される。）そして、火災エリア内で発生する火災によって安全停止に影響を及ぼす可能性がある機器が、回路解析を実施することで、特定される。ただし、機器は、「高温停止に必要」、又は「安全停止に重要」な機器のいずれかに分類する必要がある。そして、それらは、回路解析の結果に応じて、その分類に対応した安全停止を保証するための緩和対策を講じるものとされている。

なお、狭義の回路解析^(注94)は、個々の火災エリアに対して火災を想定し、安全停止機能への影響を詳しく評価する手法であり、高度なスキルが求められる。産業界とNRCは、このスキル向上のために実務者のための研修制度を整備し、教材を揃え、合同での研修会を定期的に行っている。

①火災影響評価に関する初期条件及び仮定

火災影響評価を実行するに当たっては、以下の初期条件及び仮定を設定しなければならない。ただし、これらの仮定は、決定論的に評価する場合に適用される。

一度に、1か所の火災エリアで、単一の火災のみが生じることとする。

火災エリア内で発生する火災は、同エリア内にある防護対策のないケーブル及び機器すべてに影響を及ぼすものとする。ただし、火災の規模及び強度は不明とするものとする。

②火災エリア別評価の方法

火災エリア別評価のプロセスは、図B.6のフロー・チャートに示すとおりである。

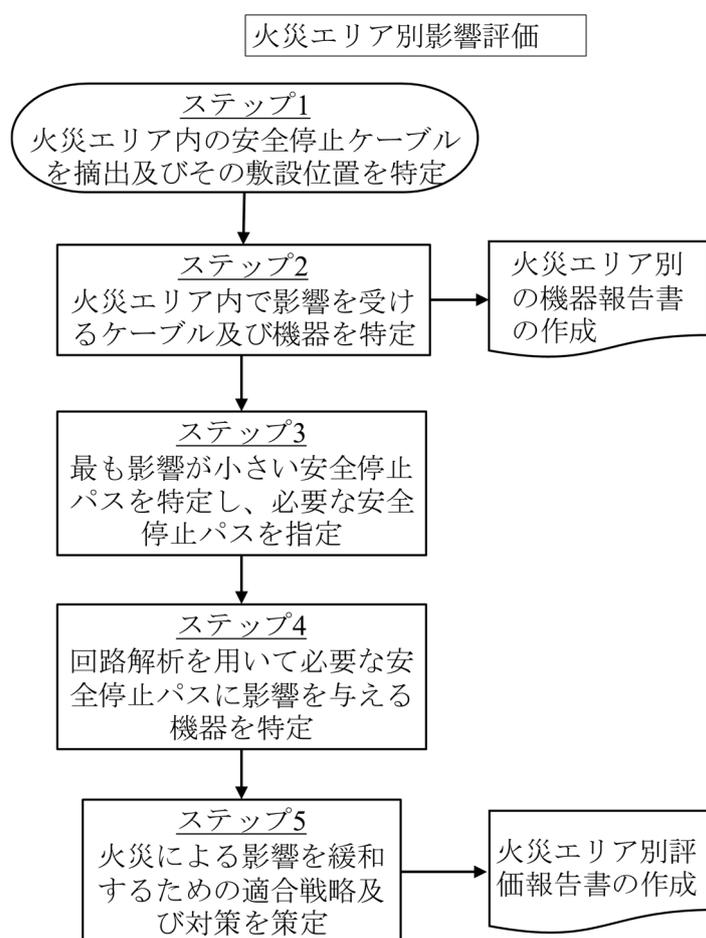
各火災エリア内の安全停止パスに対する影響を理解するに当たっては、火災エリア別に、火災により損傷が生じる恐れのある安全停止に係る系統、ケーブル及び機器（つまり、安全停止系、安全停止ケーブル及び安全停止機器）を特定する。これらは、火災エリア別及び系統別に整理されるものとする。次に、先の情報に基づいて、各火災エリアで安全停止パスを構成する機器及びケーブルの数が最小となる、「必要な安全停止パス」を特定する。ここで、「必要な安全停止パス」を構成する機器及びケーブルは、それらに受電する電源系などの運転に必要な補助機器も含むものとする。また、それらの機器及びケーブルは、この段階で「高温停止に必要」、又は「安全停止に重要」のいずれかに分類することとなる。そ

