

# NRA 技術ノート

NRA Technical Note Series

## 米国における火災防護検査に関する調査

(電気関係)

Investigation on Fire Protection Inspection in U.S.

(Electrical Systems)

松田 航輔 梶島 一 笠原 文雄

MATSUDA Kosuke, KABASHIMA Hajime, and KASAHARA Fumio

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 5 年 5 月

May 2023

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

## 米国における火災防護検査に関する調査（電気関係）

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  
松田 航輔 梶島 一 笠原 文雄

## 要 旨

我が国では、旧検査制度の課題を踏まえ、2020年4月から新たな検査制度である「原子力規制検査」を施行している。この制度は、米国の原子炉監督プロセス（ROP: Reactor Oversight Process）を参考に見直されたことから、火災防護を含む数十の基本検査運用ガイドは米国の検査実施手順書（IP: Inspection Procedures）に倣って定められた。米国の検査実施手順書のうち、火災防護に係る手順書はIP71111.05であり、その附属書はIP71111.05AQ、IP71111.05Tである。このため、我が国の火災防護に係る基本検査運用ガイドは、四半期検査と年次検査からなる「BE0020 火災防護」が“IP71111.05AQ”に倣い、3年ごとの検査として実施される「BE0021 火災防護 (3年)」が“IP71111.05T”に倣い、それぞれ定められた。

我が国の火災防護検査では、設置許可段階の文書である「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」において、旧指針類には無かった、原子炉の安全停止に係る系統分離の具体的な方策を米国の基準を参考に導入したことから、それらの方策の具体的確認方法が検査段階において必要となる。IP71111.05Tは、火災に対する原子炉の安全を達成し維持するための防護に重点が置かれ、原子炉の安全停止に係る機能維持の確認について「潜在的な発火源」となる電気機器及び「安全停止状態の達成・維持」の確認に必要な制御系などの電気関係の専門知識や電気ケーブルの敷設状態を考慮することなどの要点が記載されている。このような原子炉の安全停止に係る機能維持の確認のための知見は、我が国においてBE0021を用いた火災防護検査を行う際の情報として重要であり、参考となる知見である。

本 NRA 技術ノートでは、我が国の火災防護検査、特に原子炉の安全停止に係る機能維持の確認のための電気関係の知見の拡充・整理を目的に、IP71111.05Tに基づく火災防護検査の調査結果や電気関係の記載に関する分析結果をとりまとめるとともに、IP71111.05Tの記載を技術的視点で解説した。くわえて、NRCの検査報告書に基づく検査チームの構成及び検査例について記載した。

Investigation on Fire Protection Inspection in U.S.  
(Electrical Systems)

MATSUDA Kosuke, KABASHIMA Hajime, and KASAHARA Fumio

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

Abstract

The NRA new regulatory inspection programs have been executed since April 2020 based on the problems of previous one in Japan. Since the design and contents of the programs are introduced from the NRC's regulatory framework for reactor oversight process (ROP), number of the inspection guides including the fire protection have been revised by referencing those of NRC's. The fundamental inspection operational guides of BE0020 (fire protection (Annual / Quarterly)) and BE0021 (fire protection (Triennial)) were issued in reference to two attachments to the Inspection Procedure (IP) 71111 of NRC: IP71111.05AQ (Annual / Quarterly) and IP71111.05T (Triennial).

For the new fire protection inspection, it is necessary to confirm the separation of trains for the safe shutdown capability in reference to the regulatory requirements of NRC that was not included in the old version of fire review guide but introduced to the new review guide. The IP71111.05T focuses on the safe shutdown capability, in relation to confirming the function of achieving and maintaining safe shutdown of the reactor and includes items on the professional knowledge of electric systems such as controls systems and components associated with the potential fire source and configuration of electric cables. This is very important and informative in conducting the fire protection inspection using BE0021 because such knowledge is not clarified in notes for inspection activity in BE0021.

For the purpose of expanding and arranging the electrical knowledge associated with fire protection inspection especially for the function of achieving and maintaining safe shutdown capability, this technical note provides explanation of fire protection inspection activities based on IP71111.05T and the team structures and fire protection inspection activities based on NRC inspection reports. In addition, this technical note also provides the information of the inspection on the electric systems which is technically important for the safe shutdown of the reactor in BE0021 as based on technical perspectives.

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. 火災防護に係る検査手順書の附属書（3年）IP71111.05Tに係る調査 .....	4
2.1 IP71111.05Tの策定・改訂の経緯 .....	5
2.2 検査手順書の附属書（IP71111.05T）における電気関係の記載内容 .....	7
2.2.1 71111.05-01 Inspection Objectives（検査目的） .....	7
2.2.2 71111.05-02 Inspection Requirements（検査要件） .....	8
2.2.3 71111.05-03 Inspection Guidance（検査ガイダンス） .....	16
2.2.4 71111.05-04 Resource Estimate（推定業務量） .....	23
2.2.5 71111.05-05 Procedure Completion（検査の完了条件） .....	23
2.2.6 71111.05-06 References（関連文書） .....	24
2.2.7 まとめと所見 .....	25
3. 火災防護に係る検査状況の概要 .....	27
3.1 検査チームの編成例 .....	27
3.2 検査の実施例 .....	28
4. 我が国の火災防護検査ガイドに対する情報整理 .....	34
4.1 全体構成の比較 .....	34
4.2 記載内容の比較 .....	36
4.2.1 監視領域 .....	36
4.2.2 検査目的 .....	37
4.2.3 検査要件 .....	37
4.2.4 検査手順 .....	38
4.2.5 検査手引 .....	38
4.2.6 参考情報 .....	41
5. おわりに .....	43
付録 .....	45
付録 A. IP71111.05T と BE0021 の記載項目の対応表 .....	45
付録 B. 新規に改訂された検査手順書の附属書 IP71111.21N.05“FIRE PROTECTION TEAM INSPECTION (FPTI)”について .....	78
付録 C. 検査官に対する研修体制 .....	82
C.1 検査官資格の認定と維持に関する体制 .....	82
C.2 APPENDIX C7 火災防護に係る研修・資格ジャーナル .....	88
C.3 専門・上級者研修（APPENDIX D3 火災防護） .....	93
C.4 専門・上級者研修（APPENDIX D4 電気） .....	96

付録 D. BE0021 に盛り込まれなかった IP71111.05T の 03 項（検査ガイダンス）の小項目 .....	99
参考文献一覧 .....	102
執筆者一覧 .....	108

## 表 目 次

表 2.1	添付書 1 に含まれる電気関連の項目 .....	20
表 3.1	検査報告書に基づく検査チーム編成 .....	27
表 3.2	検査報告書に基づく検査箇所と不適合の概要 .....	28
表 4.1	IP71111.05T と BE0021 の記載項目の対応表 .....	35
表 4.2	我が国 BE0021 における検査要件まとめ表 .....	38
表 4.3	IP71111.05T と BE0021 の検査手引きの対応表 .....	40
表 A.1	IP71111.05T と BE0021 の記載項目の対応表 .....	45
表 B.1	SECY-18-0113 で提案された検査オプション .....	78
表 B.2	SECY-18-0113 で提案された CETI、FEI 及び ISI の運用例（3 年ごと） .....	79
表 B.3	各附属書における検査対象サンプル数と検査所要時間の変更案 .....	80
表 C.1	火災防護検査官研修の修了証フォーム .....	92
表 C.2	火災防護に関する上級者向け研修コースの修了証フォーム .....	95
表 C.3	電気部門の検査官に関する上級者向け研修コースの修了証フォーム .....	97

## 目 次

図 1.1	米国における火災防護に係る検査手順書の附属書等の変遷.....	2
図 4.1	ROP の全体的な枠組み.....	37
図 4.2	NRC における火災防護検査手順の概要.....	42
図 C.1	全権検査官（火災防護）に認定されるまで受講する研修の全体像.....	87



## 略 語 表

AC	Alternating Current (交流 (電源))
ADAMS	Agency wide Documents Access and Management System (NRC の文書管理システム)
AFW	Auxiliary Feed Water (補助給水系)
AOP	Abnormal Operating Procedures (事故時運転手順書)
APCSB	Auxiliary Power Conversion System Branch (補助電力変換システム班 : NRC の班レベルの部署名)
BOP	Balance of Plant (主機以外の周辺機器)
BTP	Branch Technical Position (NRC の班レベルの部署の技術的判断)
BWR	Boiling Water Reactor (沸騰水型原子炉)
CAP	Corrective Action Program (是正措置プログラム)
CDF	Core Damage Frequency (炉心損傷頻度)
CFAST	Consolidated Model of Fire Growth and Smoke Transport (火災解析コード)
CFR	Code of Federal Regulations (連邦行政規則集)
CP	Circuit Protector (サーキットプロテクタ)
DC	Direct Current (直流 (電源))
DDFP	Diesel Driven Fire Pump (ディーゼル駆動消火ポンプ)
DHR	Decay Heat Removal (崩壊熱除去)
EAL	Emergency Action Level (緊急時活動レベル)
EDG	Emergency Diesel Generator (非常用ディーゼル発電機)
EE	Electrical Engineer (電気技師)
EOP	Emergency Operating Procedures (緊急時操作手順)
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))
FAQ	Frequently Asked Questions (頻出質問)
FDS	Fire Dynamics Simulator (火災 (詳細) 解析コード)
FDT <sup>S</sup>	Fire Dynamics Tools (火災簡易解析ツール)
FHA	Fire Hazard Analysis (火災ハザード解析)
FIVE	Fire Induced Vulnerability Evaluation (火災脆弱性評価コード)
FPP	Fire Protection Program (火災防護プログラム)
GDC	General Design Criteria (一般設計規則)
GL	Generic Letter (米国原子力規制委員会 共通書簡)
HPCI	High Pressure Coolant Injection (高圧注水系)
HRR	Heat Release Rate (熱放出速度)

I&RP(PI&R)	Identification and Resolution of Problems (不適合の摘出と解決)
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers (米国に本部を置く電気・情報工学分野の学会)
IMC	Inspection Manual Chapter (検査マニュアル)
IP	Inspection Procedure (検査手順)
IPEEE	Individual Plant Examination for External Events (外的事象に対する個別プラント評価)
ISA	Individual Study Activity (自習科目)
KSA	知識 (Knowledge)、技量 (Skill)、心構え (Attitude)
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)
LOI	Letter of Intent (意思表示をした文書)
LOLA	Loss of Large Area (広域損傷)
MCC	Motor Control Center (モーターコントロールセンタ)
MOV	Motor- Operated Valve (電動弁)
MSO	Multiple Spurious Operation (多重誤動作)
NEI	Nuclear Energy Institute (米国産業界側の原子力エネルギー協会)
NFPA	National Fire Protection Association (全米防火協会)
NIST	National Institute of Standards and Technology (米国標準技術研究所)
NRC	Nuclear Regulatory Commission ((米国) 原子力規制委員会)
NRR	Nuclear Reactor Regulation (原子炉規制局)
OJT	On-the-Job Training (現任訓練)
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)
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling (隔離時冷却系)
RG	Regulatory Guide (規制指針)
PIRT	Phenomena Identification Ranking Table (重要度ランク表)
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)
RHR	Residual Heat Removal (残留熱除去系)
RI-PB	Risk-Informed, Performance-Based (リスク情報を活用した性能評価)
ROP	Reactor Oversight Process (原子炉監督プロセス)
SBO	Station Blackout (全電源喪失状態)
SDP	Significance Determination Process (重要度評価プロセス)
SECY	Office of the Secretary ((米国) 原子力規制委員会事務局)

SER	Safety Evaluation Report (安全評価報告書)
SRA	Senior Reactor Analyst (上級原子炉解析官)
SRP	Standard Review Plan (NUREG-0800) (標準審査指針)
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 (原子炉の安全停止)
UFSAR	Updated Final Safety Analysis Report (更新された最終安全解析報告書)
UPS	Uninterruptible Power Supply (無停電電源装置)
WCAP	Westinghouse Commercial Atomic Power (ウェスティングハウス社製商用原子力)

## 用語の定義

B.5.b	米国のテロ対策の一つ。EA-02-026「暫定的な防衛及びセキュリティ補償対策に関する命令」（2002年2月25日）のB.5.bで要求されたセキュリティ保障手法。また、「10CFR50.54 (hh) (2)」と同じ。
MSO	一つの火災によって複数の誤作動が誘発される現象。
Thermo-Lag	エポキシ樹脂をベースとした発泡型耐火塗料。
火災時安全停止解析	火災発生時のプラント安全停止（高温停止及び低温停止）を評価するための解析（我が国の場合は、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）。
系統分離	火災の影響軽減を目的として、安全機能を有する機器・ケーブル（系統）を分離して独立に配置すること。
ウォークダウン	発電所施設等の現場確認。
回路解析	火災時安全停止解析のプロセスの一部であり、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、安全停止が達成及び維持されることを裏付けるための解析。
確率論に基づく規制	10CFR50.48 (a) 及び 10CFR50.48 (c) に基づく規制。10CFR50.48 (c) については、NFPA805「軽水発電炉のパフォーマンスベース火災防護基準」の一部を是認し、リスク情報に基づく評価及び性能評価を活用した規制要件として運用されている。
決定論に基づく規制	10CFR50.48 (a) 及び 10CFR50.48 (b) に基づく規制。10CFR50.48 (b) については、10CFR50 Appendix R を参照し、我が国と同様に、仕様が記載された規制要件として運用されている。
短絡	電位の異なる回路間の異常な接続。short circuit と同じ。
断線/開路	火災による影響によって導体が損傷（又は断線）し、回路の導通が失われる事象。open circuit と同じ。
地絡	火災による影響によって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又は地面と接地し、回路外部に電流が流出する事象。short to ground と同じ。
電気関係の知見	電気設備・機器の設計、敷設工事等に係る専門的な知見
ファイヤーウォッチ	火災発生を監視し警報を発する監視員。
ホットショート	同じ又は異なるケーブルの導線同士が互いに接触し、他方の回路に印加電圧又は印可電流を生じさせる状態又はその可能性がある状態。hot short と同じ。

## 1. はじめに

我が国では、国が行う検査と事業者が行う検査が混在していたなどの旧検査制度の課題を踏まえ、2020年4月から新たな検査制度に基づく「原子力規制検査」を施行している<sup>(注1)</sup>。この制度は、米国の原子炉監督プロセス（ROP: Reactor Oversight Process）（以下「ROP」という。）を参考に見直されたことから、火災防護を含む数十の基本検査運用ガイドは、米国の検査実施手順書（IP: Inspection Procedures）に倣って定められた。米国の検査実施手順書 IP71111<sup>1</sup>のうち、火災防護に係る手順書は IP71111.05<sup>2</sup>であり、その下位文書に位置づけられる附属書は IP71111.05AQ<sup>3</sup>、IP71111.05T<sup>4</sup>である。このため、我が国の火災防護に係る基本検査運用ガイドは、四半期検査と年次検査からなる「BE0020 火災防護<sup>5</sup>（以下「BE0020」という。）」が“IP71111.05AQ”に倣い、3年ごとの検査として実施される「BE0021 火災防護（3年）<sup>6</sup>（以下「BE0021」という。）」が“IP71111.05T<sup>4</sup>”に倣い、それぞれ定められた。

IP71111.05AQ<sup>3</sup>、IP71111.05T<sup>4</sup>等の火災防護に係る検査手順書の附属書等の変遷を図 1.1 に示す。同図には、2020年度以降の改訂が示されているが、検査内容に大きな変更は無く、その概要は付録 B に記載している。IP71111.05AQ<sup>3</sup>は、重要な火災エリアに対するウォークダウンによる、事業者の火災防護対策が適切であることの確認及び事業者の自衛消防隊の訓練への立会いが主な内容で、一般的な産業界の火災防護活動に対する検査と本質的に同等であり、原子力発電所の火災防護活動としての特殊性が含まれていない。これに対して IP71111.05T<sup>4</sup>は、原子力安全との関連に特化した内容を含んでおり、検査内容も複雑で広範にわたり高度なものとなっている。特に原子炉の安全停止に係る機能維持の確認について、「潜在的な発火源」となる電気機器及び「安全停止状態の達成・維持」の確認に必要な制御系などの電気関係の専門知識や電気ケーブルの敷設状態を考慮することなどの要点が記載されている。原子力規制検査に基づく火災防護検査では、設置許可段階の文書である「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準<sup>7</sup>（以下「火災防護審査基準」という。）」において、旧指針類には無かった、原子炉の安全停止に係る機能維持に関する系統分離の具体的な方策を米国の基準を参考に導入したことから、検査段階においてそれらの方策の具体的確認方法が必要となる。したがって、IP71111.05T<sup>4</sup>に記載されている火災防護検査における原子炉の安全停止に係る機能維持に関する方策の確認のための知見は、我が国において BE0021<sup>6</sup>を用いた火災防護検査を行う際の情報として重要であり、参考となる知見である。

本 NRA 技術ノートでは、IP71111.05T<sup>4</sup>の電気関係の記載内容の調査結果、背景情報に関する分析結果をとりまとめるとともに、IP71111.05T<sup>4</sup>の記載内容を技術的視点で解説した。また、NRC の検査報告書に基づく検査チームの構成及び検査例について記載するとともに、付録 A として IP71111.05T<sup>4</sup>と BE0021<sup>6</sup>の記載項目の対応表、付録 B として新規附属書 (IP71111.21N.05<sup>8</sup>) の概要、付録 C として検査官に対する研修体制等を添付した。本調査結果は、我が国の火災

<sup>(注1)</sup> 旧検査制度については、2007年に行われた IAEA による総合規制評価サービス（IRRS）において見直すべき課題が指摘され、2016年の同サービスにおいても課題が残っていたことから検査制度を見直し、2020年4月から新たな検査制度に基づく「原子力規制検査」を施行している。

防護検査を行う際の参考文書、今後の BE0021 の改定要否の検討、検査の効率化等へ反映するための情報として有益な知見である。

本 NRA 技術ノートは、我が国の検査官が、BE0021<sup>6</sup>における原子炉の安全停止に係る機能維持の確認に関する記載内容の背景を理解し、BE0021<sup>6</sup>に基づく火災防護検査を行う際の参考文書とすることが主目的であるが、規制要求と実際の検査内容との関係を把握することは、火災防護に係わる審査官等にも有益と考える。

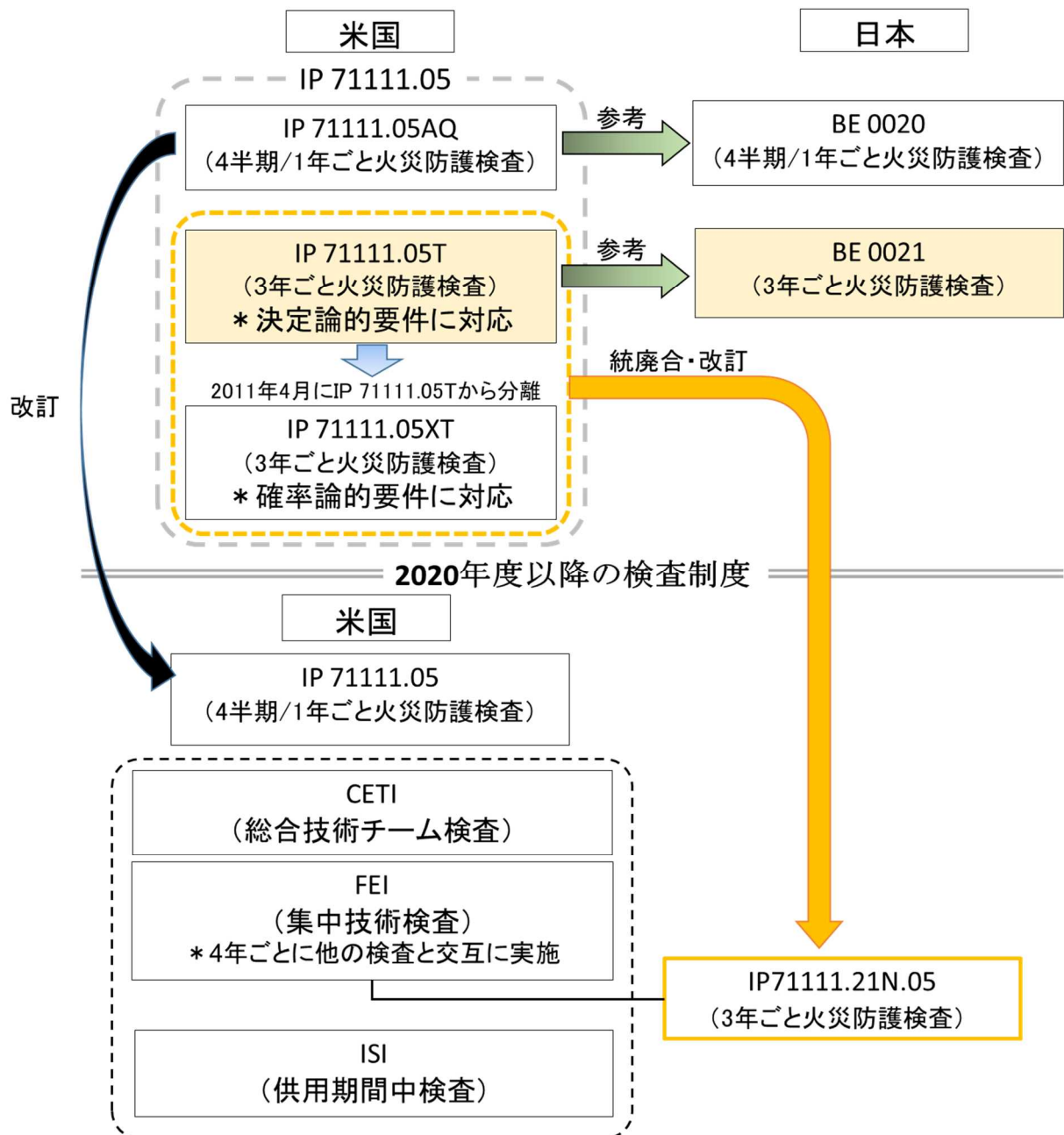


図 1.1 米国における火災防護に係る検査手順書の附属書等の変遷

Figure 1.1 The transition of attachments in the inspection manual for fire protection in U.S.

以下に各章の概要を示す。

第 2 章においては、米国の火災防護に係る検査手順書の附属書（3 年）IP71111.05T<sup>4</sup>の概要に加えて主要な記載について解説した。

第 3 章においては、米国の火災防護検査に対する検査報告書に記載されている検査チームの構成及び電気関係に関連する検査の実例をまとめた。

第 4 章においては、我が国の火災防護に係る検査ガイドに対する情報整理として、米国の IP71111.05T<sup>4</sup>と BE0021<sup>6</sup>との相違点について解説した。

付録 A においては、我が国の BE0021<sup>6</sup>と米国の IP71111.05T<sup>4</sup>の記載項目について対比し、今後の我が国の BE0021 の改定要否の検討、検査の効率化等へ反映するための情報として整理した。

付録 B においては、現行の NRC における火災防護検査で用いられている新規附属書（IP71111.21N.05<sup>8</sup>）の概要を記載した。IP71111.05T<sup>4</sup>については 2020 年 1 月 1 日に廃止され、それらに代わって IP71111.21N.05<sup>8</sup>が同日から運用されているが、この改訂は NRC の検査全体の合理化によるもので、火災防護検査の内容についての本質的な変更はない。

付録 C においては、米国の検査官資格の認定と維持に必要な研修についてまとめた。

付録 D においては、BE0021<sup>6</sup>に盛り込まれなかった IP71111.05T<sup>4</sup>の 03 項（検査ガイダンス）の小項目についてまとめた。

## 2. 火災防護に係る検査手順書の附属書（3年）IP71111.05Tに係る調査

IP71111<sup>1</sup>は、NRCの検査に係る目的、要件及び手順が記載された文書である。同文書の“IP71111-01 INSPECTION OBJECTIVE”には、“Initiating Event (I)”（起因事象の発生頻度）及び“Mitigating Systems (M)”（安全停止能力）を満たすことを検査官が判断すると記載されている。IP71111<sup>1</sup>のうち、火災防護に係る検査手順が記載された文書がIP71111.05である。また、IP71111.05<sup>2</sup>の下位文書に位置づけられる附属書として、火災防護に関する計画及び実施の手順が記載された文書がIP71111.05T<sup>4</sup>である。

IP71111.05T<sup>4</sup>は、本文と付録1及びその添付書1～3で構成されている。付録1は、NRCから各事業者宛てに通知される火災防護検査の通知状のテンプレートである。添付書1は、検査チームが点検する図書を例示したものである。添付書2は、B.5.b対策（10CFR50.54（hh）（2）対策）と呼ばれるセキュリティ保障（又はテロ対策）に関するものであり、我が国の大規模損壊時の火災防護に一部関連するが、BE0021<sup>6</sup>には具体的な記載はない。添付書3は火災防護プログラム（FPP）の変更に関するものである。

なお、IP71111.05<sup>2</sup>においては、巡回検査及び事業者の自衛消防隊の訓練に係る検査要件及び検査官活動内容が記載されている。また、IP71111.05AQ<sup>3</sup>は、IP71111.05T<sup>4</sup>から四半期及び年次検査に係る手順を分離するために文書化されたものであり<sup>9</sup>、主に重要な火災エリアに対するウォークダウン、検査及び事業者の自衛消防隊の訓練に対する立会いが記載されている<sup>3</sup>。



## 2.1 IP71111.05T の策定・改訂の経緯

BE0021<sup>6</sup>は、2013年1月に改訂されたIP71111.05T<sup>4</sup>を参照して作成されている。本項では、本調査の目的である我が国の火災防護検査、特に原子炉の安全停止に係る機能維持の確認のための電気関係の知見を拡充・整理するため、IP71111.05Tの変遷、改訂の背景及び現状を整理する。なお、以降に記載されている米国の火災防護に係る規制の変遷については、参考文献<sup>26</sup>のNRA技術ノートで詳述している。下記の10CFR50 Appendix Rは、エネルギーに関する規則（連邦規則10巻（エネルギー関連）50条の附則Rの意味であり、さらに10CFR50.48(c)は同条48項c項の意味で、それぞれ火災防護規則である。後出するRG.1.189は、規則の下位文書であり内容を具体化したガイドとなる規制指針である。これらは、設置許可段階で適用される文書であり、検査段階では検査手順書で検査に係る目的、要件及び手順が記載されている。

NRCは、2000年に電気回路に係る検査項目を一時中断する旨を発表した<sup>10</sup>。その理由は、火災により影響を受けた原子力発電所の電気設備の損傷に起因する原子炉の高温停止の達成及び維持を妨げる事象が当時の認識よりもはるかに複雑であり、この問題に対する事業者の対応を検査するための体系的な制度に欠陥があると判断したためである<sup>10</sup>。NRC及び米国産業界は、このような問題に対処するために以下の3つの対策を講じた。

- (1) 10CFR50 Appendix R<sup>11</sup>（以下「Appendix R」という。）に規定される3通りの系統分離要件（以下「分離要件」という。）に相当する対策として手動操作の条件付き格上げ
- (2) 10CFR50.48<sup>12</sup>(c)により一部承認された米国防火協会規格NFPA805<sup>13</sup>に基づいた確率論的手法の確立<sup>(注2)</sup>
- (3) 回路解析の手法の体系化とガイドラインの確立

なお、手動操作の格上げとは、上記の分離要件の1つを適用することの代わりとして運転員による手動操作（火災による回路故障が生じた場合に安全停止機能を回復させ、確保するための運転員による手動操作）の適用がNRCに認められていることを意味する。その対象プラントは、1979年1月以前に認可され、10CFR50.12に基づく免除を前提に、原子炉の安全停止に必要な系統及び機器に属する電気回路に対して、Appendix R<sup>11</sup>に規定されている分離要件のいずれにも適合できないプラントである。なお、手動操作に対する具体的な検査指針は、2003年3月に改訂されたIP71111.05<sup>2</sup>の添付資料に示されている<sup>14</sup>。

IP71111.05Tの初版の発行は2006年である。その後、2009年12月の改訂においては、B.5.b（セキュリティ保障（又はテロ対策））対策のための設備及び手順の整備状態を確認する検査

---

<sup>(注2)</sup> 米国の火災防護規制の策定・改訂の経緯は複雑である。1975年のBrowns Ferryプラントの火災を受けて、火災防護に特化した規制要件（決定論に基づいた規制）として10CFR50.48及び10CFR50 Appendix Rが施行された。これらは、1979年1月を基準としてそれ以前にNRCから認可されたプラントに対しても適用された。しかし、このようなプラントの多くは、これらの規制要件を満たせずに免除規定（10CFR50.12）に基づいて要件が免除された。くわえて、本節冒頭の状況もあいまって、10CFR50.48の一部としてNFPA805を一部承認する形でリスク情報活用概念及び確率論に基づいた10CFR50.48(c)が追加されている。

が追加された。また、2010年9月の改訂においては、上述の運転員による手動操作に対する検査範囲が改訂された。さらに、2011年4月の改訂においては、IP71111.05T<sup>4</sup>の検査要件が従来の決定論に基づく規制（10CFR50.48（a）及び10CFR50.48（b）（Appendix Rと同じ。））によって認可されたプラントに対する検査とリスク情報活用 の概念と確率論（NFPA805<sup>13</sup>）に基づく規制（10CFR50.48（c））に移行したプラントに対する検査に分けられた<sup>（注2）</sup>。前者の規制要件に対する検査手順書の附属書がIP71111.05T<sup>4</sup>であり、後者のための検査手順書の附属書が新たに施行されたIP71111.05XT<sup>15</sup>である。

IP71111.05T<sup>4</sup>は、2013年1月に改訂され、添付書1に示す火災防護の実務に関して大幅な変更があった。以下に、添付書1（図書リスト）の概要を示す。

A. 設計・認可に係る基本文書（Design and Licensing Basis Documents）	20項目
B. 全般的なプラント設計図書（General Plant Design Documents）	8項目
C. 従来型火災防護（Classic Fire Protection）	28項目
D. 電気関係（Electrical）	9項目
E. 火災による電気回路の誤動作（Spurious Fire Induced Circuit Fault）	2項目
F. 運転関係（Operations）	16項目
G. 運用管理・是正措置（Administrative Control, Oversight, and Corrective Action Programs）	9項目

添付書1は、火災防護検査の対象となる火災エリアの情報収集を目的として現地に訪問した検査チームが点検する図書（FPP）を裏付けるための資料）のリストである。検査チームは、現地訪問前に添付書1のリストに記載する図書の提示を要求する。2013年1月の改訂においては、図書リストが29項目から92項目に増え、火災防護上の設計、運用等の内容別に分類された。これらの提出方法については、電子媒体による提出だけでなく紙媒体も可能としている。

前述のとおり、米国における3年ごとの火災防護検査に関する手順書は、IP71111.05T<sup>4</sup>とIP71111.05XT<sup>15</sup>の2つに整理されている。しかし、NFPA805<sup>13</sup>への移行には3年程度要する場合もあったことから、その期間に行われた検査では、IP71111.05T<sup>4</sup>が代用された。ただし、NFPA805<sup>13</sup>の運用過渡期（移行開始日から3年未満の期間）において、Appendix R<sup>11</sup>からNFPA805への移行手続きの一環として、既に原子力安全機能すなわち安全停止系として特定された機器に対する回路解析が行われている場合は、当該の移行手続きの期間で行われた火災防護検査については回路解析が検査範囲から除外されていた。

検査手順書の附属書の最新版は、IP71111.21N.05<sup>8</sup>（2020年1月施行）である。これは、火災防護以外の検査を含む原子炉監督プロセス（ROP）見直しの一環として、IP71111.05T<sup>4</sup>及びIP71111.05XT<sup>15</sup>に代わり2020年1月に施行された。IP71111.21N.05<sup>8</sup>の概要は付録Bに記載した。

## 2.2 検査手順書の附属書（IP71111.05T）における電気関係の記載内容

IP71111.05T<sup>4</sup>の本文は、他の検査手順書の附属書と同じように、以下の項目で構成されている。

- (1) 71111.05-01 Inspection Objectives（検査目的）
- (2) 71111.05-02 Inspection Requirements（検査要件）
- (3) 71111.05-03 Inspection Guidance（検査ガイダンス）
- (4) 71111.05-04 Resource Estimate（推定業務量）
- (5) 71111.05-05 Procedure Completion（検査の完了条件）
- (6) 71111.05-06 References（関連文書）

### 2.2.1 71111.05-01 Inspection Objectives（検査目的）

検査は、以下の7項目で構成されており、検査チームは、プラント及び区域ごとの火災防護解析の中で使用されている仮定を含めて、事業者のFPPの設計、運用状況、及び資材の状態を、許可取得者のプログラムに以下の事項が含まれていることを確認することによって評価する。

- (1) プラント内の可燃物及び発火源が適切に管理されているか。
- (2) 火災検知及び消火能力が適切に維持されているか。
- (3) 耐火障壁等の静的防火設備が良好な状態に維持されているか。
- (4) 火災防護設備が一時的に使用できない場合においては、劣化及び故障の状態になったときの補完措置が適切に計画され運用されているか。
- (5) 回路解析の民間指針（原子力エネルギー協会指針 NEI00-01<sup>16</sup>）の運用も含め、火災時の安全停止機能が確実に発揮できるか。
- (6) 原子炉の安全停止の達成のために手動操作が運用される場合においては、それが妥当で信頼できるか。
- (7) FPPの変更に対し、適切な点検が行われ、文書化されているか。

以上に加え、B.5.b 対策（セキュリティ保障（又はテロ対策））<sup>(注3)</sup>については、以下の2項目に対する検査が実施されている。

- (1) 運転員に対する訓練及び機器に対するメンテナンスが適切に実施されているか。
- (2) プラントの改造がなされている場合、緩和方策が実行可能であるか。

また、IP71111.05AQ<sup>3</sup>に基づく結果次第では、自衛消防隊の能力及び消火水供給設備のメンテナンスの妥当性に対する検査が、以上の7項目に加えて、IP71111.05T<sup>4</sup>の検査範囲として追加される場合がある。

---

<sup>(注3)</sup> 「B.5.b 対策」と「10CFR50.54 (hh) (2) 対策」は同義である。

検査目的の 7 項目の検証項目のうち、特に電気関係に関連する項目は、(5) 項すなわち NEI00-01<sup>16</sup> の回路解析の指針に基づいた火災時の安全停止機能の確認である。

## 2.2.2 7111.05-02 Inspection Requirements (検査要件)

検査要件については、以下の 4 つの項目がある。

- (1) 02.01 Inspection Preparation (検査準備)
- (2) 02.02 Fire Protection Inspection Requirements (火災防護検査の要件)
- (3) 02.03 B.5.b Inspection Activities (B.5.b 対策関連の検査業務)
- (4) 02.04 Identification and Resolution of Problem (I&RP 不適合の摘出と解決)

以下に、各段落の中から電気関係について述べている項目だけを抽出し、それらについて Appendix R<sup>11</sup> 及び規制ガイド RG1.189<sup>17</sup> 並びにそれらが部分的に是認しているガイダンスとの関連性を交えて解説を加える。ただし、上述の (3) 及び (4) には、原子炉の安全停止に係る機能維持に関する確認のための電気関係の知見の記載はないことから、以後の説明は省く。

項目、記号及び番号 (a.~j.等) については IP71111.05T<sup>4</sup> の本文中の項目名を示し、概要を **斜体太字** で示す。ただし、記載項目については、電気関係の検査項目のみを抽出し、記載している。

### 02.01 Inspection Preparation (検査準備)

#### a. Fire Area (火災区域/区画)

検査チームは、3 年ごとの検査において、**ROP の思想 (限られたリソースを最も効果的に検査に活用し、不適合の問題を摘み取るとした考え方)** を踏まえ、リスク上有意な火災エリア (区域) 又は火災ゾーン (区画) を 3 箇所から 5 箇所を選び、検査を実施すること。ただし、途中で摘出された問題の特徴に応じて必要があると判断された場合においては、更に検査対象を追加するなどの調整を行うものとする。

そして、検査対象エリアの候補の選定については、**上級原子炉解析官 (SRA)、火災防護専門官及び電気技師の意見に基づくものとする。**

(略)

#### 2. 潜在的発火源

(略)

#### 4. 安全停止状態の達成及び維持のために重要な回路の経路

(解説)

本項目は、ROP の運用に関する方針である。電気技師が検査チームのメンバーとして含まれている理由は、検査対象エリアの選定基準の中に「潜在的な発火源」及び「安全停止状

態の達成・維持」に関する電気ケーブルの敷設状態を考慮することが記載されていることから、電気技師としての専門的な知識が必要不可欠であるためと考えられる。

## **02.02 Fire Protection Inspection Requirements (火災防護検査の要件)**

### **a. Protection of Safe Shutdown Capabilities (安全停止機能の防護)**

電源ケーブル、制御ケーブル及び計測ケーブルを含む安全停止 (SSD) 機能を防護するための火災防護設備が、10CFR50 Appendix R の III.G 項に規定されている分離要件及び設計要件に適合していること。

(解説)

Appendix R<sup>11</sup> の III. (個別要件) の G 項 (SSD 機能に対する火災防護) (III.G 項) においては、1.火災による高温停止と低温停止を支援するための構造物、系統、機器 (Structures, Systems, and Components (以下「SSC」という。)) の損傷規模に対する制限、2.高温停止を達成し維持するための系統の多重化された系統に対する 3 通りの許容される分離要件 (付録 A、解説 7 参照) 及び 3.代替停止機能の特例に対する要件について具体的に規定されている。これらの要件に適合していることの確認については、作業負荷が生じる業務となる場合がある<sup>(注4)</sup>。

### **d. Protection from Damage from Fire Suppression Activities (消火活動に伴う系統損傷の防護)**

同一の火災エリア内に高温停止に必要な系統が 2 系統設置されている場合においては、消火活動に伴って両方の系統が損傷しないことを検証する。

(解説)

放水を伴う消火活動やスプリンクラー、ウォーター・カーテン等の誤作動による散水が行われた場合であっても、同一の火災エリア内にある高温停止に必要な系統の多重化された系統が同時に影響を受けて機能喪失することがあってはならないということである。

Appendix R<sup>11</sup>, III.G.3 項においては、同一の火災エリアにある高温停止に必要な系統の多重化された系統であって、消火活動又は消火設備の破損及び誤動作に伴い損傷を受ける可能性があるときには、代替停止機能又は専用停止機能を備えなければならないと記載されている。

### **e. Alternative Shutdown Capability (代替停止能力)**

#### **1. Methodology (方法論)**

火災による回路故障によって機能が損なわれないように (例えば、代替停止制御回路に別

---

<sup>(注4)</sup> 分離要件の適合性を確認する作業のうち、耐火障壁 (床、壁、天井、防火扉、貫通部シール材、防火ダンパー及びケーブル用耐火材 (ERFBS)) の耐火能力を裏付ける記録の確認を一例として取り上げただけでも古い関係記録などの資料は多く、その確認業務は膨大と推測される。

個のヒューズ及び電源を使用して)、所定のプラント制御機能を制御室から別の場所へ移す措置が実証済みであることを検証する。

(解説)

Appendix R<sup>11</sup>においては、代替停止能力について既存の系統の経路を変更、再配置、又は改造したものと定義されている。この定義は、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に使用する装置という我が国の規則<sup>18</sup>における代替停止能力とは異なる考え方である。Appendix R<sup>11</sup>の定義に基づき、RG1.189<sup>17</sup>では、代替停止能力について、外部電源が利用できる時及び外部電源が72時間の間使用できない時においても、火災後の状態に対処できなければならないと記載されている。ただし、Appendix R<sup>11</sup>のIII.L.4及び5においては、高温停止及び低温停止を達成及び維持するための設備及び系統が火災による損傷のために所内及び外部の電源系統から受電できなくなる場合には、独立した所内電源系統を設けること（火災発生後72時間以降に使用される設備及び系統については、外部電源を喪失してもよい。）と記載されている。

RG1.189<sup>17</sup>では、代替又は専用停止系（新規構造物や系統を設置することにより装備されるもの）によってプラントの安全停止を達成する前に、1つの誤動作又は誤信号が発生すること、また、運転員が制御室から代替又は専用停止系に制御を移行した後に、火災の影響を受けた区域において発生する可能性のある単一又は複数の誤動作（多重誤動作（MSO））をFPPに基づいて検討すべきことが記載されている。検討の結果、安全停止に悪影響を及ぼす可能性があれば、対処が必要となる。なお、1979年1月1日以前に運転認可証を取得したプラントの代替又は専用停止能力については、制御室の火災シナリオに対する検討結果の概要が安全評価報告書（SER）に記載されている。

#### f. Circuit Analyses（回路解析）

注記：本項目は、NRCが正式に認めたNFPA805の移行開始日から3年以内に移行手続きを行うプラントには適用しない。この基準が当てはまらないプラント（NFPA805に移行せず、従来のAppendix Rを規制要件として適用するプラント）は、本項目の検査が行われる<sup>(注5)</sup>。

(解説)

Appendix R<sup>11</sup>（従来の決定論的規制）からNFPA805<sup>13</sup>（リスク情報活用概念及び確率論を取り入れた規制）に移行を示したプラントであってNFPA805への移行が過渡期にあるプラントの場合は、移行のための事業者の作業負荷が大きいことから、IP71111.05T<sup>4</sup>に基づいて「回

---

<sup>(注5)</sup> 例えば、既に3年以上が経過しても認可変更申請の審査が終了せず依然としてNFPA805への移行段階にあり、本項目で検査が行われる事業者の場合には、回路関連の不適合については、全て承認されたFPPに従って是正されなければならないが、そのときにはNRCの行政処分方針（Enforcement Policy）にある第9節に従って、処分免除（Enforcement Discretion）が受けられる。