^(注94) 広義の回路解析は安全停止ケーブルの選出を含むプロセスを言う。

して、回路解析を実施することで、機器が、安全停止に影響を及ぼすもの及び火災エリア内で火災により潜在的に影響を及ぼすものか特定される。加えて、安全停止に及ぼす具体的な影響（回路解析の応答結果）が特定される。

③安全停止を保証するための緩和策

機器は、「高温停止に必要」、又は「安全停止に重要」な機器のいずれかに該当するかで、安全停止を保証するための緩和対策が異なる。それぞれの緩和対策は、図 B.1 に示す「緩和策の立案」にとりまとめられている。ただし、不活性ガスが原子炉格納容器に封入されていない場合においては、10CFR50 Appendix R III.G.2 項の d～f を満たす場合に、安全停止を保証するものとする。



出典) NEI 00-01 Revision 2⁵ p.53 Figure 3-5 を元に翻訳及び編集

図 B.6 火災エリア別評価のプロセスのフロー・チャート

Figure B.6 Flowchart of fire area assessment process

参考文献一覧

1. 原子力規制委員会, “内部火災影響評価ガイド”, 原子力規制委員会, 平成 25 年 6 月 19 日, 原規技発第 13061914 号, <https://www.nsr.go.jp/data/000069182.pdf>, (最終閲覧日: 2020 年 8 月 18 日)
2. 原子力規制庁, 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), 令和 2 年 8 月 19 日
3. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Fire Protection Rule (45 FR 76602, November 19, 1980) (Generic Letter 81-12),” <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/gen-letters/1981/gl81012.html>, (last accessed August 18, 2020)
4. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Appendix R to Part 50 - Fire Protection Program for Nuclear Power Facilities Operating Prior to January 1, 1979,” <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-app.html>, (last accessed August 18, 2020)
5. Nuclear Energy Institute, NEI 00-01 Revision 2, “Guidance for Post-Fire Safe Shutdown Circuit Analysis”, H-8p, June 5 2009, <https://www.nrc.gov/docs/ML0917/ML091770265.pdf>, (last accessed August 18, 2020)
6. M.H. Salley, A Lindeman, NUREG/CR-7150 Vol.3 EPRI 3002009214 “Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE) Volume 3 : Technical Resolution to Open Issues On Nuclear Power Plant Fire-Induced Circuit Failure”, C-13p., U.S. Nuclear Regulatory Commission, November 2017, <https://www.nrc.gov/docs/ML1733/ML17331B098.pdf>, (last accessed August 20, 2020)
7. MHI NS エンジニアリング株式会社, “平成 30 年度原子力規制庁請負成果報告書 (米国における火災時安全停止に関する回路解析の調査)” p.1.2-1-1.2-7 p3.1-2 p3.1-4-3.1-8, MHI NS エンジニアリング株式会社, 平成 31 年 3 月
8. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “REGULATORY GUIDE 1.189, October 2009 Revision 2”, C-8p, October 2009, <https://www.nrc.gov/docs/ML0925/ML092580550.pdf>, (last accessed August 18, 2020)
9. Technical Committee on Fire Protection for Nuclear Facilities, “Report of the Committee on Fire Protection for Nuclear Facilities”, p.306-308, National Fire Protection Association, November 2000, <https://www.nfpa.org/Assets/files/AboutTheCodes/805/ROCF2000-805.pdf>, (last accessed August 20, 2020)
10. Frank Wyant Dan Funk, 2008 Joint RES/EPRI Fire PRA Workshop “Tab3: Module 2 : Electrical Analysis”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2008, <https://www.nrc.gov/docs/ML0828/ML082820344.pdf>, (last accessed August 20, 2020)