路解析」の項目に対する検査は実施されない<sup>(注6)</sup>。

**事業者が、原子炉の SSD を達成し維持するのに必要な SSC を特定し、10CFR50.48 に対する適合性を実証していることを確認する。**

**指定された火災エリアに対し、事業者が火災後 SSD 解析を実施済であることを確認する。**

(解説)

10CFR50.48<sup>12</sup> においては火災防護の規制要件として以下の項目が記載され、事業者の認可証の状況に応じて適合すべき項目が異なる。例えば、確率論に基づく規制による運転認可証を取得したプラントの場合においては、10CFR50.48<sup>12</sup> の (a) 及び (c) に適合する必要がある。

- (a) 米国一般設計規則 3<sup>19</sup> (GDC3) に適合すべく、FPP を作成し、及び運用すること。
- (b) 1979 年 1 月 1 日以前に運転認可証を取得したプラントは Appendix R<sup>11</sup> に適合すること。
- (c) NFPA805<sup>13</sup> を適用すること。
- (d) 廃炉プラントについては、基本的にそれまでの運転時の要件を引き継ぐが、SSD の要件は該当しないために、火災に伴う放射性物質の拡散を防止及び抑制することを主眼に切替えた運用とすること。

事業者に要求する 10CFR50.48<sup>12</sup> への適合性の具体的内容は、FPP を構成している火災ハザード解析 (FHA) 及び SSD 解析を実施済みであることである<sup>17,20</sup>。

**検査官は、ブレーカー及びヒューズの配置及び設定が適正であることを確認する。また、断線、短絡、地絡及びホットショートが SSD に影響を及ぼす可能性がある回路においては、Appendix R の III.G.2 項に記載されている防護が施されていることを確認する。**

(解説)

事業者は、ブレーカー及びヒューズの配置及び設定又は保護協調が適切であることを分析し、火災防護検査のために検査チームに提出する図書 (例: 表 2.1 (p.20) 図書 D.2) を作成する。検査官は、多重化された安全停止又は代替停止の系統及びその機器に給電する電源を保護できることについて提出図書等に基づいて確認を行う。

Appendix R<sup>11</sup> の III.G.2 項に関し、高温停止の達成及び維持に必要な安全系の多重化された系統が同一火災エリア内に敷設されている場合は、火災発生時においてそのうちの 1 系統を確保するために満足しなければならない隔離要件について以下の選択肢が記載されている。

- a. 3 時間耐火障壁 (ケーブルに対する ERFBS も含まれる。) で隔てられていること
- b. 20 フィート (6.1m) の水平距離で隔てられ、両方の系統の間に延焼を許す可燃物の介

---

<sup>(注6)</sup> 上記の「3 年」は、事業者が NFPA805 への移行について意思表示をした文書 (Letter of Intent (以下「LOI」という。)) に記される日から起算される。

- 在がなく、かつ当該火災エリアに火災検知器及び自動消火設備が設置されていること
- c. 1時間耐火障壁で覆われ、かつ当該火災エリアに火災検知器及び自動消火設備が設置されていること

SSD を達成し、維持する上で重要ではあるがサクセス・パスは構成しておらず（必須な系統ではない）、Appendix R の III.G.2 項に定められる分離要件の適用が当てはまらないケーブルに対しては、回路解析において以下の諸点が評価されていることを確認する。

1. ケーブルの損傷モードに関しては、以下の点についての評価を行うこと。

- (a) 多芯ケーブルについては、熱可塑性、熱硬化性及びアーマードケーブルの種類を問わず、個々に対してケーブル内の導体同士の短絡のいかなる組合せによっても誤動作が発生しないか点検を行う。
- (b) 同一のケーブルトレイ及び電線管の中に敷設された2本の隣接する熱可塑性ケーブルは、2本のケーブルに属する導体同士の短絡のいかなる組合せによっても、誤動作が発生しないか確認する。この場合の2本の隣接するケーブルの組合せにおいては、同一の火災によって複数のケーブルが損傷する場合も考慮し、それに伴って複数の誤動作が同時に発生することがないのかについても点検を行う。
- (c) 直流の制御回路については、制御ケーブルの損傷に伴う誤動作の可能性も考慮する。その場合には、そのような誤動作が起こるために同一ケーブル内の2本の導体に同時に（プラスはプラスにマイナスはマイナスに極性が一致して）ホットショートが起こるものと仮定する。さらに、2本の独立した多芯ケーブルであっても一方がソース側、他方がターゲット側となるケースを考慮し、誤動作が発生することも考慮する。
- (d) 特に、高圧/低圧境界にある崩壊熱除去（DHR）系の隔離弁については、三相電源ケーブルに対してジャケット材質（熱可塑性又は熱硬化性）にかかわらず各相の極性が一致してホットショートを起こす可能性がないことの確認を行う。

2. 以下について、SSD の能力に対する潜在的な影響がないことを（1）火災モデルを用いて考えられる火災のシナリオが存在しないことを示すこと、（2）SSD の能力を保証する適切で信頼性の高い手動操作が実施できること又は（3）回路解析が実施されていることによって確認する。

- (a) 非接地回路において、火災に伴う短絡は、そのまま固着して解除されないものと仮定する。他方、接地回路については、20分間で解除されるものと仮定してもよい。
- (b) 保持（seal-in/latch）されない機器の同時損傷については、高圧/低圧境界では無い機器においては、2本のケーブルが同時にホットショートするものと仮定する。また、高圧/低圧境界の機器のケーブルにおいては、3本の別々のケーブルが同時にホットショートするものと仮定する。



(解説)

事業者が実施した回路解析の検査においては、配管計装図 (P&ID) について点検を行い、火災に伴う短絡及び地絡によって高温停止の達成及び維持を妨げる冷却材の分流、冷却材の流失その他の有害なシナリオに対して、上記の項目が評価されていることを確認することが主な作業になる。回路解析における以上の詳細な仮定及びルールについては、以下に記載されている内容と一致する。

- ① RIS2004-03, Rev.1 (2004年12月)<sup>21</sup>
- ② NEI00-01, Rev.2 (2009年5月)<sup>16</sup>
- ③ RG1.189, Rev.3 (2018年2月)<sup>17</sup>

なお、その後の実験と知見の整理によって上記とは異なる考え方が、NRC と米国電力研究所 (EPRI) の共同プロジェクトとして「ケーブルの損傷評価と火災による影響の定量化の共同実施 (JACQUE-FIRE)」(NUREG/CR-7150 (2022年1月))<sup>22</sup>にまとめられている<sup>(注7)(注8)</sup>。

#### ***i. Cold Shutdown Repairs (低温停止機器の修理)***

火災によって損傷を受ける恐れのある低温停止に必要な機器を修理するために、必要な手順書、機器及び資材が確保され、所定の制限時間以内に復旧して低温停止が達成できることを確認する。また、修理用の機器、部品、工具及び材料 (例えば、あらかじめ適当な長さに切って端末処理したケーブルなど) が所内に用意され、必要時に活用できる状態であることを確認する。

(解説)

Appendix R<sup>11</sup>, III.G.1.b 項において、火災による低温停止に必要な設備の両方の系統で損傷が発生した場合にあっても、72時間以内に片方の系統が復旧できればよいと記載されている。また、Appendix R<sup>11</sup>, III.L.4 項においては、72時間以内に復旧できない場合には、復旧するまでの間に高温待機又は高温停止の状態が維持されなければならない旨が述べられている。(その状態維持に要する時間的な制限には言及されていない。) ただし、そのような事態が火災に

<sup>(注7)</sup> NUREG/CR-7150 Vol.1 では、誤作動又は誤不作動の原因となる火災に伴う様々なケースのケーブル損傷の様態に対応した回路故障の重要度ランク表 (Phenomena Identification Ranking Table) で整理されている。このとき、これらの起こりやすさを、Plausible (現実的な条件下で起こり得る)、Implausible (理論的にはあり得るが、統計的には起こっていない)、Incredible (理論的にもあり得ない) と定性的に分類されている。

<sup>(注8)</sup> NUREG/CR-7150 Vol.1 を参考とした場合には、IP71111.05T, 02.02 f.項 (Circuit Analyses (回路解析)) の 1. (a) ~ (d) に記載する 4 つの評価項目については、以下のケーブル損傷の様態は理論的にあり得ないシナリオ (Incredible) であると整理できる。

- ・三相交流モーターの動力ケーブルの極性が全て一致し (Proper Polarity)、それぞれに短絡した電源が供給されることによって当該モーターが誤作動するシナリオ。
- ・直流コンパウンド・モーターにおいて、始動用及び動力用のケーブルの極性が全て一致し (Proper Polarity)、かつ内部のリレー回路がバイパスされて短絡し、直接励磁されることによって当該モーターが誤作動するシナリオ。
- ・巻線比 1200 : 5 以下の変流器において、二次側の断線によって電圧スパイクが発生し、二次側の配線が発火を起こすシナリオ。

伴う所外電源及び所内電源の喪失に起因する可能性がある場合には、所内に別の独立した電源<sup>(注9)</sup>を用意し、これを確実にを行うための当直要員を必要人数かつ自衛消防隊とは別に所内に常時確保しておかなければならない。また、Appendix R<sup>11</sup>, III.L.5 項には、事業者が復旧用の資機材を火災の影響が及ばない場所又は多少の影響が及んだとしても 72 時間以内での低温停止の達成が阻害されない程度の損傷にとどまるような状態で保管しなければならない旨が述べられている。

#### **j. Compensatory Measures (補完措置)**

##### **1. 劣化した火災防護設備に対する補完措置**

使用停止、劣化、又は動作不能の防火及び火災後安全停止に係る設備、システム、又は機能に対し、補完措置が実施されていることを検証する。

##### **2. 安全停止のための補完措置としての手動操作**

Appendix R, III.G.2 項を満たさないことに起因する安全停止成功パスを構成する機器の潜在的な誤動作に対応するために、認可事業者が実施する手動操作は、根本的な性能欠陥を修正していないために、最終是正措置として認められない。ただし、NRC は、適切な是正措置が実施されるまでの暫定期間又は認可事業者が免除若しくは逸脱を提出するための準備を行う期間に、手動操作により補完措置が一定の基準を満たす場合には、これを許容する場合がある。

ただし、手動措置が合理的に達成できず、又はその実施が安全でないプラント状態につながる可能性があるとして検査官が判断した場合には、代替の補完措置又は一時的な是正措置が実施されなければならない。

(解説)

補完措置は、1.劣化した火災防護設備に対する場合及び 2.安全停止のための補完措置としての場合がある。前者の場合には、耐火障壁、火災検知装置等の消火設備、火災防護設備並びに安全停止の機能を担うポンプ、弁及び電氣的装置が一時的に安全停止成功パスを構成する機器から除外され、故障及び劣化が生じた場合の補完措置である。そして、そのような状況にある数日間ないし数週間の比較的短期間においてそれが回復するまでの間に他の深層防護を適用することによって補完措置が行われる。

後者の場合には、Appendix R<sup>11</sup>, III.G.2 項に定められる分離要件が満足されないことから安全停止成功パスを構成する機器の潜在的な誤動作に対応するための補完措置(運転員操作等)となるが、根本的な解決にはなっていない。NRC は、暫定的な運用として有効な補完措置の一つとして、一定基準を満足する適切な手動操作を認めている。この基準には、(a) 項から (i) 項まで列記されているが、その中の (b) 項として、次の記載がある。

---

<sup>(注9)</sup> 米国の事業者の一部においては、そのような電源のことを、「SBO 電源(全電源喪失時の代替電源)」ではなく、「Appendix R 電源(Appendix R Power Supply)」と呼称している。

**(b) Diagnostic Instrumentation (計測系)**

想定される火災によって影響を受けることのない適切な計測系を備え、それによって運転員が発生した問題の誤動作を検知できることを確認する。一部の認可事業者には、単に IN84-09<sup>32</sup>にある回路のみを保護の対象としているが、誤動作の診断を正確かつ適切に行うためには、他の計測系の追加が必要となる可能性がある。警報装置、指示灯、圧力計、流量計等は、通常、火災の影響を回避できない。また、実施した手動操作がその目的を遂行したことを確認するための計測系も必要である。

(解説)

上記の記載は Appendix R<sup>11</sup>には述べられていないものの、RG1.189<sup>17</sup>で引用されている NUREG-1852<sup>24</sup>の 3.2.5 項において述べられている内容が元になっている。

なお、1984年2月13日に発行された IN84-09<sup>23</sup>にある回路とは、加圧水型原子炉 (PWR) プラント及び沸騰水型原子炉 (BWR) プラントに対し、それぞれ以下の計測系である。

PWR プラントの場合：

- ・ 加圧器圧力及び水位
- ・ 原子炉冷却材ホット・レグ温度又は炉心出口温度及びコールド・レグ温度
- ・ 蒸気発生器圧力及び水位 (広領域)
- ・ 中性子源領域中性子束計測器
- ・ 停止系の診断用計測系
- ・ 復水貯蔵タンク等において使用される全てのタンクの液位計

BWR プラントの場合：

- ・ 原子炉水位及び圧力
- ・ サプレッション・プールの水位及び温度
- ・ 非常用復水器の水位
- ・ 停止系の診断用計測系
- ・ 使用される全てのタンクの水位

なお、規制課題に関する文書 RIS2006-10<sup>25</sup>は、安全停止のための補完措置としての手動操作について、被規制者に対して NRC の解説・見解を述べた文書である。しかしながら、同文書においては、上記の記載 ((b) Diagnostic Instrumentation (計測系)) だけでなくそれに類似した記載は、含まれてはいない。

## 2.2.3 7111.05-03 Inspection Guidance (検査ガイダンス)

検査ガイダンスには、以下の4つの項目がある。

- (1) 03.01 Inspection Preparation (検査準備)
- (2) 03.02 Fire Protection Inspection Activities (火災防護検査の業務)
- (3) 03.03 B.5.b Inspection Activities (B.5.b 対策関連の検査業務)
- (4) 03.04 Identification and Resolution of Problems (I&RP)

各段落の中から電気関係について述べている項目を抽出し、それらについて、Appendix R<sup>11</sup>、RG1.189<sup>17</sup>及びそれらが是認しているガイダンスとの関連性を交えて解説する。ただし、上述の(2)、(3)及び(4)は、それぞれ、「火災防護検査の業務」、「セキュリティ保障(又はテロ対策)」、「事業者が講じた是正措置の検証方法」に係る項目であり、該当する電気関係の記載がないことから抽出の対象から外した。ただし、(4)は電気関係の検査実務に係る記載ではないものの、電気関係か否かに関わらず共通の項目であるため解説する。

なお、我が国の検査ガイドとの比較は4.及び付録Aで詳述している。

### 03.01 Inspection Preparation (検査準備)

#### a. Inspection Team

3年ごとの火災防護検査を行うチームは、原子炉運転、電気検査及び火災防護の各分野において、以下の業務を担うために必要な知見を有する検査官を含むこと。

- 1.原子炉運転：当該分野に知見を有する検査官は、火災発生時において安全停止の状態を達成及び維持し、放射性物質の外部環境への放出を最小限に抑える上で必要な原子炉設備、主機以外の周辺機器(Balance of Plant(以下「BOP」)という。)の系統と機器の設計及び状態並びに運転員の資質、技量及び手順書の内容に対する評価を行う。したがって、検査チーム責任者は、当該検査官がプラントの運転、保守、検査、サーベイランス、品質保証、原子炉の通常運転時の手順書及び異常時の手順書、BWRかPWR又は両方の仕組み及びBOPの系統設計に対して総合的に精通していることを確認する。
- 2.電気検査：当該分野に知見を有する検査官は、安全停止に必要な二重化された系統の電源ケーブル、制御ケーブル及び計測ケーブルに対する分離要件の適合性を判断し、代替停止操作盤の電氣的な隔離の設計が想定されるなどの火災エリアからも電氣的に独立性を保っていることを確認する。したがって、検査チーム責任者は、当該検査官が原子力発電所の電気及び計測制御の設計に関する知見を有し、産業界において運用されている許容電流及び負荷軽減の基準に精通していることを確認する。

3.火災防護 : 当該分野に知見を有する検査官は、検査チームの検査官と連携し、耐火障壁及び原子炉を安全停止に導き維持するためのプラントの状態を火災による損傷から保護し維持する設備が有効であることを判断する。特に、当該検査官の場合には、火災防護の手段（消火設備、隔離、耐火障壁等）が適切でプラントの安全性を維持するのに必要な機器及びケーブルの分離が確保されていることを見定めなければならない。したがって、検査チーム責任者は、当該検査官が原子力発電所の火災防護の設備、手段及び手順書に対して精通していることを確認する。

4.B.5.b 対策 : (略)

(解説)

3年ごとの火災防護検査を行うチームには、原子炉運転、電気検査、火災防護及び B.5.b 対策の各分野に専門的な知見を有する検査官を含むことと規定されているものの、これらの人数に対する記載は見られない。

#### **b. Regulatory Requirements and Licensing Bases**

火災後安全停止能力を評価するための規制要件と認可の根拠は以下のとおりである。

1. (10 CFR 50 Appendix A GDC3), 10 CFR 50.48 (a)
2. 10 CFR 50.48 (10 CFR 50.48 (a), (b)) 及び 10 CFR 50 Appendix R (1979年1月1日より前に認可されたプラント)
3. 現行認可基準(施設運転許可条件、UFSAR、NRCへのコミットメント、NRCが認めた逸脱免除及び運転認可の修正)(1979年1月1日以後に認可されたプラント)
4. FPPの変更が有る場合、変更後のFPP
5. 10 CFR 50.48 (c)への移行中のプラントである場合、移行後に10 CFR 50.48 (c)

(解説)

米国の火災後安全停止能力を評価するための規制要件等については、NRA 技術ノート「米国における火災時安全停止回路解析の調査」<sup>26</sup>にとりまとめている。

#### **c. Licensee Notification and Information Gathering (事業者への通知と情報の収集)**

##### **1. Licensee Notification Letter**

NRC は事業者に対し実際に現地で行われる週の少なくとも3か月前までには、3年ごとの検査実施について書面で通知しなければならない。また、実際に現地で行われる検査の少なくとも3週間前までに、情報収集の訪問が行われる。付録 1 は通知状のテンプレートである。

(解説)

NRC による ROP の一環として行われる火災防護検査では、情報収集を目的とした現地訪問 (1 回目) と検査活動を目的とした現地訪問 (2 回目) が実施される。

ここでは、1 回目の現地訪問の前に、対象プラントの事業者に対して検査実施を通知するとともに、2 回目の現地訪問の実施 (検査) を通知している。くわえて、1 回目の現地訪問において検査チームに提供され、現地検査 (2 回目の現地訪問) においても用いられる情報収集のための図書リスト (添付書 1) も通知している。

## 2. Information Gathering Site Visit (情報収集目的の現地訪問)

検査チームは、2 日間又は 3 日間の情報収集目的の現地訪問を行う。現地訪問においては、(1) 検査の計画を策定する上で重要な各原子力発電所特有の情報を収集し、(2) 事業者の代表者、諸手続き、検査活動計画及びスケジュールについて打合せを行い、(3) 検査対象候補の火災エリアに対するウォークダウンを行う。

この情報収集目的の現地訪問に先立って、検査チーム責任者は、検査の準備及び実施に必要な情報及び文書のリストを事業者に提出する。また、事業者が実施した活動 (非常灯の点検、通話設備の点検、消火訓練及び巡視点検) の記録に対し提示を求める予定リストを提出する。

(解説)

情報収集においては、当該プラントの FPP、火災防護設備、火災発生時の安全停止能力、プラントの機器配置状態及び B.5.b 対策 (セキュリティ保障 (又はテロ対策)) について予習するのに必要な資料を入手する。現地検査において NRC 検査官が点検する図書及び記録は、附属書 IP71111.05T<sup>4</sup> の付録 1 の添付書 1 に一覧で示されているが、それら以外にも検査チームが必要と判断した図書がある場合には、1 回目の現地訪問の前にあらかじめ検査責任者が事業者に通知している。さらに、事務手続きに関する打合せでは、検査活動を効率的に実施するために、検査官の入域手続き、検査官の活動拠点となる執務室の整備及び検査官の質疑に随時対応する事業者側の担当者の選任についての確認を行う。

「必要な情報及び文書のリスト」とは、IP71111.05T<sup>4</sup> の付録 1 に添付される添付書 1 及び添付書 2 のことである。これらのうち添付書 2 は B.5.b に関連することから、電気関連の項目は含まれてない。一方、添付書 1 のリストには、本 NRA 技術ノート 2.1 に示したとおり 7 分類、全 92 項目が含まれている。

このうち、電気関連の項目は、後述する 4 分類の 15 項目 (A に 1 項目、B に 3 項目、D に 9 項目及び E に 2 項目) である。表 2.1 にこれらに該当する項目を示す。該当する個々の項目において検査チームが要求する情報及び文書は詳細で分量が多く、これらを準備する事業者にとっては負担が大きいものと推測される。さらに、NRC がこれらのリストの他に追加の情

報を要求する可能性も考えられることから、具体的な項目及び内容は、実際の検査報告書を確認する必要がある。

A. 設計及び認可に係る基本図書 (Design and Licensing Basis Documents)	1 項目
B. 全般的なプラント設計図書 (General Plant Design Documents)	3 項目
D. 電気関係 (Electrical)	9 項目
E. 火災による電気回路の誤動作 (Spurious Fire Induced Circuit Fault)	2 項目

表 2.1 添付書 1 に含まれる電気関連の項目

Table 2.1 Electrical related items included in the enclosure 1 of IP 71111.05T

ENCLOSURE 1	
Fire Protection Program Supporting Documentation	
A. DESIGN AND LICENSING BASIS DOCUMENTS	
A.6	LIST of post-fire safe shutdown or alternative shutdown systems (i.e., safe shutdown equipment list).
B. GENERAL PLANT DESIGN DOCUMENTS	
B.1	Piping and instrumentation diagrams (P&IDs) and legend list for post-fire safe shutdown or alternative shutdown systems (C-size paper drawings).
B.5	AC and DC electrical system single line diagrams, from off-site power down to the highest safety-related bus level (typically 4kV, EDG bus) (C-size paper drawings).
B.6	Single line diagrams for motor control centers (MCCs) that supply post-fire safe shutdown or alternative shutdown loads (only for selected fire areas) (C-size paper drawings).
D. ELECTRICAL	
D.1	Identify whether the cables in the selected fire areas are predominantly Thermoset or Thermoplastic. Specifically identify any Thermoplastic cable in the selected fire areas.
D.2	Breaker and fuse coordination calculation for post-fire safe shutdown or alternative shutdown equipment (only for selected fire areas).
D.3	Administrative or configuration control procedures that govern fuse replacement (e.g., fuse control procedures).
D.4	Maintenance procedures that verify breaker over-current trip settings to ensure coordination remains functional, for post-fire safe shutdown or alternative shutdown equipment.
D.5	Electrical system health reports for the two most recent quarters.
D.6	Last completed preventive maintenance of those components as tested from the safe shutdown or alternative shutdown panel.
D.7	Schematic or elementary diagrams for circuits to be reviewed (C-size paper drawings).
D.8	Cable routing for components and equipment credited for post-fire safe shutdown or alternative shutdown (only for selected fire areas).
D.9	LIST of post-fire safe shutdown or alternative shutdown design changes completed, in the last three years.
E. SPURIOUS FIRE INDUCED CIRCUIT FAULT	
E.1	LIST of identified fire induced circuit failure configurations (only for selected fire areas).
E.2	Multiple Spurious Operation (MSO) Expert Panel Report.

出典) ATTACHMENT 71111.05T<sup>4</sup>, E1-1 – E1-8 を元に編集



### 3. Information Required/Preparation (検査必要情報/検査準備)

様々な事項に関する打合せも兼ねた2日間又は3日間の訪問をして検査対象プラントから持ち帰った情報を点検し、検査チームのメンバー各自は、現地検査に備え、以下についての予備知識を整理する。

- (a) プラント設計、レイアウト及び機器配置
- (b) 火災後安全停止の認可に係る最新の根拠図書(10CFR50.48、10CFR50 Appendix R、火災防護に関するNRCの安全評価報告書(SER)、運転認可証、更新済み最終安全解析報告書(UFSAR)、及びNRCが承認した適用除外及び特例に係る審査)
- (c) 安全停止状態を達成するための事業者の方策、方法及び手順(特に、UFSAR、最新の火災ハザード解析(FHA)、最新版の安全停止解析、火災防護と安全停止に関連した変更(10CFR50.59 関係等)、GL86-10<sup>27</sup> 対応の関連文書と改造関係の記録一式、プラント図面、緊急時操作手順書(EOP)/事故時運転手順書(AOP)、及び認可事業者の内部監査結果(火災後安全停止に係る自己評価及び品質保証監査))
- (d) プラント特有の過去の火災防護関連問題の記録、NRC 検査結果、内部監査の結果、是正措置プログラム(CAP)の記録並びに10CFR50.72<sup>28</sup> 及び10CFR50.73<sup>29</sup> に基づく事例報告(LER)
- (e) 事業者の解析によって担保されている各火災区域、区画及び部屋における安全停止を達成するために必要な安全停止系及びその支援系(すなわち、反応度制御系、冷却材補給系、熱除去系並びにそれらの系統の監視機能及び支援機能)並びに検査が実施される各火災区域、区画及び部屋における安全停止のプロセスは、検査チームの各メンバーに完全に理解されていること
- (f) 電気回路の分離要件に対する適合性評価における事業者の評価手法、問題抽出及び解決の方法並びに検査チームによる電気分野の点検においては、事業者の解析に用いられている仮定及び条件を含むこと

(解説)

検査対象プラントを訪問し、現地検査を実施するに当たって、あらかじめ当該プラントの特徴、過去の弱点及び問題に対する事業者の取組み姿勢を予習するための検査官向けのチェックリストといえる。なお、上記(a)～(f)の各項は、10CFR50.48<sup>12</sup>、Appendix R<sup>11</sup> 及び RG1.189<sup>17</sup> 中の特定の項目に対応しているわけではない。

(f) 項は、Appendix R<sup>11</sup> における多重化された安全停止系の分離要件(III.G.2 項)、代替又は専用安全停止設備(III.G.3 項)に関連した事項等、電気関係の事項を多く含んでいると整理できる。

(c) 項にある GL86-10<sup>27</sup> 対応とは、Browns Ferry 火災後における米国の火災防護規制において、次のような背景及び問題に関連した対応のことである。

当時、火災防護に関連する規制要件としては唯一 GDC3<sup>19</sup> が該当したが、1975年に Browns

Ferry で火災が発生し、規制強化に向かった。そのような過程において 10CFR50.48<sup>12</sup> 及び Appendix R<sup>11</sup> が制定される以前に GDC3 の趣旨を具体化するための規制指針 RG1.120<sup>30</sup> が 1976 年に発行された。これは、古典的な火災防護の深層防護の概念（発生防止（Prevention）、検知（Detection）及び消火（Suppression））に沿って、防火対策と消火のための各設備に対する要件を述べ、原子力発電所固有の設備（格納容器、中央制御室、ケーブル処理室、電気品室、バッテリー室等）に対し、個別の対策を示したものである。しかし、深層防護の最後である安全停止系に対する保護についてはその時点において言及が無かったため、多重の安全停止系の分離要件及び代替又は専用停止設備に関する記載が無かった。これらについては Appendix R<sup>11</sup> で規制要件化されたことによって言及されたものの、RG1.120<sup>30</sup> の改訂は無かった。このような状況において、事業者においては RG1.120<sup>30</sup> 及び Appendix R<sup>11</sup> に対してまちまちの解釈に基づいた対策を講じるなど混乱が生じた。

そこで、NRC は、それらの解説及び Q&A 集をとりまとめ、1986 年 4 月に火災防護に係る要件の導入 GL86-10 “Implementation of Fire Protection Requirements”<sup>27</sup> として全事業者に通達した。この文書は、RG1.120 で欠落していた箇所を補足している。特に、同文書の添付書 2 の第 5 項 III.L は、火災による回路の損傷形態、短絡持続時間の仮定に関する問題、冷却系、加熱器ヒーター、所内電源、トラス水位計等の個別の系統及び設備に関する問題、遮断器及びヒューズによる短絡対策の有効性に対する評価方法、運転状態を把握するのに必要な計測設備等、見解が不統一だった電気関係の Q&A を含んでいる。

また、Thermo-Lag の耐火断熱材（ラッピング材）ERFBS の不適合について、Appendix R<sup>11</sup>, III.G.2 項を担保する重要な役割を果たす ERFBS の認証手続きと方法に対して GL86-10<sup>27</sup> が厳格な要求となったことによって、1994 年 3 月に GL86-10 の補足版（S1）<sup>31</sup> が発行された。多くの事業者は、GL86-10 の補足版（S1）<sup>31</sup> に基づいてファイヤーウォッチ等の暫定的な補完措置を講じながら、Appendix R<sup>11</sup>, III.G.2 項の分離要件を満足できるよう改造を行った。この時点においても RG1.120<sup>30</sup> の改訂はなかった。

このようにして、RG1.120<sup>30</sup> は GL86-10<sup>27</sup> 及び GL86-10 の補足版<sup>31</sup> に補足される形で改訂されないままであったが、2001 年 4 月にこれらの内容は RG1.189（初版）として統合された。

### **03.02 Fire Protection Inspection Activities（火災防護検査の業務）**

（解説）

本項には電気関係の記載は含まれていない。

### **03.03 B.5.b Inspection Activities（B.5.b 関連の検査業務）**

（解説）

本項には電気関係の記載は含まれていない。

### **03.04 Identification and Resolution of Problems (I&RP) (不具合の摘出と解決)**

検査チームは、火災防護又は安全停止能力に影響を及ぼす問題を記述した是正措置文書のサンプルを点検する。回路保護の問題に対して実施の裁量が与えられた認可事業者の場合には、検査チームは、該当する問題が特定され、是正措置計画に組み込まれ、該当する実施指針に記載されたとおりに対処されたことを確認する。

(解説)

本項においては、火災防護及び安全停止機能における不具合（又は不適合）が発生又は摘出された場合の事業者の CAP に沿った所定の処理状況を確認するために、認可事業者が提出した是正措置文書の 1 ケースをサンプルとして選定し、調査をする旨が述べられている。取り上げられるサンプルは、電気関係の不具合（又は不適合）に特定されたものではなく、火災防護全般から選ばれる。

### **2.2.4 71111.05-04 Resource Estimate (推定業務量)**

本項においては、「推定業務量は、各原子力発電所当たり、運転中の原子炉の基数にかかわらず3年ごとに240時間」と述べられている。

(解説)

検査は、検査対象プラントにおける設備のレイアウト及び過去の不適合を考慮し、リスク上の重要度の高いものを優先することになっているため、この240時間の内訳までは定められていない。これには、電気関係に要する時間も含まれるが、その目安は特に言及されていない。

### **2.2.5 71111.05-05 Procedure Completion (検査の完了条件)**

本検査が各原子力発電所当たり、運転中の原子炉の基数にかかわらず、火災防護検査に当たっては最小3サンプル(3つの火災エリアに対する検査)、B.5.b 検査に当たっては最小1サンプルの検査を終了することで完了する。

(解説)

本項は、電気関係に係る検査の有無に関係なく最小3サンプルの検査(3つの火災エリアに対する検査)を終了することで検査活動が完了する旨が述べられている。

## 2.2.6 7111.05-06 References (関連文書)

本項で言及されている関連の文書等は以下のとおりである。これら1つ1つの文書は、火災防護検査全体に対する関連情報を記載する文書であり、電気関係に特化した情報のみを対象として記載した文書ではない。

- (1) IMC 0609, Appendix F
- (2) IP 71152
- (3) IN 97-48
- (4) Individual Plant Examination of Externally Initiated Events (IPEEE)
- (5) RG 1.189
- (6) RIS 2005-07
- (7) RIS 2005-20
- (8) Temporary Instruction 2515/171
- (9) NEI 99-04
- (10) NRR Office Instruction 105
- (11) NEI 06-12, Revision 2
- (12) B.5.b Inspection Community of Practice
- (13) WCAP 16800-NP, Revision 0

## 2.2.7 まとめと所見

2.2 項では、火災防護に対する NRC の検査手順の附属書 IP71111.05T<sup>4</sup>における電気関係に関連する記載項目を抽出し、NRC の規制要求 (Appendix R<sup>11</sup>) 及び規制ガイド (RG1.189<sup>17</sup>) 並びにそれらが部分的に是認しているガイダンス (NEI 00-01<sup>16</sup>) との関連性を交えて解説を加えた。特に、検査目的の 7 項目の検証項目の一つである回路解析は、火災時の安全停止機能の確認という重要な項目であり、潜在する問題の摘出には専門的な知識、注意力及び作業負荷を要するものである。なお、BE0021 では、IP71111.05T<sup>4</sup> の回路解析の部分は削除されている。これは、系統分離されている部分は回路解析の必要がないという理由によるが、以下に示すように、IP71111.05T<sup>4</sup>には回路解析以外にも重要な電気関係の記載が含まれている。

IP71111.05T<sup>4</sup>の 02.02 f.項 (回路解析) では、火災による損傷の様態について 4 つのケーブル損傷モード及び損傷の状態について 2 つの仮定が示されている。同項によれば事業者はプラント全体の回路解析を行う必要があることから、NEI00-01<sup>16</sup> に記載する包括的な回路解析の手法を習得する必要がある。一方、NRC 検査官は回路解析に対する専門的な知識及び高い熟練度を有する必要はないが、事業者が実施した回路解析の結果を確認するだけの知識を有する必要がある。

回路解析以外の電気関係の所見として以下が挙げられる。

- ・火災ハザード解析 (FHA) における特定のシナリオ (発火源としては、ケーブル、開閉器、電気パネル等)、AC/DC の所内配電系統の設計 (ヒューズ、ブレーカー及びリレーの機種を選定及び仕様、保護協調及び CP (サーキットプロテクタ) の機種等)、多重化された系統の分離 (Appendix R<sup>11</sup>, III.G.2)
- ・消火活動によって影響を受けた場合に必要となる代替又は専用安全停止設備 (Appendix R, III.G.3)。
- ・火災による電気故障への対応 (すなわち影響緩和 (Mitigation)) としての代替又は専用停止設備、運転員による手動操作及び低温停止設備の修理のための備え等

AC/DC の所内配電系統では、改造工事に伴って負荷が変化し、ヒューズ、ブレーカー及びリレーが取替えられる時に、不適切な種類及び仕様のものに交換されることによって下流の短絡の影響が隔離できずに上流まで拡大するケースがある。したがって、そのような改造に伴う交換部品に対する適正さの確認は、一つの重要な検査のポイントである。

また、米国における運転員による手動操作は、安全停止に必須ではないが、安全停止に影響を及ぼす可能性のある機器の火災に伴う誤動作 (又は逆に作動しなくなった場合) に対処するために、NRC の承認を得て、EOP /AOP の中に反映させて、非常時に用いられる弁及びスイッチの操作手段となっている。なお、低温停止に必要な系統について、原則、72 時間以内で多重化された系統の 1 つが復旧可能である場合の修理は認められている操作である。ただし、これは、他の有効な選択肢がない場合に認められるものであり、その妥当性及び信頼

性の検証には厳格性が求められている<sup>(注10)</sup>。米国の場合には、RG1.189<sup>17</sup>によって是認された NUREG-1852<sup>24</sup>に従って実際の火災発生時における条件及び環境を模擬した実技に基づき、その手動操作の適正さが評価される。

---

<sup>(注10)</sup> なお、運転員による手動操作は、その当時、系統分離の担保に対する一時的な措置にもかかわらず長期にわたりそのまま継続して運用されている事例が多く摘出されたことから、10CFR48.50の改訂により系統分離の一手段として認められてからは、逐次是正が促されている。そのため、運転員による手動操作に係る一時的な措置や一時的な措置を継続して運用されていることに関する指摘は、米国における火災防護規制の変遷に起因する米国の特有の事情によるものと整理できる。

### 3. 火災防護に係る検査状況の概要

第3章では、IP71111.05T<sup>4</sup>に基づく火災防護検査の実態を米国の火災防護検査に対する検査報告書<sup>32~36</sup>から調査した結果を記載する。特に、第2章において具体的な記載がない検査チームの構成及び電気関係に関連する検査の実例は第3.1節以降にまとめた。検査報告書<sup>32~36</sup>を調査した範囲における検査箇所は、2.2.2項及び2.2.5項に記載する箇所数の範囲内であり、IP71111.05T<sup>4</sup>に沿ったものであった。

#### 3.1 検査チームの編成例

検査チームの人員に関する情報を、2018年度及び2019年度までに実施された3年ごとの火災防護検査に関する実施報告書<sup>32~36</sup>（Salem、Perry、Pilgrim、Limerick及びHope Creekプラント）から、表3.1に整理した。これらのプラントに対する検査は、検査責任者となる上級原子炉検査官1名及び地方局に所属する上級原子炉検査官又は原子炉検査官2名～3名で構成されていた。ただし、IP71111.05T<sup>4</sup>の03.01 a項で規定されているように、検査チームにおける4分野（原子炉運転、電気検査、火災防護及びB.5.b対策）の担当については検査報告書に記載がなかった。

表 3.1 検査報告書に基づく検査チーム編成

Table 3.1 List Inspection team for Fire Inspection

プラント名	炉型	実施期間	地方管区	チーム人数	人員構成
Salem	PWR	2018/2/12 ～2018/3/2/	R-I	4名	1名：上級原子炉検査官（検査責任者） 1名：上級検査官（地方局所属） 2名：原子炉検査官（地方局所属）
Perry	BWR/6	2018/9/17 ～2018/10/18	R-III	3名	1名：上級原子炉検査官（検査責任者） 1名：上級原子炉検査官（地方局所属） 1名：原子炉検査官（地方局所属）
Pilgrim	BWR/3	2018/10/15 ～2018/11/1	R-I	4名	1名：上級原子炉検査官（検査責任者） 3名：上級原子炉検査官（地方局所属）
Limerick	BWR/4	2019/1/28 ～2018/2/15	R-I	4名	1名：上級原子炉検査官（検査責任者） 2名：上級原子炉検査官（地方局所属） 1名：上級緊急対応コーディネーター（地方局所属）
Hope Creek	BWR/4	2019/3/11 ～2019/3/29	R-I	4名	1名：上級原子炉検査官（検査責任者） 3名：上級原子炉検査官（地方局所属）

### 3.2 検査の実施例

IP71111.05T<sup>4</sup>の03.01においては、3年ごとの火災防護検査を行うに当たって、検査チーム責任者がリスク上重要な火災エリアを1発電所当たり3箇所から5箇所を選定することが規定されている。

ここでは、前項のような人員で構成された検査チームにおける火災区域の選定箇所及び摘出した不適合の事例を説明する。3年ごとの火災防護検査に基づいた検査結果の概要を表3.2に示す。なお、本実施例の記載に関しては、電気関係以外の不適合事例も含めている。

表 3.2 検査報告書に基づく検査箇所と不適合の概要

Table 3.2 List of Number of Inspection area and Incompatibility for Fire Inspection

プラント名	炉型	検査箇所数	不適合の摘出	不適合の概要
Salem	PWR	4箇所	1件	非常用ディーゼル発電機のバイパス・スイッチに対する動作試験の不適切な実施
Perry	BWR6	4箇所	3件	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ヒューズがない回路による他の火災ゾーンにおける二次火災又は二次損傷を誘発する恐れ</li> <li>・ FPPに従ったファイヤーウォッチの未配置</li> <li>・ 適用規格（NFPA72E）と異なった煙感知器の取付け</li> </ul>
Pilgrim	BWR3	5箇所	0件	—
Limerick	BWR4	4箇所	1件	評価手順書の不適合
Hope Creek	BWR4	4箇所	2件	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ FPPに従った消火水ポンプの自動起動機能の未保護</li> <li>・ 火災時の中央制御室退避におけるプラント停止手順の不適切</li> </ul>

#### (1) Salem プラント

2018年2月12日から3月2日にかけて、上級原子炉検査官である検査責任者を含む4人のチームが同プラントの火災防護検査を実施した。検査チームは、同原子力発電所の1号機と2号機それぞれに対して、2箇所ずつ、計4箇所となる以下の火災エリアをサンプルとして選定した。

##### 1号機

- ・ リレー室（高さ100フィート）



- ・原子炉補助機器エリア（高さ 6 フィート）
- 2 号機
- ・電気ペネトレーション・エリア（高さ 78 フィート）
  - ・460VAC 開閉器室（高さ 84 フィート）

また、これらの検査対象のうち事業者が実施した回路解析結果について以下の 6 箇所の確認を実施した。

- ① 2 号機 ホウ酸水ライン隔離弁（2CV175）
- ② 1 号機 残留熱除去（RHR）系内側隔離弁（1RH1）
- ③ 1 号機 RHR 系外側隔離弁（1RH2）
- ④ 1 号機 蒸気駆動給水ポンプ（1B）（1AFE6）
- ⑤ 2 号機 加圧器逃し弁（PORV）隔離弁（2PR6）
- ⑥ 1 号機 蒸気発生器（13）圧力計装（1PT534）

検査の結果、本検査で唯一摘出された不適合は、非常用ディーゼル発電機のバイパス・スイッチに対する動作試験が適切に行われていないことであった。

検査官チームが点検した図書には電気関係のものも多く含まれている。例えば、「認可及び設計基準」に関連するものには FPP の中に安全停止解析が、「計算、解析及び技術評価」に関連するものには火災エリアに対する個別の安全停止解析が、「図書及び結線図」に関連するものには電線管、ケーブルトレイの敷設図、ペネトレーション詳細図、4160VAC/125DC/28VDC 単線結線図及び各弁/ポンプ/計測器の配線図が、「P&ID」に関連するものには消火水系、RHR 系、C&VC 系、AFW 系の図面等がある。