11. D. Funk, F. Wyant, 2010 Joint RES/EPRI Fire PRA Workshop “EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology : Fire PRA Circuit Analysis Overview”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2010, <https://www.nrc.gov/docs/ML1025/ML102530310.pdf>, (last accessed August 20, 2020)
12. Gabe Taylor, Dane Lovelace, 2019 Joint RES/EPRI Fire PRA Workshop “02-06_Task 9 Detail Circuit Failure Analysis”, 28p, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2019, <https://www.nrc.gov/docs/ML1915/ML19158A472.pdf>, (last accessed August 20, 2020)
13. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “2019 Handouts Color 8 5x11.”, U.S. 2019, <https://www.nrc.gov/docs/ML1915/ML19158A479.pdf>, (last accessed August 20, 2020)
14. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “10CFR 50.48 Fire protection”, August 29, 2017, <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0048.html>, (last accessed August 18, 2020)
15. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Appendix A to Part 50-General Design Criteria for Nuclear Power Plants, Criterion 3-Fire protection”, <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-appa.html>, (last accessed August 18, 2020)
16. U.S. Nuclear Regulatory Commission, RG 1.205 Revision 1 “RISK - INFORMED, PERFORMANCE - BASED FIRE PROTECTION FOR EXISTING LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS”, 27p, December 2009, <https://www.nrc.gov/docs/ML0927/ML092730314.pdf>, (last accessed August 20, 2020)
17. Nuclear Energy Institute, NEI 04-02 Revision 2 “GUIDANCE FOR IMPLEMENTING A RISK-INFORMED, PERFORMANCE BASED FIRE PROTECTION PROGRAM UNDER 10CFR 50.48(c)”, February 2006
18. U.S. Nuclear Regulatory Commission, ATTACHMENT 71111.05AQ, Fire Protection (Annual/Quarterly), p.1-9, October 1 2010, <https://www.nrc.gov/docs/ML1025/ML102570167.pdf> (last accessed August 20, 2020)
19. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “ATTACHMENT 71111.05T Fire Protection (Triennial),” January 1, 2012, p.1-E3-4, <https://www.nrc.gov/docs/ML1120/ML11201A170.pdf>, (last accessed August 18, 2020)
20. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “IP-71111.05XT, Fire Protection - NFPA 805 (Triennial),” January 2013, <https://www.nrc.gov/docs/ML1232/ML12328A167.pdf>
21. Henderson. C, ATTACHMENT 71111.05T “Fire Protection (Triennial)”, 28p, U.S. Nuclear Regulatory Commission, January 31, 2013, <https://www.nrc.gov/docs/ML1123/ML112328A158.pdf>, (last accessed August 20, 2020)

22. インターナショナル・アクセス・コーポレーション, 平成 28 年度 米国における火災
後安全停止に関する回路解析の調査 最終報告書, p.1 - 104, 平成 29 年 3 月, 国立国
会図書館
23. Kichline.M.J, INSPECTION MANUAL CHAPTER 0609 APPENDIX F “FIRE
PROTECTION SIGNIFICANCE DETERMINATION PROCESS”, 36p, U.S. Nuclear
Regulatory Commission, February 2018, <https://www.nrc.gov/docs/ML1808/ML18087A414.pdf>, (last accessed August 20, 2020)
24. Gregory A. Pick, “CALLAWAY PLANT – NRC TRIENNIAL FIRE PROTECTION
INSPECTION REPORT 05000483/2015007”, p.1-14, U.S. Nuclear Regulatory
Commission, June 23 2015, <https://www.nrc.gov/docs/ML1517/ML15174A058.pdf>, (last a
ccessed August 20, 2020)
25. Robert C. Daley, “DONALD C. COOK NUCLEAR POWER PLANT, UNITS 1 AND
2 - TRIENNIAL FIRE PROTECTION INSPECTION REPORT 05000315/2016009; 0500
0316/2016009”, p.1-15, U.S. Nuclear Regulatory Commission, October 13 2016, [https://
www.nrc.gov/docs/ML1628/ML16288A170.pdf](https://www.nrc.gov/docs/ML1628/ML16288A170.pdf), (last accessed August 20, 2020)
26. Scott M. Shaeffer, “V.C. SUMMER NUCLEAR STATION, UNIT 1–NRC TRIENNIAL
FIRE PROTECTION INSPECTION REPORT 05000395/2016010”, p.1-23, U.S. Nuclear
Regulatory Commission, December 5 2016, [https://www.nrc.gov/docs/ML1634/ML16344
A014.pdf](https://www.nrc.gov/docs/ML1634/ML16344A014.pdf), (last accessed August 20, 2020)
27. RobertC.Daley, “PERRY NUCLEAR POWER PLANT-TRIENNIAL FIRE PROTECTION
INSPECTION REPORT 05000440/2015008”,p.1-20,U.S.Nuclear Regulatory Commission,
January 5 2016, <https://www.nrc.gov/docs/ML1600/ML16005A548.pdf>, (last accessed Au
gust 20, 2020)
28. Gregory E. Werner, “RIVER BEND STATION–NRC TRIENNIAL FIRE PROTECTION
INSPECTION REPORT 05000458/2016007”,p.1-24,U.S.Nuclear Regulatory Commission,
June 1 2016, <https://www.nrc.gov/docs/ML1615/ML16153A442.pdf>,(last accessed August
20, 2020)
29. Scott M. Shaeffer, “BROWNS FERRY NUCLEAR PLANT, UNITS 1, 2, AND 3–NRC
TRIENNIAL FIRE PROTECTION INSPECTION REPORT 05000259/2016011, 0500026
0/2016011, 05000296/2016011 AND NOTICE OF ENFORCEMENT DISCRETION”, 23
p, September 26 2016, <https://www.nrc.gov/docs/ML1627/ML16270A371.pdf>, (last access
ed August 20, 2020)