## (2) Perry プラント

同プラントにおいては、2018 年 9 月 17 日から 10 月 18 日にかけて、上級原子炉検査官である検査責任者を含む 3 人のチームが火災防護検査を実施した。検査チームは、同原子力発電所の以下の 4 箇所の火災エリアをサンプルとして選定した。

- ・ 火災ゾーン 1CC-3c（区分 1 の開閉器室）
- ・ 火災ゾーン 1CC-5a（制御室）
- ・ 火災ゾーン CC1（制御複合エリア、高さ 574 フィート）
- ・ 火災ゾーン ESW-1（非常用サービス水ポンプ建屋）

検査の結果、合計で以下の 3 件の不適合を摘出した。

1 件目は、ディーゼル発電機建屋の換気ファンの回路にヒューズが設置されていないために、1 箇所で発生した火災が他の火災ゾーンで二次火災又は二次損傷を誘発する恐れがあることであった。

2 件目は、可燃物管理区画として分類されている非常用サービス水ポンプ室に一時的に可燃物が保管された場合に、FPP に従ってファイヤーウォッチを配置していなかったことであった。

3 件目は、非常用サービス水ポンプ室への煙感知器の取付け方法が適用規格である NFPA72E<sup>37</sup> に従わずに、天井から 36 インチにするべきところ、半数を中段位置、残り半数を天井から 18 インチとしていた不適合であった。このうち、1 件目の不適合は電気関係に該当するため以下のとおり詳細を説明する。

検査チームは、ディーゼル発電機建屋換気ファンの配線図を入念に点検し、当該ファンの制御回路に関連した 250VA の制御電源変圧器から直接供給される回路にヒューズが設置されていないことに気付いた。次いで当該回路が属しているケーブルを追跡し、系統 I の開閉器室（火災ゾーン 1CC-3c）にある MCC（EF1A08-PP）からエレベーターホール（火災ゾーン 1CC-3e）とディーゼル発電機通路（DG-1d）までを通り、系統 I ディーゼル発電機室（1DG-1c）に至ることを確認している。

そして、このファンの制御回路の敷設が Appendix R<sup>11</sup> に適合させることを目的に 1985 年 6 月付の技術変更通知（27102-86-1502/G）に基づいて元々のファンの回路に追加されたものであることを確認した。つまり、この 1985 年の改造の目的は、制御室で火災が発生し、ファンの回路の一部が損傷し、制御電源のヒューズが焼損した場合であっても、このヒューズをバイパスすることによってディーゼル発電機室のある現場からファンを起動できるようにしたものであった。そこで、検査チームがこの追加回路について過電流防止のヒューズがない理由を事業者質問した結果、事業者は本来ならば過電流防止が必要であること、それが無い場合に火災が発生して短絡を引き起こす可能性があること、及びそれによって当該回路のケーブル及び変圧器に過電流が流れて最初の火災とは異なる場所での二次火災を引き起こす可能性があり、安全停止の達成及び維持が妨げられる可能性があることを認めた。これは、既存の設計及び認可図書には含まれていなかった新しい問題であった。すなわち、同原子力発電所の安全停止解析において、火災は単一の火災エリアで発生する場合だけが考慮され、二次火災は未解析事象であった。二次火災が発生した場合には、消火活動も複雑化し、火災の規模が拡大する可能性があった。

検査チームは、以上の摘出された不適合の重要度を IMC 0609<sup>38</sup> に沿って評価した。

- Attachment 0609.04, Table 2 火災防護対策に係る基本概念（起因事象、緩和系、隔壁健全性）に影響する事象のスクリーニング
- Attachment 0609.04, Table 3 Attachment F "Fire Protection SDP"による評価
- Step 1.4 "Fire Prevention" に該当
- Question 1.4.6-A "NO"に該当。Very-low safety significance (Green)

二次火災は、消火活動を複雑化し、火災の規模と深刻度を大きくする可能性があるが、安全停止に影響する確率は非常に低いと判断されている。検査チームは、影響する火災エリア

(1CC-3e、1CC-3c、DG-1d 及び 1DG-1c) に対するワークダウンを実施し、そのような判断をしている。

検査チームが点検した図書において以上の二次火災の可能性に関連したものには、以下が含まれている。

- ・ Condition Report (検査期間中に発行されたもの)
- ・ CR 2018-08718                      Vulnerability to Cause Secondary Fire due to Unfused M43 Circuit Caused by Fire Induced Short (2018 年 10 月 4 日)
- ・ CR 2018-09112                      Potential Shortfall in IOI-0011 “Shutdown from Outside Control Room” (2018 年 10 月 17 日)
- ・ Condition Report (検査期間中にレビューしたもの)
- ・ CR 2010-76215                      Control Room Fire Induced MSO Potential Vulnerability (2010 年 4 月 30 日)
- ・ CR G202-2010                      Control Room Fire Induced MSO Potential Vulnerability (2010 年 4 月 30 日)
- ・ -76215
- ・ IOI-0011                              Shutdown from Outside Control Room, Revision 37

### (3) Pilgrim プラント

同プラントにおいては、2018 年 10 月 15 日から 11 月 1 日にかけて上級原子炉検査官である検査責任者を含む 4 人のチームが火災防護検査を実施した。検査責任者以外の 3 人は地方局 (R-I) 所属の上級原子炉検査官であった。検査チームは、同原子力発電所の 5 箇所の火災エリアをサンプルとして選定した。

- ・ 火災ゾーン 3.1 (中央制御室)
- ・ 火災ゾーン 2.2 (A 開閉器室)、火災ゾーン 2.3 (A バッテリー室)
- ・ 火災ゾーン 4.1 (B 非常用ディーゼル発電機室 (EDG))
- ・ 火災ゾーン 1.5 (原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ポンプ室)
- ・ 火災ゾーン 1.13 (使用済燃料プール ポンプエリア)

また、これらの検査対象のうち事業者が実施した回路解析の結果について以下の 7 箇所の確認を実施した。

- ① EDG (B) ガバナー回路 (X107B)
- ② RHR (B) 入口弁 (MO-1001-7B)
- ③ RCIC 復水貯蔵タンク入口弁 (MO-1301-22)
- ④ 炉心スプレー系 (B) ポンプ入口弁 (MO-1400-3B)
- ⑤ 高圧注入系 (以下「HPCI」という。) 外側隔離弁 (MO-2301-5)
- ⑥ 炉心スプレー系 (B) ポンプ (P215B)
- ⑦ ドライウェル雰囲気温度監視系 (B) (TI-9019)

検査チームは多くの関連図書及び図面の点検に加えて現場のウォークダウンも実施した結果、本検査では不適合が摘出されなかった。

#### (4) Limerick プラント

2019年1月28日から2月15日にかけて、上級原子炉検査官である検査責任者を含む4人のチームが同原子力発電所の火災防護検査を実施した。

検査チームは、同原子力発電所1号機及び2号機について以下の4箇所の火災エリアをサンプルとして選定した。

- ・ 火災エリア 2 (13.2kV 開閉器エリア)
- ・ 火災エリア 43 (1号機 安全系隔離弁エリア)
- ・ 火災エリア 23 (2号機 ケーブル処理室)
- ・ 火災エリア 70W (2号機 SLC 機器エリア)

また、これらの検査対象のうち事業者が実施した回路解析結果について以下の4箇所の確認を実施した。

- ① 非常用サービス水ポンプ (A) (0AP548)
- ② RCIC ポンプ出口配管流量指示計 (遠隔停止操作盤) (FI-49-1R001-1)
- ③ EDG (D11) 用非常用サービス水一次戻り弁 (HV-11-132A)
- ④ RCIC 蒸気供給配管入口弁 (HV-50-2F045)

検査の結果には、1件の軽微 (Green) な不適合の摘出があった。事業者はディーゼル駆動消火ポンプ (DDFP) に対する検査を実施し、エンジンの冷却水ストレータのスクリーンに想定していない過剰な汚れが発見されたにもかかわらず UFSAR にある性能評価結果が不明であったことから、検査チームは、事業者の手順書に対する不適合であると指摘した。

なお、この不適合は電気関係に該当しない。

#### (5) Hope Creek プラント

同原子力発電所について、2019年3月11日から3月29日にかけて上級原子炉検査官である検査責任者を含む4人のチームが火災防護検査を実施した。検査チームは、以下の4箇所の火災エリアをサンプルとして選んでいる。

- ・ CD35 (制御機器室 中2階)
- ・ AB1 (電気品アクセス・エリア系統 I)
- ・ RB1 (原子炉建屋系統 I)
  - a. 4112 室 (HPCI 系電気品室)
  - b. 4309 室 (SACS 熱交換器、ポンプ室)
- ・ CD71 (クラス 1E インバーター室)

また、これらの検査対象のうち事業者が実施した回路解析結果について以下の 6 箇所の確認を実施した。

- ① 安全逃し弁 (PSV-F013F/H/M)
- ② 非常用ディーゼル発電機 (C) 出力側ブレーカー (KJ-CG400)
- ③ 安全補助冷却系ポンプ (B) (EG-BP210)
- ④ RCIC ポンプ流量制御器 (BD-FIC-4158)
- ⑤ RCIC タービン蒸気閉塞弁 (FC-HV-F045)
- ⑥ サプレッション・プール指示計/変換器 (SB-TE-3647-J-2)

検査では、FPP (UFSAR の 9.5.1 項) で規定されている手順を遵守していないことを理由として 2 件の軽微 (Green) な不適合が摘出されている。

1 件目は、モーター駆動消火水ポンプとディーゼル駆動消火水ポンプの自動起動機能が FPP に規定されているように保護されていないことである。

2 件目は、中央制御室からの脱出を要する火災に際してプラント停止の手順が適切でないことである。具体的には、この手順は火災後の遠隔停止操作盤による停止操作とこれに附属する重要な操作を時系列で記載するマスターリストが正確ではないために、火災による誤動作によって HPCI ポンプが起動し水位高による自動停止が働かない場合に、原子炉压力容器の過剰注水を防止するために必要な HPCI を迅速に停止できない可能性があることが判明したものである。

なお、これらの不適合は電気関係に該当しない。

#### 4. 我が国の火災防護検査ガイドに対する情報整理

我が国の火災防護に係る基本検査運用ガイド（2020年4月1日施行）は四半期検査と年次検査からなる BE0020<sup>5</sup> 及び3年ごとの検査として実施される BE0021<sup>6</sup> から構成され、この形式は、それぞれ、NRC の IP71111.05AQ<sup>3</sup> と IP71111.05T<sup>4</sup> に対応している。

ここでは、主に IP71111.05T<sup>4</sup> と BE0021<sup>6</sup> の記載項目を比較する。

##### 4.1 全体構成の比較

IP71111.05T<sup>4</sup> の記載項目は、本報告書 2.2 で述べたとおりである。BE0021<sup>6</sup> 及び IP71111.05T<sup>4</sup> の項目の構成は、表 4.1 のように対応している。表中、BE0021<sup>6</sup> における「1. 監視領域」は、対応する IP71111.05T<sup>4</sup> の前書き部分に含まれている。

以降の節では、BE0021<sup>6</sup> の目次構成に従い、以下の項目を解説する。項目ごとの比較表を付録 A としてとりまとめた。なお、付録 A の目次構成は2章の IP71111.05T<sup>4</sup> の調査に従って整理しているため、項目の記載順序が下記とは異なっている。

- ・ 監視領域
- ・ 検査目的
- ・ 検査要件
- ・ 検査手順
- ・ 検査手引
- ・ 参考資料

表 4.1 IP71111.05T と BE0021 の記載項目の対応表

Table 4.1 Overview of Contents between IP71111.05T and BE0021

BE0021		IP71111.05T	
1.	監視領域		(前書き)
2.	検査目的	01	Inspection Objectives (検査目的)
3.	検査要件	02	Inspection Requirements (検査要件)
3.1	検査対象		
3.2	検査の体制、頻度及びサンプル数	04	Resource Estimate (推定業務量)
3.3	チーム構成について	03 03.01	Inspection Guidance (検査ガイダンス) Inspection Preparation
4.	検査手順	01.01	
4.1	検査前準備	02.01	Inspection Preparation
4.2	検査の実施	02.02	Fire Protection Inspection Requirements
4.3	問題点の特定及び解決に関する確認	02.04 03.04	Identification and Resolution of Problems
5.	検査手引	03 02.02	Inspection Guidance (検査ガイダンス)
		05	Procedure Completion (検査の完了条件)
6.	参考資料	06	References (関連文書)
6.1	法令、基準等		
6.2	技術資料等		

## 4.2 記載内容の比較

### 4.2.1 監視領域

米国における ROP の全体的な枠組みを図 4.1 に示す。原子炉の安全に係る検査実施手順書 IP71111 の検査目的には、3 要素 (“Initiating Events (I)”、“Mitigating Systems (M)” 及び “Barrier Integrity (B)”) が定義され、Attachment 05 (IP71111.05) は I と M に関係することが明記されている。また、IP71111.05T<sup>4</sup> と BE0021<sup>6</sup> の記載項目の対応表の詳細を表 A.1 (付録 A 参照) に示す。BE0021<sup>6</sup> の「1. 監視領域」には、大項目：「原子力施設安全」、小項目：「発生防止」、「拡大防止・影響緩和」及び検査分野：「防災・非常時対応」と記載されている。一方、IP71111.05T<sup>4</sup> においてこれらに対応する項目は、図 4.1 の“Strategic Performance Area” が「1. 監視領域」、「Reactor Safety」が大項目：「原子力施設安全」、及び“Cornerstones”のうち I と M が小項目：「発生防止」、「拡大防止・影響緩和」に対応する。

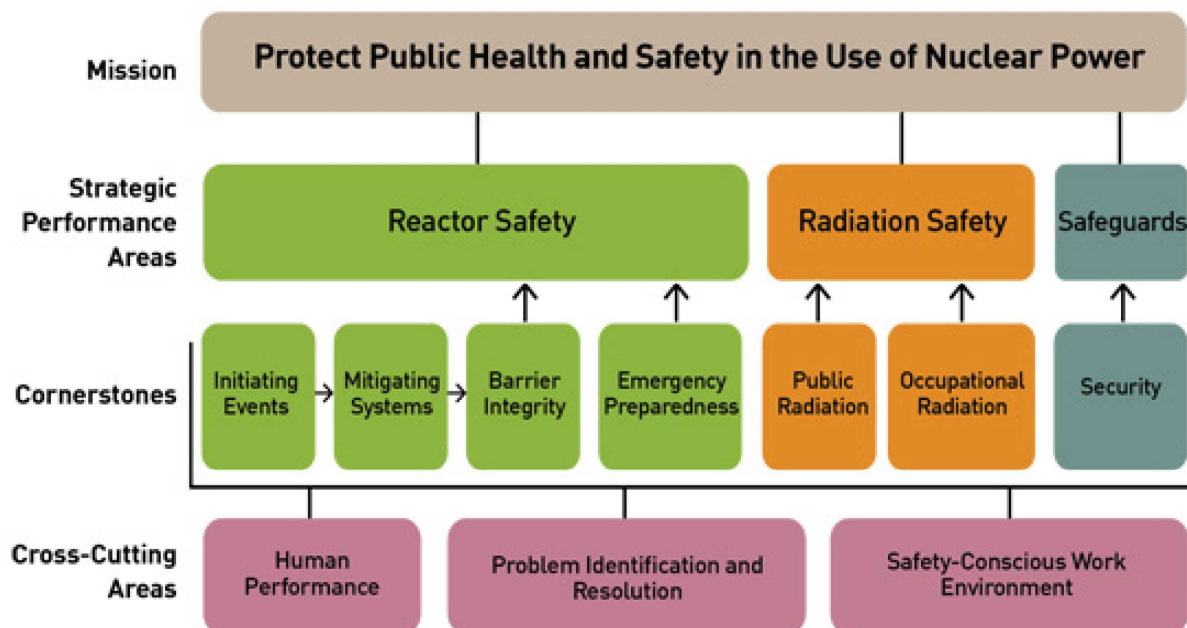
BE0021<sup>6</sup> の検査分野：「防災・非常時対応」は、原子力施設で火災が発生した場合における火災防護の活動状況、非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況、火災による損傷の防止基準の遵守状況に係る体制、訓練、教育及び機材、設備の保全並びに運転員能力に関連するものである。これは我が国独自の分類法に基づくものである。これは、米国の火災防護検査では火災に対する緊急対応レベル(EAL)における“Unusual Event、Alert”<sup>(注11)</sup>及びEOPがBE0021<sup>6</sup>の「防災・非常時対応」相当するものと考えられる。

---

<sup>(注11)</sup> 米国の場合には、火災における緊急対応レベル (EAL) として火災発生後 15 分以内で消火できない場合に UE (Unusual Event) が適用され、発生場所が防護区域内で消火活動に所外の消防署などからの支援を要請した場合及び火災によって安全系の一系 (系統) を喪失した場合に Alert が適用される。



# Reactor Oversight Framework



出典) U.S. Nuclear Regulatory Commission, §50.72 Immediate notification requirements for operating nuclear power reactors., 10CFR50.72, last accessed Jan. 13, 2022.  
<https://www.nrc.gov/reactors/operating/oversight/rop-description.html><sup>28</sup>

図 4.1 ROP の全体的な枠組み  
 Figure 4.1 Reactor Oversight Framework

## 4.2.2 検査目的

IP71111.05T<sup>4</sup>においては、01（検査目的）として表 A.1（付録 A 参照）に示す a.～g.の 7 項目が具体的に掲げられている。BE0021<sup>6</sup>においては、a. ～g.項のうち、e.項（回路解析）のみ記載がない。

## 4.2.3 検査要件

検査対象について、IP71111.05T<sup>4</sup> は原子炉施設のみに適用されるのに対し BE0021<sup>6</sup> は「3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数」の表 4.2 に掲げられるように、検査対象として実用炉、研究開発、再処理施設及び加工施設に対して適用される。

なお、米国において非動力炉及び試験研究炉は ROP の対象ではない。非動力炉及び試験研究炉に係る附属書について非動力炉 4 件、試験研究炉 9 件（IP69001～IP69013）が定められているが、火災防護に特化したものはない。

BE0021<sup>6</sup>における検査チームの構成は、火災防護、原子炉の運転及び電気設備の各検査分野に詳しい検査官で検査チームを構成するとしており、これは、B.5.b 対策（セキュリティ保障（又はテロ対策））の検査員を除き、IP71111.05T<sup>4</sup>の 03.01 とほぼ等しい内容である。

表 4.2 我が国 BE0021 における検査要件まとめ表

Table 4.2 Summary of Inspection Items in BE0021

01 実用炉

検査項目	検査頻度	サンプル数	検査体制
火災防護 (3年)	3年	3~5	チーム

02 研究開発炉

検査項目	検査頻度	サンプル数	検査体制
火災防護 (3年)	3年	3~5	チーム

03 再処理施設

検査項目	検査頻度	サンプル数	検査体制
火災防護 (3年)	3年	3~5	チーム

04 加工（MOX 加工）施設

検査項目	検査頻度	サンプル数	検査体制
火災防護 (3年)	3年	2~4	チーム

(出典) 基本検査運用ガイド 火災防護（3年）(BE0021\_r1)<sup>6</sup>, p11 の表 3 を元に編集

#### 4.2.4 検査手順

BE0021<sup>6</sup>の「4.1 検査前準備」の記載は、IP71111.05T<sup>4</sup>の 02.01 項を原文とした逐語訳となっている。また、「4.2 検査の実施」も同様に、IP71111.05T<sup>4</sup>の 02.02 項の各論に移る前の前書きにある記載に対応している。また、「4.3 問題点の特定及び解決に関する確認」は、IP71111.05T<sup>4</sup>の 02.04 及び 03.04 にある内容をそれぞれ (1) 及び (2) として一緒にまとめたものと対応している。これらについては表 A.1（付録 A 参照）に解説を記した。

#### 4.2.5 検査手引

BE0021<sup>6</sup>の「5. 検査手引」は本ガイドの中核であり、記載内容は IP71111.05T<sup>4</sup>の 03（検査

ガイダンス) に対応している。ただし、一部の内容は、02.02 項 (火災防護検査要件) に対応している。BE0021<sup>6</sup> と IP71111.05T<sup>4</sup> の項目を比較すると、ほぼ完全に逐語訳となっている (表 4.3 参照)。

なお、補足として、表 A.1 (付録 A 参照) の 5. の記載 (7) 非常用照明を例示すると、BE0021<sup>6</sup> の記載は、IP71111.05T<sup>4</sup> の記載に対応している。ただし、IP71111.05T<sup>4</sup> の記載は、RG1.189<sup>17</sup> の 4.1.6 項 (非常用照明) と 4.1.7 項 (通信) が根拠になっている。また、米国における非常用照明の要件は、審査段階で確認されている項目であり、米国の標準審査指針 (SRP) の 9.5.1.1<sup>39</sup>、9.5.2<sup>40</sup> 及び 9.5.3<sup>41</sup> において網羅されている。このように、IP71111.05T<sup>4</sup> の検査項目には根拠となる文書が参考文献として記載されているために、当該項目に対応する要件を特定することが容易である。