30. インターナショナル・アクセス・コーポレーション, 平成 27 年度原子力規制庁請負成果報告書 (平成 27 年度火災防護関連米国規制動向の調査), p.1 - 170, 平成 29 年 3 月, 国立国会図書館
31. U.S. Nuclear Regulatory Commission, ASSESSMENT OF NEI CONCERNS REGARDING NRC INFORMATION NOTICE 92-18, “POTENTIAL FOR LOSS OF REMOTE SHUTDOWN CAPABILITY DURING A CONTROL ROOM FIRE”, March 11, 1997, <https://www.nrc.gov/docs/ML0037/ML003716454.pdf>, (last accessed August 20, 2020)
32. U.S. Nuclear Regulatory Commission, EVENT DATE : 08/27/98 LER # : 98-15-01 REPORT DATE : 10/26/98 OTHER FACILITIES INVOLVED : Prairie Island Unit 2 DOCKET NO: 05000306, <https://lersearch.inl.gov/PDFView.ashx?DOC::2821998015R01.PDF>, (last accessed August 19, 2020; Site temporarily unavailable)
33. Westinghouse Electric Co, “Part 2 of 4 – Westinghouse Technology Manual, Course Out-line for R-104P and course manual.”, p.5.1-12 - 5.1-13, U.S. Nuclear Regulatory Commission, September 19, 2002, <https://www.nrc.gov/docs/ML0230/ML023040145.pdf>, (last accessed August 20, 2020)
34. M.H.Salley, R.Wachowiak, NUREG/CR-7150 Vol.1 EPRI1026424 “Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE) Volume 1 : Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) Exercise for Nuclear Power Plant Fire-Induced Electrical Circuit Failure”,D-79p, U.S.Nuclear Regulatory Commission,October2012, <https://www.nrc.gov/docs/ML1231/ML12313A105.pdf>, (last accessed August 20, 2020)
35. M.H. Salley, R. Wachowiak, A Lindeman, NUREG/CR-7150 Vol.2 EPRI 3002001989 “Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE - FIRE) Volume 2 : Expert Elicitation Exercise for Nuclear Power Plant Fire-Induced Electrical Circuit Failure”, H-4p., U.S. Nuclear Regulatory Commission, May 2014, <https://www.nrc.gov/docs/ML1414/ML14141A129.pdf>, (last accessed August 20, 2020)
36. Nuclear Energy Institute, NEI 00-01 Revision 3“Guidance for Post-Fire Safe Shutdown Circuit Analysis”, H-8p, October 2011, <https://www.nrc.gov/docs/ML1129/ML112910147.pdf>, (last accessed August 26, 2020)
37. Nuclear Energy Institute, Draft NEI 00-01 Revision 4 “Guidance for Post Fire Safe Shutdown Circuit Analysis”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, September 2016, <https://www.nrc.gov/docs/ML1631/ML16312A019.pdf>, (last accessed August 20, 2020)