表 4.3 IP71111.05T と BE0021 の検査手引きの対応表

Table 4.3 Comparison of Inspection Guidance between IP71111.05T and BE0021

IP71111.05T 71111.05-02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements	BE0021 5.検査手引
a. Protection of Safe Shutdown Capability	(1) 安全停止能力の防護
b. Passive Fire Protection	(2) 受動的な火災防護
c. Active Fire Protection	(3) 能動的な火災防護
d. Protection from Damage from Fire Suppression Activities	(4) 消火活動による損傷に対する防護
e. Alternative Shutdown Capability 1. Methodology 2. Operational Implementation	(5) 代替停止能力 a 方法 b 実施面の対応
g. Communications	(6) 通信連絡
h. Emergency Lighting	(7) 非常用照明
i. Cold Shutdown Repairs	(8) 低温停止設備の修理
j. Compensatory Measures (詳細を別途次表に比較)	(9) 補償対策
k. Review and Documentation of FPP Changes	(10) FPP 等の変更に関する評価と記録
l. Control of Transient Combustibles and Ignition Sources	(11) 一時的な可燃物及び発火源の管理

#### 4.2.6 参考情報

IP71111.05T<sup>4</sup>においては、参考情報の一つとして IMC0609 Appendix F<sup>42</sup>が掲げられている。以下、火災防護検査における IMC0609 Appendix F<sup>42</sup>の役割について解説する。

NRC の検査官による 3 年ごとの火災防護における検査業務自体は IP71111.05T<sup>4</sup>に従って実施した検査をもって完了するが、検査の結果、不適合が摘出された場合には、検査チームは重要度評価プロセス (SDP) (図 4.2) を実施することになる。SDP において、比較的軽微なものは、Phase 1 として一連の定性的な評価ステップを実行し、「緑」と評定されて終了する。他方、より重大なものは、Phase 1 に引き続き Phase 2 の評価ステップにおいて確率論的リスク評価 (以下「PRA」という。) を用いて  $\Delta CDF$  を算出し、その値に応じ、 $10^{-6}$  未満の場合にあつては「緑」、 $10^{-6}$  以上  $10^{-5}$  未満の場合にあつては「白」、 $10^{-5}$  以上  $10^{-4}$  未満の場合にあつては「黄」、 $10^{-4}$  以上の場合にあつては「赤」と評定される。

SDP に対する手引き及び参考資料は、IMC0609 Appendix F<sup>42</sup> として用意されている。IMC0609 Appendix F<sup>42</sup> には、Phase 1 と Phase 2 における評価に係る詳細情報が附属書 1 (Attachment1) から附属書 8 (Attachment 8) まで添付されている。Phase 1 と Phase 2 の流れを図 4.2 に示す。

Attachment 1	-	Fire Protection Significance Determination Process Worksheet
Attachment 2	-	Degradation Rating Guidance
Attachment 3	-	Guidance for Identifying Credible Fire Scenarios
Attachment 4	-	Guidance for Determining Fire Ignition Frequency
Attachment 5	-	Characterizing Fire Ignition Sources
Attachment 6	-	Guidance for the Identification of Targets and their Ignition and Damage Criteria
Attachment 7	-	Guidance for Fire Non-Suppression Probability Analysis
Attachment 8	-	Tables and Plots Supporting the Phase 2 Risk Quantification

このように米国における検査は ROP 制度を構成するプロセスの一つであり、検査結果は SDP に基づき結果が評定され、違反の重大性 (Severity Level (以下「SL」という。)) が判定される。違反の重大性は、SDP による不適合の重大性「緑」、「白」、「黄」、「赤」に対応して、「SLIV」、「SLIII」、「SLII」、「SLI」に分類される。特に、「SLII」と「SLI」には、罰金 (Civil Penalty) が課される場合がある。また、個々の検査結果は、適時更新されて他のプラントとの比較として公表されるだけでなく、不適合の重大性には違反通知書 (Notice of Violation) が発行され、重大性に応じて更に厳しい処分へと発展することもある。

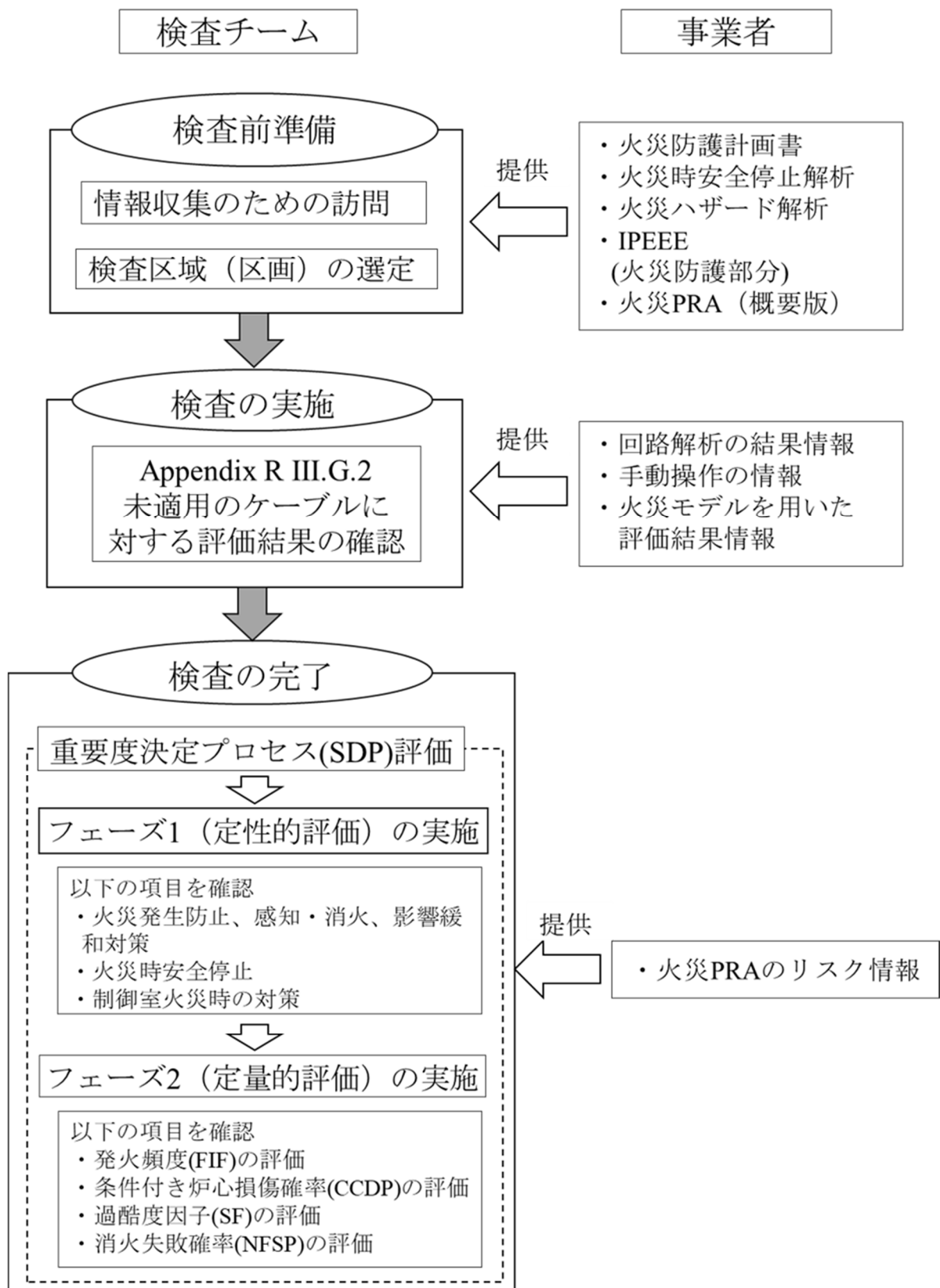


図 4.2 NRC における火災防護検査手順の概要

Figure 4.2 Summary of procedure in fire protection inspection

## 5. おわりに

我が国の火災防護に係る基本検査運用ガイド（BE0021）を作成するに当たって参考にした NRC 検査手順書の附属書（IP71111.05T）の記載内容を調査した。主な対象は、原子炉の安全停止の達成及び維持を妨げる可能性がある電気機器等（電気関係）である。本技術ノートでは、IP71111.05T<sup>4</sup>に基づく火災防護検査の調査結果や電気関係の記載に関する分析結果をとりまとめるとともに、BE0021<sup>6</sup>に対する情報整理として、IP71111.05T<sup>4</sup>の記載を技術的視点で解説した。くわえて、NRC 検査報告書に基づく検査チームの構成及び検査例について記載した。さらに、IP71111.05T<sup>4</sup>及び IP71111.05XT<sup>15</sup>が廃止された後に発行された附属書 IP71111.21N.05<sup>8</sup>の概要及び火災防護検査官に認定されるための NRC の研修及び資格認定制度も付録として記載した。

以上の調査の中で明らかになった要点を以下に挙げる。

- IP71111.05T は、NRC 検査手順書 IP71111.05 の附属書であり、3 年ごとの検査チームで実施する火災防護検査の計画及び実施の手順が記載された文書である。同附属書の添付書 1 の図書リストに含まれる項目数が、2013 年の改定で 29 項目から 92 項目に大幅に増加され、火災防護検査の計画段階の現地訪問の際の情報収集に活用されている。
- IP71111.05T の 02.02 f 項 “Circuit Analyses（回路解析）” は、電気関係に関する内容が明確に記載されている項目である。02.02 f 項については、決定論に基づく規制によって認可されたプラントの場合にあっては Appendix R の III.G.2 項（火災防護審査基準の 2.3.1（2）に記載する系統分離 3 方策に相当する。）による防護方策が施されていることを確認することと整理できる。02.02 f 項におけるこれらの検査項目の実施については、検査官が回路解析に対する専門的な知識及び高い熟練度を有する必要はないが、事業者が実施した回路解析の結果を確認するだけの知識を有する必要がある。また、ブレーカー及びヒューズの配置及び設定がプラント設計図書の記載と相違ないことを検査官が確認することの記載があり、事業者が実施した回路解析結果の確認に関連する項目であることから、この記載に関する検査の必要性は優先度の高いものと整理できる。
- IP71111.05T の 03.01 “Inspection Preparation（検査準備）” は、火災防護検査を実施するための検査チームに原子炉運転、電気検査、火災防護及び B.5.b 対策（セキュリティ保障（又はテロ対策））に係る専門的知見を有した検査官を含むことが記載されている。本 NRA 技術ノートで例示した検査報告書におけるチーム編成を調査した結果、職員ごとに有する専門分野に関する記載は確認できなかったが、1 チームは 3 名から 4 名で構成されることがわかった。また、検査チーム責任者がリスク上重要な火災エリアを 3 箇所から 5 箇所を選定することが記載されている。この点は、今回例示した検査報告書でも 4 箇所から 5 箇所の火災エリアが選定されていることが確認された。
- 我が国の基本検査運用ガイド BE0021 について、IP71111.05T の記載項目との対応表（付

録 A 参照) を作成し、火災防護検査を効率化するためのいくつかの知見を以下のとおり整理した。

- 検査前準備については、BE0021、IP71111.05T とともに記載があり、選定する火災区域等（火災エリア）の数も 3 箇所から 5 箇所と同様である。ただし、IP71111.05T における選定プロセスにおいては、検査チームが検査実施前に情報収集のための現地訪問を実施し、プラント固有の情報収集及び選定した火災エリアに対するウォークダウンから得られた情報から、検査チーム責任者が最終的な検査計画を作成すること及び添付書 1 に基づいて同訪問中に検査チームに提供される文書を請求するとしている。このように、火災防護検査を実施する前段階において火災に関連する十分なプラント情報を取得することは、BE0021 に基づく火災防護検査を効率よく実施するために有益な知見である。
- 回路解析については、火災防護審査基準、BE0021 とともにその記載はないものの、Appendix R の III.G.2 項が電気ケーブルの過電流等による断線、短絡、地絡及びホットショートの電氣的故障を考慮した防護方策であるとしていることを踏まえて、IP71111.05T の 02.02 f.項において、ブレーカー及びヒューズの配置及び設定がプラント設計図書の記載と相違ないことを検査官が確認するとの記載がある。この記載に基づく検査活動は、事業者から提出された回路解析の結果や火災 PRA 等を利用した確率論に基づいた解析結果に拠らずに、電気関係に係る検査が行えることから、BE0021 に基づく火災防護検査を効率よく実施するために有益な知見である。



付録

付録A. IP71111.05T と BE0021 の記載項目の対応表

表 A.1 に米国の検査手順書の附属書 IP71111.05T<sup>4</sup> と我が国の基本検査運用ガイド BE0021<sup>6</sup> の項目の対比表を示す。表中の解説項目／内容は、IP71111.05T<sup>4</sup> と BE0021<sup>6</sup> との差異及び記載内容を解説したものである。なお、解説に記載した内容は、比較結果等から著者らが判断したものである。

表 A.1 IP71111.05T と BE0021 の記載項目の対応表

Table A.1 List of Contents between IP71111.05T and BE0021

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
	1.監視領域	IP71111.05Tは火災防護に特化した文書であり、監視領域に相当する記載はない。
(記載内容) Inspectable Area : Fire Protection (Triennial) Cornerstones : Initiating Events Mitigating Systems	(記載内容) 大項目 : 「原子力施設安全」 小項目 : 「発生防止」及び「拡大防止・影響緩和」 検査分野 : 「防災・非常時対応」	BE0021 の分類は、米国の ROP の全体的な枠組みに基づいている。一方、IP71111.05T においては、火災防護に特化した分類がなされている。
01 Inspection Objectives	2. 検査目的	
(記載内容 (部分)) a adequate controls for combustibles and ignition sources inside the plant; b adequate fire detection and suppression capability; c passive fire protection features in good material condition; d adequate compensatory measures for out-of-service, degraded or inoperable fire protection equipment, systems,	(記載内容 (要約)) ・保安のための措置に係る規則条項において規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置に係る火災が発生した場合における火災防護の活動状況を確認する。 ・技術基準に係る規則条項	IP71111.05T の a～g 項のうち、e 項 (回路解析) を除き、「4. 検査手順」に記載されている。

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
<p>or features; e adequate protection to ensure the post-fire capability to safely shut down the plant, including implementation of NRC/industry fire-induced circuit failure analysis guidance; f feasible and reliable manual actions when appropriate to achieve SSD; and g adequate review and documentation of FPP changes.</p>	<p>で規定される火災による損傷の防止基準の遵守状況を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>事業者の活動は、当該活動に関連する他のガイドの適用も踏まえて必要な範囲を確認する。</li> </ul>	
02 Inspection Requirements	3. 検査要件	
02-01 Inspection preparation.	3.1 検査対象	
<p>(記載内容 (部分)) Fire Areas. Every 3 years, an inspection team will select three to five risk-significant fire areas or zones (depending on the team's makeup, scope, and resources) and conduct risk-informed inspections of selected aspects of the licensee's FPP. The team may adjust the number of fire areas inspected during the inspection based on the complexity of issues.</p>	<p>(記載内容 (要約))</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>施設全体の火災予防及び消防用設備の管理状況を検査対象とするが、本検査においては、(火災防護検査作業のための) 検査対象をサイトにある原子炉の数とは関係なく、3 箇所から 5 箇所の安全上重要な火災区域又は火災区画を選定(最低 3 箇所の火災区域等に関する検査は行う) し、実施する。</li> </ul>	
04 Resource Estimate	3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数	
<p>The resource to perform this inspection procedure is estimated to be 240 hours every 3 years regardless of the number of</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>検査は、表 3*の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に実施する。</li> </ul>	<p>(解説 1) を参照。 (解説 2) を参照。 (解説 3) を参照。</p>

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
reactor units at the site.	*本報告書においては表 4.2 に当たる。	
<p>(解説 1) BE0021 では研究開発炉と実用炉を区別している。研究開発炉であっても商用炉に相当するサイズ及び機能を備えている場合は、実用炉と同様のサンプル数及び検査時間が適用される。</p> <p>(解説 2) AP1000 などの新型軽水炉は、従来の軽水炉とは、潜在的な火災源、安全停止系の構成、火災エリアの設定等が全く異なることから、サンプル選定においてはリスクの観点から従来の炉型と一律同じである必要性はない。</p> <p>(解説 3) IP71111.21N.05<sup>8</sup>では、検査時間が 210±21 時間と記載している。</p>		
03 Inspection Guidance 03.01 Inspection Preparation	3.3 チーム構成について	
<p><u>Inspection Team.</u> The team assigned to conduct the multidisciplinary triennial fire protection inspection should include inspectors who are knowledgeable in the areas of reactor operations, electrical inspections, and fire protection.</p> <p>1. Reactor Operations. The inspector knowledgeable in this area will assess the capability of reactor and balance-of-plant systems, equipment, operating personnel, and procedures to achieve and maintain post-fire</p>	<p>本検査は、火災防護、原子炉の運転及び電気設備の各検査分野に詳しい検査官によって検査チームを構成する。検査チームの構成に当たっては以下を考慮する。</p> <p>(1) 原子炉の運転に係る検査官は、火災が発生した時に火災後の安全停止を達成・維持し、環境への放射性物質の放出を抑制するために必要な原子炉と補助的な役割を果たす周辺</p>	

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
<p>SSD and minimize the release of radioactivity to the environment in the event of fire. Therefore, the inspection team leader will ensure that the inspector is knowledgeable regarding integrated plant operations, maintenance, testing, surveillance and quality assurance, reactor normal and off-normal operating procedures, and boiling-water reactor and/or pressurized-water reactor nuclear and balance-of-plant systems design.</p>	<p>機器、設備及び運転員の能力並びに手順書に関する評価を行うことから、発電所全体の設計、通常時及び異常時の運転手順書に詳しい検査官が望ましい。</p>	
<p>2. Electrical Inspections. The inspector knowledgeable in this area will identify electrical separation requirements for redundant train power, control, and instrumentation cables. The inspector will review alternative shutdown panel electrical isolation design to establish the panel's electrical independence from postulated fire areas. Therefore, the inspection team leader will ensure that the inspector is knowledgeable regarding reactor plant electrical and instrumentation and control design and is familiar with industry ampacity derating</p>	<p>(2) 電気設備の検査に係る検査官は、多重化された系統の電源ケーブル、制御用ケーブル及び計装ケーブルに関する物理的及び電气的分離要件を確認する。代替停止操作盤の電气的な隔離設計について評価し、操作盤が想定した火災区域等から電气的に独立していることを確認するために、原子炉の電気計装制御設計及び保守に精通した検査官が望ましい。</p>	

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
standards.		
<p>3. Fire Protection.</p> <p>The inspector knowledgeable in this area will work with other team members in determining the effectiveness of the fire barriers and systems that establish the reactor plant's post-fire SSD configuration and maintain it free of fire damage. The inspector will determine whether suitable fire protection features (suppression, separation distance, fire barriers, etc.) are provided for the separation of equipment and cables required to ensure plant safety. Therefore, the inspection team leader will ensure that the inspector is knowledgeable regarding reactor plant fire protection systems, features and procedures.</p>	<p>(3)火災防護に係る検査官は、他のチーム員と協力して、火災後の原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器が設置されている等の火災防護対策の有効性を確認し、発電所の安全を確保するための必要な設備及びケーブル分離等の適切な火災防護機能(消火、分離距離、防火壁等)が整備されていることを確認するために、原子炉の火災防護に関わるシステム、設備及び手順書に詳しい検査官が望ましい。</p>	

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
01 Inspection Objectives	4. 検査手順	
<p>01.01 The inspection team will evaluate the design, operational status, and material condition of the licensee’s FPP, including assumptions made in plant and area specific fire protection analyses, by verifying that the licensee’s program includes:</p> <p>Inspection Procedure (IP) 71111.05AQ, “Fire Protection (Annual/Quarterly),” is designed to complement the triennial inspection in the areas of fire brigade capability and water supply and delivery system maintenance and adequacy. The inspection team should consider the need for additional inspections in these areas based on previous assessments and potential issues.</p>	<p>発電用原子炉施設については、火災の影響によって原子炉施設の安全性を損なうことのないように、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る各防護対策が設計上考慮されている。また、その防護対策は破損又は誤動作によって安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を損なわない設計であり、その機能が損なわなければならないよう維持しなければならない。本検査においては、以下の点を取り込まれていることを確認する。</p> <p>本検査を補完するために、「BE0020 火災防護基本検査運用ガイド」にて消防用設備等の保守管理及び消防隊の力量維持管理等を確認しており、検査チームは以前の確認結果及び潜在的な問題についてこれらの分野に関する追加検査の必要性を検討する。</p>	