38. U.S.Nuclear Regulatory Commission,“Electrical Cable Test Results and Analysis During Fire Exposure (ELECTRA-FIRE), A Consolidation of Three Major Fire-Induced Circuit and Cable Failure Experiments Performed Between 2001 and 2011 : Final Report (NUREG-2128)”, <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr2128/>, (last accessed August 26, 2020)
39. 原子力規制委員会, “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”, 13p., 原子力規制委員会, 平成 25 年 6 月 19 日, 原規技発第 1306195 号, <https://www.nsr.go.jp/data/000069151.pdf>, (最終閲覧日 : 2020 年 8 月 18 日)
40. 原子力規制委員会, “実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (「設置許可基準」)”, 平成二十五年原子力規制委員会規則第五号, https://elaws.e-gov.go.jp/search/elawsSearch/elaws_search/lsg0500/detail?lawId=425M60080000005, (最終閲覧日 : 2020 年 8 月 18 日)
41. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “The Browns Ferry Nuclear Plant Fire of 1975 and the History of NRC Fire Regulations, Presentation - BF_Fire_Heritage Discussion” NUREG BR 0361, Feb 2009
42. U.S.NRC, “Recommendations Related to Browns Ferry Fire (NUREG-0050)”, p.1-p.85, February 1976, <https://www.nrc.gov/docs/ML0705/ML070520452.pdf>
43. SFPE technology Report77-2“The Browns Ferry Nuclear Plant Fire” 1977, p.1-REGION 31., 1997, <https://tvssfpe.org/resources/Documents/Historical%20Documents/Other/Pryor-sfpe-tr77-2.pdf>, (last accessed August 26, 2020)
44. 福井県 安全環境部 原子力安全対策課, “美浜発電所および高浜発電所の原子炉設置変更許可申請等について (美浜発電所 3 号機および高浜発電所 1、2 号機の新規制基準への対応等)”, 平成 27 年 3 月 17 日, pp.9, <http://www.atom.pref.fukui.jp/press/h26/p022.pdf>, (last accessed August 26, 2020)
45. インターナショナルアクセスコーポレーション, 平成 29 年度原子力規制庁請負成果報告書 (米国における火災時安全停止に関する回路解析の調査), インターナショナルアクセスコーポレーション, 2018, p.1 - 58, 平成 30 年度 3 月, 国立国会図書館
46. GE - Hitachi Nuclear Energy Americas LLC, “ GE-Hitachi ABWR Design Control Document, Tier 1, Revision 6.”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, p.2.4-7, <https://www.nrc.gov/docs/ML1618/ML16180A485.pdf>, (last accessed August 20, 2020)
47. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “0519 - R304P - Westinghouse Technology 12.3 Reactor Protection System - Engineered Safety Features Actuation Signals.”, Figure 12.3-1, <https://www.nrc.gov/docs/ML1122/ML11223A310.pdf>, (last accessed August 20, 2020)

48. International Atomic Energy Agency, IAEA SAFETY STANDARD SERIES No.NS-G1.7 “Protection against internal fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants”, pp.13, 2004, https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1186_web.pdf, (last accessed August 18, 2020)
49. International Atomic Energy Agency, IAEA SAFETY SERIES No.50-P-9“Evaluation of Fire Hazard Analyses for Nuclear Power Plants”, p.12-13 P17-18, July 1995, https://gssn.iaea.org/Superseded%20Safety%20Standards/Safety_Series_050-P-9_1995.pdf, (last accessed August 26, 2020)
50. OECD Nuclear Energy Agency, NEA/CSNI/R(2015)12 “International Workshop on Fire Probabilistic Risk Assessment (PRA) Workshop Proceedings Garching, Germany 28-30 April 2014”, p.57-60 p.171-179, 2015, <https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2015/csni-r2015-12.pdf>, (last accessed August 18, 2020)
51. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Enclosure 1 MFN 15-064 “Revision 1 Revised GEH Response to RAI 09.05.01-1”, 3p, <https://www.nrc.gov/docs/ML1530/ML15302A310.pdf>, (last accessed August 20, 2020)

執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門
笠原 文雄 技術参与
松田 航輔 技術研究調査官
加藤 敬輝 技術研究調査官
椛島 一 主任技術研究調査官