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
01 Inspection Objectives	4. 検査手順	
<p>a. adequate controls for combustibles and ignition sources inside the plant;</p> <p>b. adequate fire detection and suppression capability;</p> <p>c. passive fire protection features in good material condition;</p> <p>d. adequate compensatory measures for out-of-service, degraded or inoperable fire protection equipment, systems, or features;</p> <p>e. adequate protection to ensure the post-fire capability to safely shut down the plant, including implementation of NRC/industry fire-induced circuit failure analysis guidance;</p> <p>f. feasible and reliable manual actions when appropriate to achieve SSD; and</p> <p>g. adequate review and documentation of FPP changes.</p>	<p>(1) プラント内の可燃物及び発火源に関する適切な管理対策</p> <p>(2) 火災感知及び抑圧能力（消火設備等）に係る適切な能力</p> <p>(3) 耐火壁等の受動的な火災防護設備に係る適切な維持管理</p> <p>(4) 劣化又は使用不能等による使用休止中の火災防護設備等に対する適切な代替対策</p> <p>(5) 発災時、プラントの安全停止能力を確保するために必要な防護能力</p> <p>(6) 火災防護対策の変更に関する適切な評価及び文書作成</p>	<p>左記 IP71111.05T の e.項の” including”以下の記載及び f.項の記載は、回路解析及び運転員手動操作によるプラントの安全停止に関する記載であり、BE0021 ではこれらに対応した記載はない。</p>
02 Inspection Requirements	4.1 検査前準備	
02.01 Inspection Preparation		
<p>a. Fire Area</p> <p>Every 3 years, an inspection</p>	<p>(1) 検査を行う火災区域の選定</p>	<p>IP71111.0T の文中*丸数字は</p>

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
<p>01 Inspection Objectives</p> <p>team will select three to five ① *risk-significant fire areas or zones (depending on the team’s makeup, ② scope, and ③ resources) and ④ conduct risk-informed inspections of selected aspects of the licensee’s FPP. ⑤ The team may adjust the number of fire areas inspected during the inspection based on the complexity of issues.</p>	<p>4. 検査手順</p> <p>として、検査チームは3年ごとに、チームの構成、担当範囲及び資源に応じて、3箇所から5箇所のリスク上重要な火災区域又は火災区画を選択し、事業者の火災防護計画について選択箇所に関するリスク情報を活用した検査を行う。また、チームは検査に際して問題の複雑さを考えて検査する火災区域の数を調整することができる。</p>	<p>本報告書で便宜的に付したものの。</p> <p>IP71111.05Tの①から⑤は下記のとおりであります。 (解説4)を参照。</p>
<p>(解説4)</p> <p>①risk-significant fire area (zone) 火災に起因するリスク指標、炉心損傷頻度（CDF）及び早期大規模放出頻度（LERF）に対し、当該の火災エリアの火災寄与分が他の火災エリアと比較して高順位にあることを意味する。</p> <p>②scope チームを構成する各メンバーが担当する範囲だけでなく検査全体としての対象範囲を意味する。（例：前年に防火扉、防火ダンパー等の問題が広域的に摘出された場合には、検査対象の範囲はその是正状況を確認することが含まれる。）</p> <p>③resource 現地検査を実施する検査チームのメンバーの他に、不適合摘出時にSDPを行う専門的な後方支援体制も含めた全体的な予想業務量（又は財政的負担）を意味する。</p> <p>④conduct risk-informed inspections of selected aspects of the licensee’s 事業者が提出するFPPに記載するFHA、安全停止解析等の膨大な情報から、プラントのリスクを左右する情報を摘出及び活用した検査を実施することを意味する。</p> <p>⑤the team may adjust the number of fire areas inspected during the inspection based on the complexity of issues. 5箇所の火災エリアを選定した場合において3箇所目の検査で摘出した不適合に対する重要度評価のために、高度な火災モデル及びPRAによる高度な解析及び実験が必要になることによって残りの検査実施に予算の超過が見込まれる場合においては、検査チームの裁量で3箇所目の完了をもって検査を打切る変更をしてもよいことを意味する。</p>		



IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
01 Inspection Objectives	4. 検査手順	
02 Inspection Requirements 02.01 Inspection Preparation	4.1 検査前準備	
<p>The initial selection of areas to be inspected should be based on inputs from a senior reactor analyst (SRA), a fire protection specialist and an electrical engineer. For each area the selection process will consider but will not be limited to the following:</p> <p>1.A review of the fire hazard analyses</p> <p>2.Potential ignition sources</p> <p>3.The configuration and characteristics of combustible materials</p> <p>4.Routing of circuits important to accomplish and maintain safe shutdown condition</p> <p>5.The licensee’s fire protection and firefighting capability</p> <p>6.The licensee’s use of operator manual actions</p> <p>The inspection should focus on post-fire safe shutdown capability and should inspect alternative or dedicated shutdown capability, as applicable.</p>	<p>(2) 検査対象を選定する場合は原子炉、火災防護及び電気の専門家の意見に基づき、検査すべき火災区域等を選定し、選択プロセスにおいては各火災区域等について以下の観点を参考にして検討する。また、検査においては、火災後の安全停止能力に重点を置き、その停止能力(代替含む)について検査を行う。</p> <p>a. 火災危険解析に関する評価</p> <p>b. 潜在的な発火源</p> <p>c. 可燃物の形状と特性</p> <p>d. 安全停止状態を達成し維持するための重要な回路経路</p> <p>e. 事業者の火災防護及び消火能力</p> <p>f. 事業者の運転員による手動操作</p> <p>上級原子炉解析官、火災防護専門官及び電気技術者の情報に基づき、火災区域(区画)を選定する。選定箇所については、左記の1.~6.を参考にして考慮する。</p>	<p>(解説 5) を参照。</p> <p>(解説 6) を参照。</p>

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
01 Inspection Objectives	4. 検査手順	
02 Inspection Requirements		
02.01 Inspection Preparation	4.1 検査前準備	
<p>(解説 5)</p> <p>c. 可燃物の形状と特性</p> <p>“Configuration”は、形状、分布、配置状態、設置、敷設状態等を広く意味する。例えば、活性炭フィルターの炭素粒子に対する“Configuration”は、粒子の形状ではなく燃焼度を左右するフィルターのサイズ及び密度並びにそれを収納するハウジングとの配置関係である。</p> <p>“Characteristics”は、物質の状態（気体、液体又は固体）、親水性（又は疎水性）、爆発性、引火性、熱硬化性（又は熱可塑性）、空気の再供給による再発火可能性並びに燃焼に伴う煤、黒煙、有毒ガス及び腐食性ガスの発散可能性に関する特性を含むことになる。</p> <p>(解説 6)</p> <p>d. 安全停止状態を達成し維持するための重要な回路経路</p> <p>IP71111.05T における“Circuit”については、“Circuit Breaker（配線用遮断器）”が使われているような規模の配電システムを示している（電子基板のような規模の回路ではない。）。くわえて、“Routing”は、ケーブルの空間的な引き回しだけでなく埋設（又は架設）、電線管による架設（又はケーブルトレイによる架設）、ジャンクション・ボックスの経路の有無並びに始点から終点までの敷設において通過する機器室の特定及び近接する高温配管との関係に関する情報を含む。</p>		
02 Inspection Requirements	4.2 検査の実施	
02.02 Fire Protection Inspection Requirements		
The inspection guidance is designed to verify that the systems required to achieve and maintain post-fire SSD are capable of controlling reactivity, reactor coolant makeup, reactor heat removal, process monitoring, and to support associated system functions, and that the licensee’s engineering	本検査ガイドは、火災後の原子炉の安全停止状態を達成維持するために必要なシステム及び機器が、反応度の制御、原子炉冷却材の補給、原子炉からの熱の除去、工程の監視及び関連するシステムの機能を支援することができることを確認するとともに、規制委員会の審査書及び事業者の文書（設置（変更）許	

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
<p>01 Inspection Objectives</p> <p>and licensing documents (e.g., NRC guidance documents, license amendments, safety evaluation reports (SERs), exemptions, deviations) support the selection of the designated systems and equipment.</p> <p>The verification of fixed fire protection systems, including the installation, design, and testing of the systems, and their adequacy to control and/or suppress fires associated with the hazards of each selected area will be done against the National Fire Protection Association (NFPA) code of record.</p>	<p>4. 検査手順</p> <p>可申請書、工事認可（変更）申請書等）が指定されたシステム及び設備の選択の裏付けになっていることを確認する。</p> <p>火災防護システムの設置、設計、試験とともに、選定した火災区域等の火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る各防護対策の適切性等に関する確認は消防法等関係法令に照らして行う。</p> <p>また、このガイドの施行に必要な範囲において、原子力施設を管轄する公設消防と連携し、防火管理、消防用設備等の火災防護対策を確認する。</p>	
<p>02 Inspection Requirements</p> <p>02.02 Fire Protection Inspection Requirements</p>	<p>4.2 検査の実施</p>	
<p>If a fire brigade drill is observed, the inspection team should consider the lines of inspection inquiry outlined in IP 71111.05AQ.</p> <p>Manual actions not part of an NRC approved exemption or deviation used in lieu of one of the means specified in 10 CFR</p>	<p>消防隊の訓練に立ち会う場合は「BE0020 火災防護検査ガイド」4.2 (2) 年次検査の結果を考慮し、確認を行う。</p>	<p>IP71111.05T の ”Manual actions”以降の記載は、我が国では認められていない暫定対策に関する記載である</p>

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
01 Inspection Objectives	4. 検査手順	
<p>Part 50, Appendix R, Section III.G.2 to ensure one of the redundant trains is free of fire damage are only temporary compensatory measures and therefore will be evaluated using guidance provided in paragraph 02.02.j.2 of this document.</p> <p>If one of the redundant trains in the same fire area is free of fire damage by one of the specified means in section III.G.2, then the use of feasible and reliable operator manual actions, or other means necessary to mitigate fire-induced operation or mal-operation of important to safe shutdown components may be used without prior approval.</p>	<p>多重化された系統の1つが火災による損傷を受けないようにするために「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準<sup>7)</sup>」(以下「火災防護審査基準」という。)等に規定された方法の1つに代えて使われる原子力規制委員会が承認した適用除外又は特例には含まれない手動操作は、暫定的な補償対策にすぎないことから、本検査運用ガイドの「5 検査手引 (9)補償対策」を参考にして確認する。</p>	<p>ことから、BE0021 ではこれに対応した記載はない。</p> <p>(解説 7) を参照。</p>

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
01 Inspection Objectives	4. 検査手順	
<p>(解説 7)</p> <p>米国においては運転員による手動操作について、NRC の事前承認を除き、火災発生後の安全停止の達成及び維持の担保にはならないという原則がある。</p> <p>一方、検査においては火災によって誤作動及び誤不作動が生じた場合を想定する。これに対して Appendix R, III.G.2 項*を満足することによって火災による損傷が免れ、健全性が担保できる多重化された系統の他方 1 系統によって対処可能である場合には、運転員による手動操作及び行為に対して、NRC の検査官はそれらの有効性を認めることもある。つまり、火災防護に係る検査においては、運転員による手動操作を担保とするケースが摘出されたとしても、NRC の検査官はそれが正式な申請手続きを経て事前に NRC の承認を得たものでないとの理由によって無効と決めつけてはならないという解釈になる。</p> <p>* Appendix R, III.G.2 項</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 火災の発生源と 3 時間の耐火障壁で隔てられていること</li> <li>② 20 フィート以上の水平距離で物理的に隔てられていること</li> <li>③ 1 時間の耐火障壁で隔てられ、かつ自動火災検知器や消火設備が設置されていること</li> </ul>		
02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements	4.2 検査の実施	
02 Inspection Requirements 02.04 Identification and Resolution of Problems	4.3 問題点の特定と解決に関する確認	
The inspection team should verify that the licensee is identifying issues related to this inspection area at an appropriate threshold and entering the issues in the corrective action program	(1)本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。	

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
01 Inspection Objectives	4. 検査手順	
03 Inspection Guidance 03.04 Identification and Resolution of Problems.	4.3 問題点の特定と解決に関する確認	
The inspection team should review a sample of corrective action documents detailing problems affecting fire protection or SSD capability.	(2)本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。 (3)検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。	(解説 8) を参照。
<p>(解説 8)</p> <p>(2)は IP71111.05T の 03.04 項に相当する。事業者の CAP の活動をまとめた文書が抽出するサンプルの母集団となるが、抽出するサンプルの候補については、安全停止能力に影響する問題だけでなく火災防護の全般に影響する問題も含まれると解釈される。</p> <p>(例えば、消火水ポンプ、母管、スプリンクラー設備、火災検知・報知装置、防火扉、防火ダンパー、貫通部シール、床ドレンの排水能力等に関する故障及び欠陥の問題、くわえて、不注意な可燃物管理、ファイヤーウォッチの怠慢な行為、自衛消防隊員の技量不足等も候補に含まれる。)</p>		

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
<p>03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.</p>	<p>5. 検査手引</p>	
<p>b. Passive Fire Protection</p> <p>Verify through observation of material conditions that the fire ratings of fire area boundaries, raceway fire barriers, and equipment fire barriers appear to be appropriate for the fire hazards in the area.</p> <p>Verify through review of installation or repair records that material of an appropriate fire rating (equal to the overall rating of the barrier itself) has been used to fill openings and penetrations and that the installation meets engineering design. The NRC established the basis for effective fire barriers in Generic Letter 86-10, "Implementation of Fire Protection Requirements" and NUREG-1552, Supplement 1, "Fire Barrier Penetration Seals in Nuclear Power Plants."</p>	<p>(2)受動的な火災防護</p> <p>火災区域の境界並びに配線間の火災防護及び設備の火災防護に係る耐火性能がその区域の火災ハザード（火災区域（区画）特性表等）から見て適切であることを確認する。</p> <p>設置記録又は修理記録の評価を通じて開口部及び貫通部を閉じるのに適切な耐火性能を有する材料が使用されており、その設置方法が設置（変更）許可申請書等に従っていることを確認する。</p>	<p>「配線間の火災防護」については、ケーブルの保護に使用される電線管及びケーブルトレイに取付けられるブランケット型並びに成型品の耐火障壁（ERFBS）のことである。</p> <p>BE0021 において貫通部シールの設置方法及び耐熱性の試験結果は、設置（変更）許可申請書に記載されている。一方、IP71111.05T においては、設置方法が設計（engineering design）に適合していることと述べられている。例えば、当該品のメーカーが製品と一緒に使用者に提供する説明書、図面、実作業に使われる資料との照合のことを意味する。</p>

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
<p>03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.</p>	<p>5. 検査手引</p>	
<p>Verify through review of installation or repair records that material of an appropriate fire rating has been used as fire protection wraps, that the installation meets engineering design and standard industry practices, and that it was either properly evaluated or qualified by appropriate fire endurance tests. Sample completed surveillance and maintenance procedures for selected fire doors, fire dampers, and fire barrier penetration seals to ensure that they are being properly inspected and maintained.</p> <p>Verify that an evaluation has been performed using appropriate fire test data for unusual installation</p>	<p>系統分離として適切な耐火性能を有する材料が使用されていること、その設置方法が適切であり、その材料が適切に評価されていること及び適切な耐火試験によって適格性が認定されていることを確認する。</p> <p>選択した火災区域等の防火扉、防火ダンパー及び火災区画貫通部のシールについて点検評価が行われ、及び維持されていることを点検結果及び保守手順書の書類によって確認する。</p> <p>異なる設置状態又は異なる材料の使用が認められた場合は、適切な火災試験データを用いて評価が行われているこ</p>	<p>IP71111.05T の記載は、耐火障壁の材料及び取付け状態が特殊であり、既存の認定試験の結果が当てはまらないものに対し別途その特殊性の正当性が裏付けられる追加試験が実施されていることを確認を求めていることを意味する（例えば、電線管及びケーブルトレイの貫通部が当てはまり、これらは、現場における個々の施工状態が異なるために、1つ1つの認定試験における有効範囲（条件）を把握し、それから逸脱しているものに対し別途評価又は追加試験が必要になる。）。我が国の場合は、代表的な耐火障壁の材料について、事業者が実施した火災耐久試験の結果を参考にし、審査で確認しているが、それ以外については現場確認が必要である。</p> <p>（解説 9）を参照。</p>



IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.	5. 検査手引	
configurations and/or application of unusual materials.	とを確認する。	
<p>(解説 9)</p> <p>耐火耐久試験における認定項目については、材料 (material of an appropriate fire rating) ではなく、組立て (construction) 及び据付け (installation) である。すなわち、火災耐久試験における試験体は、原子力発電所において実際に適用される組立て及び据付けで作製する必要がある。</p> <p>例えば、ERFBS の性能については、材料に加えて経験的に施工方法が支配的要素となる。認定試験は、現地において想定される様々のパターンに対して実施されている。</p> <p>また、記録及び手順書に対する抜き取り確認の対象は、一定の頻度が設定されたサーベイランス (定例試験) である。一方、防火扉及び耐火ダンパーについては、目視点検の他、閉止装置で閉止することの確認 (又は試験) が含まれる。これは、それぞれ該当する NFPA 規格で定められている。</p>		
<p>c. Active Fire Protection</p> <p>Verify and review the material condition, operational lineup, operational availability, and design of fire detection systems, fire suppression systems, manual firefighting equipment, and fire brigade capabilities.</p> <p>Verify that detection, and automatic and manual suppression systems are</p>	<p>(3) 能動的な火災防護</p> <p>火災感知及び消火並びに消防隊の力量に係る各防護対策の適切性に関して、設置状態、維持管理及び操作手順を確認する。確認に際しては消防法等に照らし、規格に従って適切に設置及び点検維持が行われ、選定した火災区域等の可燃物管理が行われ、火災が発生しても適切に消火されることを確認する。</p>	<p>(解説 10) 参照。</p> <p>(解説 11) を参照。</p>

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.	5. 検査手引	
installed, tested, and maintained in accordance with the code of record and would effectively control and/or extinguish fires associated with the hazards of each selected area.		
<p>(解説 10)</p> <p>米国の火災防護検査では、以下の事項について事業者によって適切に行われていることを確認することが検査のポイントになる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 煙感知式火災検知装置については、溶接作業等の火気作業及び埃の発生する作業によって誤作動することから、火災検知装置の機能を一時的に解除することがある。そのような措置の実施記録を元に運用状況を確認する。</li> <li>・ スプリンクラー設備、放水設備等の消火設備については、室内作業者の安全確保のために作動しないよう隔離する場合があります、作業後に誤って隔離の解除を忘れることがある。</li> <li>・ 自衛消防隊らによる消火活動において、自らの安全を守るための装備、呼吸用の圧縮空気ボンベ、消火に必要な可搬式及びカート式の粉末消火器及びガス消火器並びに消火栓から引き出して使用する消火ホース及び消火ノズルに代表される自衛消防活動装備品 (manual firefighting equipment) が使用される。これらの装備品については、消火器の故障、有効期限切れ、消火ホースに穴空き等の消火器の状態及び利用しやすさを考慮した消火器の配備について定期的に点検が実施される。</li> <li>・ 自衛消防隊員の実務能力については、年に一回、消火活動を行う専門職員向けの施設に訪れ、フル装備で実際に実技訓練を受けることによって実践的な実務能力があること実証しなければならない。</li> </ul> <p>(解説 11)</p> <p>米国の火災防護検査では、消火設備及び消火装置に適用される規格 (NFPA 規格等) について常に最新版への適合は要求されていない。</p> <p>「火災の効果的な消火」については、ケーブル火災のように燃焼が被覆材の表面から深くまで進んだ場合には、表面の火炎を消し止めてもその後一定時間維持しないと再発火する可能性がある。ガス消火器による消火を適用する場合は、消火ガスが散逸せず滞留し続ける状態にするために扉及びダンパーの気密性が重要になる。</p>		

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.	5. 検査手引	
Verify that the design capability of suppression agent delivery systems meets the requirements of the fire hazards. The team should compare the fire brigade pre-plan strategies with as-built plant conditions and fire response procedures. This review is done to verify firefighting pre-plan strategies and drawings are consistent with the fire protection features and potential fire conditions described in the FPP.		自衛消防隊のために作案された事前消火手順を現実のプラントの状態及び対応手順書に照らし合わせ、両者に矛盾がないことを確認することを求めている (解説 12)。
<p>(解説 12)</p> <p>米国の火災防護検査では、例えば、以下に示すような問題がないことの確認を行うよう求めたものである。</p> <p>ある部屋で発生した火災に対する消火活動を考えた場合には、事前消火手順においては、近くの消火栓から消火ホースを引いて放水することが記載されていたとしても、実際には消火ホースの引き回し経路の屈曲によるホースのねじれ、ホース長さの不足、改造工事に伴う障害物による放水困難、アクセス経路の狭小、梯子の必要性、カート式の消火器の運搬不能等、手順書に書記載されていない問題が生じる可能性がある。</p>		
d. Protection from Damage from Fire Suppression Activities  Verify that redundant trains of systems required for hot shutdown, which are located in the same fire area, are not subject to damage from fire	(4)消火活動による損傷に対する防護  火災区域に設置されている高温停止(低温停止)に必要なシステムの多重化されたシステムが消火活動若しくは消火設備の破断又は誤作動により損傷	BE0021 では低温停止に必要なシステムを含めているが、IP71111.05T ではそのような記載はない。  米国では、低温停止に必要な

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
<p>03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.</p>	<p>5. 検査手引</p>	
<p>suppression activities or from the rupture or inadvertent operation of fire suppression systems, and that the licensee has addressed each of the following:</p> <p>1. A fire in a single location that may, indirectly, through the production of smoke, heat, or hot gases, cause activation of automatic fire suppression that could potentially damage all redundant trains.</p> <p>2. A fire in a single location (or inadvertent manual or automatic actuation, or rupture of a fire suppression system) that may indirectly cause damage to all redundant trains (e.g., sprinkler-caused flooding of other than the locally affected train).</p>	<p>を受けないこと、また、以下の点について対応がなされていることを確認する。</p> <p>a. 煙、熱又は高温ガスにより、自動消火設備が間接的に（不必要な箇所において）起動し多重化された系統の全体に損害を与える可能性がある火災。</p> <p>b. 間接的に多重化された系統の全体に損害を与える可能性がある火災（あるいは消火設備の誤操作による手動起動又は誤作動による自動起動等）による水損。</p>	<p>な系統について、原則、72 時間以内で片方が復旧可能である場合には、多重化された両方の系統を一時的に喪失してもよい旨が Appendix R、RG1.189 等に記載されている。</p> <p>例えば、A 系が火災によって故障し、その時の煙が他の火災区域（又は火災区画）に流れて B 系が敷設された火災区域（又は火災区画）まで辿り着き、スプリンクラーを作動させて B 系を水濡れさせた結果、B 系が喪失することによって A 系も B 系も両方喪失するシナリオである。</p> <p>（解説 13）を参照。</p>

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.	5. 検査手引	
<p>(解説 13)</p> <p>以下のシナリオが考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1 箇所で発生した火災によって作動した消火設備（スプリンクラー等）による散水が広域に影響し、火災による影響ではなく水による二次的な影響として、分離すべき複数の系統すべてを喪失させるケース</li> <li>・ 火災自体だけでなく、火災に起因した誤操作や誤作動によって作動した消火設備が分離すべき複数の系統すべてを喪失させるケース</li> <li>・ 消火水系の配管が機械的に破断することで水が噴出し、分離すべき複数の系統すべてを喪失させるケース</li> </ul>		
3.Adequate drainage is provided in areas protected by water suppression systems.	c.水系消火設備で防護された区域内には適切な排水路が設けられていること。	適切に排水するには、単に詰まり及び他からの逆流がないことも含まれる。
e.Alternative Shutdown Capability	(6) 代替停止能力	(解説 14) を参照。

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.	5. 検査手引	
<p>(解説 14)</p> <p>代替停止機能について、「火災防護審査基準」及び「影響評価ガイド」に言及がない用語であるが、BE0021には記載がある。ただし、我が国の場合、火災時も含めた異常時の代替停止能力の設備要求*に関連するものと整理できる。</p> <p>米国の場合、当該の機能は Appendix R, III.G.3 項に記載がある。同項は、III.G.2 にある要件が満足できない場合に、前述の消火活動、消火設備の誤操作及び誤作動並びに配管破断によって安全停止系の両方の系統が影響を受ける状態に対して対処できない場合の設備（代替停止操作盤及び専用停止操作）あるいはそのような操作盤がない場合には、プラント内の各所に散在している必要機器を有機的に連携させて安全停止に導き維持するための機能が代替として認められたものである。</p> <p>上記の設備は、Appendix R, III.G.2 項に基づく分離が著しく困難な中央制御室及びケーブル処理室に対して設けられている。また、「遠隔停止操作室」と呼ばれる専用の操作室を備えている。</p> <p>さらに、Appendix R, III.L 項は、具備すべき原子炉の安全停止機能として7項目を掲げて詳解している。その中の第1項目においては5つの機能（原子炉停止、インベントリ保持、高温停止（待機）、72時間以内での低温停止達成及びその後の低温停止維持）を掲げ、続く第2項目においては、5つの性能目標（反応度制御、原子炉冷却材の補給、崩壊熱除去、これらに関するパラメータ監視の各機能及びこれらのための支援機能のそれぞれに対する性能目標）を定めている。</p> <p>3項目～7項目の記載内容は、上記の要求、性能目標を達成するための補足的な説明であることから、解説は省く。</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」<sup>27</sup>の第二十六条 原子炉制御室等の2において、「発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。」との記載がある。</p>		
e. Methodology  Verify that the licensee's alternative shutdown methodology has properly	a. 方法  選定した火災区域等において、原子炉の安全停止状態を達成及び維持するために必要なシ	(解説 15) を参照。

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.	5. 検査手引	
identified the systems and components necessary to achieve and maintain SSD conditions for each fire area, room or zone selected for review. Specifically determine the adequacy of the systems selected for reactivity control, reactor coolant makeup, reactor heat removal, process monitoring and support system functions.	システム及び機器（反応度制御、原子炉冷却材の補給、原子炉の熱除去、工程の監視及びシステム機能の支援）の代替停止方法が事業者により適切に特定されていることを確認する。	
<p>(解説 15)</p> <p>「選定した火災区域等」とは、Appendix R の G.III.2 に適合できない、火災区域、消火活動等によって両方の系統を同時に喪失する恐れがある火災区域等（例えば、中央制御室及びケーブル処理室）である。また、そのような火災区域等で火災が発生した場合には、プラント安全停止の達成及び維持するための代替停止方法を明確することが要求されている。</p> <p>上記に対する具体的に必要な系統について、IP71111.05T 及び BE0021 では反応度制御系以外も記載されている。SRP9.5.1 の 2.2 項では反応度制御系、原子炉水位、圧力制御系及び崩壊熱除去系に加えてこれらの支援に必要な冷却水系、補給水系、電源系及びこれらの系統の運転状態を確認するための計測及び監視機能に関する系統が明示されている。また、SRP 7.4 項では、サプレッション・プール水冷却系（BWR）、補機冷却系、サービス水（UHS に排熱する冷却系）及び計装空気（IA）が記載されている。</p>		
If the above high level performance criteria are not met, review the licensee's engineering and/or licensing	代替停止方法について上記の性能基準が満たされていない場合には、工学的又は許認可に関する事業者の文書（設	(解説 16) を参照。

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.	5. 検査手引	
justifications (e.g., NRC guidance documents, license amendments, technical specifications, SERs, exemptions, deviations).	置(変更)許可申請書、工事認 可(変更)等)を確認する。	
<p>(解説 16)</p> <p>「上記の性能基準が満たされない場合」とは、系統の分離不足等によって両方の系統を同時に喪失する恐れがあり、かつ、そのような場合に対応する安全停止のための操作を行う代替方法が用意されていない火災のシナリオを示している。</p>		
<p>Verify that hot and cold shutdown from outside the control room can be achieved and maintained with or without the availability of off-site power for fires in areas where post-fire SSD relies on manipulating shutdown equipment from outside the control room.</p> <p>Verify that the transfer of specified plant control functions from the control room to the alternative location(s) has been</p>	<p>火災後、原子炉を安全停止させるために中央制御室外から停止設備を操作しなければならない場合は、外部電源の使用可否に関わらず、高温停止状態又は低温停止状態を達成維持できることを確認する。</p> <p>中央制御室から代替場所へ制御機能を移動させることが実証されており、その機能が火災に起因する回路故障による影響を受けないことを確認</p>	<p>米国においては、BWR プラントの場合には、RCIC 系で高温停止を維持している状態から更に低温領域まで運転を進めて RHR 系に切替える操作を行うまでを代替停止設備に要求している。これは、中央制御室に大規模な火災が発生した場合、72 時間以内での復旧が現実的でないからと推定される。</p> <p>「その機能が火災に起因する回路故障による影響を受けない。」とは、中央制御室を放棄する場合に、代替停止操作のための設備に関連</p>



IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
<p>03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.</p>	<p>5. 検査手引</p>	
<p>demonstrated such that the function would be unaffected by fire-induced circuit faults (e.g., by the use of separate fuses and power supplies for alternative shutdown control circuits).</p> <p>2.Operational Implementation Verify that the training program includes an evaluation of alternative or dedicated safe shutdown capability for licensed and non-licensed personnel.</p> <p>Verify that personnel required to place and maintain the plant in hot shutdown following a fire using the alternative dedicated shutdown system are properly trained and are available at all times among the onsite shift staff, exclusive of the fire brigade.</p> <p>Verify that adequate procedures for use of the alternative shutdown system</p>	<p>する。</p> <p>b.実施面の対応 運転員の訓練プログラムに代替の安全停止能力に関する力量評価が含まれていることを確認する。また、火災発生後に代替の専用停止システムを使用し、発電所を高温停止状態にして維持するために必要な訓練を運転員が受けており、消防隊を除く当直運転員の中から何時でも招集でき対応ができることを確認する。</p>	<p>する制御回路が中央制御室に向かうものとは別のヒューズを介した別の電源によって供給されていることを意味する。IP71111.05Tにおいては、具体的な方法の例として括弧書きで記載されている。</p>

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
<p>03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.</p>	<p>5. 検査手引</p>	
<p>are in place.</p> <p>Verify that human factors attributes were addressed in the development of the alternative shutdown procedures (e.g., placement and accessibility of equipment, environmental conditions, etc.). Consider conducting a walk down of the procedure step by step paying special attention to the human factors elements.</p> <p>Verify that the licensee conducts periodic operational tests of the alternative shutdown transfer capability and instrumentation and control functions. Also verify that the tests are adequate to prove the functionality of the alternative shutdown capability.</p>	<p>代替停止システムに関する手順書が整備されていることを確認する。特に、代替停止手順書には人的要因の特性（設備の配置、接近性、環境条件等に注意を払って、実際の手順書を段階ごとに確認されていること）が考慮されていることを確認する。</p> <p>運転員が決められた停止操作時間内に手順書に記された指示事項を完全に実施できることを確認する。事業者が、代替停止機能への移行能力及び計測制御機能について定期的な作動試験を行い、代替停止能力の機能性が維持されていることを確認する。</p>	

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.	5. 検査手引	
f. Circuit Analysis		(解説 17) を参照。
<p>(解説 17) BE0021 に対応項目はない。 2009 年から 2016 年までに発行された複数の LER において回路損傷を引き起こすホットショートの可能性が指摘され、その原因がブレーカー及びヒューズの未設置（又は設計上の不備）だけでなく、設置されている場合であっても不適切な遮断容量であったことが言及されている。IP71111.05T においては検査官に対し、ブレーカー及びヒューズの配置及び設定がプラント設計図書の記載と相違ないことを確認することが記載されている。</p>		
g. Communications		BE0021 に対応項目はない。
h. Emergency Lighting Review emergency lighting provided, either in fixed or portable form, along access routes and egress routes, at control stations, plant parameter monitoring locations, and at manual operating stations:  1. If emergency lights are powered from a central battery or batteries, verify that the distribution system contains protective devices so that a fire in the area will not cause loss of emergency lighting in any unaffected	<p>(7) 非常用照明 入退域ルート、中央制御室及び手動操作場所等に設置された固定型又は携帯型の非常用照明設備に関する確認を行う。</p> <p>a. 非常用照明の電源が主バッテリーの場合には、発災区域の火災が、火災の影響を受けていない他の火災区域等へ影響を及ぼし安全停止操作に必要な非常用照明が失われないように配電系統に防護措置が</p>	

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
<p>03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.</p>	<p>5. 検査手引</p>	
<p>area needed for SSD operations. 2. Verify that battery power supplies are rated with at least an 8-hour capacity.  3. Verify that illumination is sufficient to permit access to and verification of components for the monitoring of SSD indications and/or the proper operation of SSD equipment. 4. Verify that the operability testing and maintenance of the lighting units follow licensee procedures and accepted industry practice. 5. Verify that emergency lighting unit batteries are being maintained consistent with the manufacturer's recommendations.</p>	<p>設けられていることを確認する。 b. バッテリー電源の定格容量があることを確認する。また、電源を内蔵した消火設備の操作等に必要な照明器具が必要な火災区域及びその出入通路に設置されていることを確認する。 c. 照明が十分 (安全停止に関わる計器へアクセス及び指示値並びに機器の作動状態を確認できる照度) であることを確認する。 d. 照明装置の作動試験及び保守管理について、事業者の手順書等に従って行われていることを確認する。 e. 非常用照明装置のバッテリーが製造者の推奨に従って維持されていることを確認する。</p>	

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.	5. 検査手引	
i. Cold Shutdown Repairs Verify that the licensee has procedures, equipment, and materials to repair components required for cold shutdown which might be damaged, that these components can be made operable, and that cold shutdown can be achieved within the required time frames. Verify that the repair equipment, components, tools, and materials (e.g., pre-cut cable connectors with prepared attachment lugs) are available and accessible on site.	(8) 低温停止設備の修理 事業者が低温停止用機器の損傷に備えて修理を行うための手順書、設備及び資材を整備し、それらの機器を使用し所定の時間内に低温停止を達成できることを確認する。また、修理用の設備、機器、工具及び資材が使用できる状態であることを確認する。	米国の場合には、所定の時間内 (within the required time frames) について Appendix R では 72 時間と記載されている。我が国の場合には、「火災防護審査基準」及び「影響評価ガイド」では記載はない*。 IP71111.05T では、ケーブル敷設作業の必要性を考慮し、これをプレカットし、端子を接続したケーブルをあらかじめ用意することによって作業に費やす時間短縮を図る旨が例示されている。  *我が国では、高温停止及び低温停止する機能の確保を目的とした設計対策の要求はあるが、修復による機能確保の具体的要求はない。
j. Compensatory Measures Verify that compensatory measures are in place for out-of-service, degraded, or inoperable fire protection and post-fire safe shutdown equipment, systems, or features (e.g. detection and suppression	(9) 補償対策 使用休止中の劣化、使用不能になった火災防護設備、火災後の安全停止設備及び各種設備の機能(火災検知、消火設備、受動的な火災防護、安全停止機能(能力)を提供するポンプ、弁、電動装置等)に対する	何らかの火災防護上の不適合が摘出された場合には、速やかに補償対策が講じられる旨が FPP に記載され、承認されていることが前提である。 米国の場合には、ERFBS の

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
<p>03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.</p>	<p>5. 検査手引</p>	
<p>systems and equipment, passive fire barriers, or pumps, valves or electrical devices providing safe shutdown functions or capabilities). Short term compensatory measures should compensate for the degraded function or feature by enhancing one or more defense-in-depth elements until appropriate corrective action can be taken. Review the licensee's effectiveness in returning the equipment to service in a reasonable period of time (typically days or weeks).</p>	<p>補償対策が整備されていることを確認する。なお、短期の補償対策として、適切な是正措置がとられるまで、1つ以上の深層防護の要素を強化し補償することとし、適切な時間内に設備を使用状態に戻す事業者の機動性について確認する。</p>	<p>不適合に対する補償対策について、問題の場所に可搬式の消火器を置き、1時間ごとに巡視する「ファイヤーウォッチ」が運用された。他の具体的な方法として、テレビカメラ及び高感度の初期火災検知装置（incipient fire detector VEWD）が活用された。</p> <p>これらの問題への対応は、規制適合までに数年の時間と膨大なコストを要することから常態化することとなった。</p>
<p>k.Review and Documentation of FPP Changes. Verify that changes to the approved FPP do not constitute an adverse effect on the ability to safely shutdown. See Enclosure 3 for detailed information.</p>	<p>(10) 火災防護計画等の変更に関する評価と記録 火災防護計画等が適切に履行されていることを確認する。火災防護計画等を変更することによって安全停止能力に悪影響が及ばないことが評価（設計変更の妥当性等）されていることを確認する。また、火災防護計画の変更に伴って、関連する文書等も必要に</p>	<p>(解説 18) を参照。</p>

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.	5. 検査手引	
	応じて変更がなされていることを確認する。	

(解説 18)

米国において、FPP の変更は、安全停止を達成及び維持する能力に悪影響を及ぼさず、10CFR50.48 (a) 及び GDC3 の規制要求事項を満たさなければならない。事業者から提案された FPP 変更が上記の要件を満たさない場合には、NRC による事前承認が必要となる。一方で、火災時の安全停止達成及び維持能力に悪影響が及ばない場合には、事前の承認なしに FPP を変更することが可能である。ただし、これは各事業者が主観的に判断することではない。

例えば、事業者は、安全停止能力に悪影響が及ばないとの判断だけによって深層防護の 1 層を削除することはできない。特に、深層防護における最初の 2 層（火災発生の防止及び消火）は、安全停止を脅かす火災の発生を防ぎ、消火することによって、直接安全停止を支援している。したがって、以下の例においては、事業者は判断に注意する必要がある。

- a. 代替となる消火システムを設けず、FPP に記載された CO<sub>2</sub> 消火システムを撤去する場合には、NRC の事前承認が必要になる。
- b. 自衛消防隊の構成員が、Appendix R, III.H が要求する 5 人から減らす場合には、NRC の事前承認が必要になる。
- c. 深層防護の 1 層を撤去する変更においては、NRC の事前承認を必要とする。その場合において、他の深層防護の強化は暫定的な補完措置として認められるが、撤去された深層防護の代替としては認められない。
- d. 安全停止の戦略を Appendix R, III.G.2 項（分離要件の適合）から III.G.3 項（代替停止機能）に変更する場合は、どちらの項についても NRC が認めている選択肢であることから、事前の承認を必要としない。ただし、III.G.3 項に適合するためには、火災検知器及び消火設備を備えることが必要条件となることに注意を要する。
- e. NRC の規制要件の適合条件となる事項並びに適用除外及び特例の条件となる事項については、変更を行う前に NRC の事前承認が必要である。
- f. Appendix R, III.L 項に係る変更については、火災に起因したパラメータ（反応度、炉心圧力、水位等）の変化幅（逸脱）が外電源喪失事象に対する解析に基づいた予想変化幅より小さいこと及び余裕があること、逸脱の発生頻度が十分に小さいこと及び逸脱状態が継続する間においても III.L.1 項を常に満たすこと並びにそのような逸脱に対する解析結果が文書化されている場合のみ、NRC による事前承認を必要としない。

IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.	5. 検査手引	
1. Control of Transient Combustibles and Ignition Sources  IP71111.05AQ, Fire Protection (Annual/Quarterly) is designed to complement the triennial inspection in the areas of controls for combustibles and ignition sources inside the plant. The team should consider the need for additional inspections in this area based on previous assessments and potential issues.	(11) 一時的な可燃物及び発 火源の管理  施設内の可燃物及び発火源 の管理について、火災防護検 査ガイドにおいて確認した評 価結果及び問題に基づいて、 追加検査の必要性を検討す る。	BE0021 に記載されている 「火災防護基本検査運用ガ イド」は BE0020 のことであ り、基本的にはその中の四半 期検査の一環として十分に 実施され、その結果が事業者 の改善されない対応状況を 示唆するような場合でない 限りは不要と判断される。こ れは、IP71111.05T における 考え方に一致している。
03 Inspection Guidance 03.01 Inspection Preparation a. Inspection Team b. Regulatory Requirements and Licensing Bases c. Licensee Notification and Information Gathering 1. Licensee Notification Letter 2. Information Gathering Site Visit 3. Information Required/Preparation		IP71111.05T の 03 において BE0021 の中に反映した項目 は、検査チームの編成に関す る項目 (03.01 a) 及び CAP に 対する不適合処理への取組 みに関する項目 (03.04) だけ である。



IP71111.05T	BE0021	解説
項目 タイトル／内容	項目 タイトル／内容	解説項目／内容
03 Inspection Guidance 02 Inspection Requirements 02.02 Fire Protection Inspection Requirements.	5. 検査手引	
03.02 Fire Protection Inspection Activities 03.03 B.5.b Inspection Activities 03.04 Identification and Resolution of Problems 05 Procedure Completion Inspection of the minimum sample size will constitute completion of this procedure in the Reactor Programs System. The minimum sample size for fire protection inspection activities is defined as 3 samples (inspection of three fire areas), regardless of the number of reactor units at that site.		検査の完了条件については、 BE0021 に特段の記載はな い。
05-06 References	6. 参考資料	

**付録B. 新規に改訂された検査手順書の付属書 IP71111.21N.05 “Fire Protection Team Inspection (FPTI)” について**

IP71111.05T<sup>4</sup> 及び IP71111.05XT<sup>15</sup> については 2020 年 1 月 1 日に廃止され、それらに代わって IP71111.21N.05<sup>8</sup> が同日から運用された。同付属書には、本 NRA 技術ノートが調査対象としている検査ガイド IP71111.05T<sup>4</sup> の記載内容が含まれていることから、その内容（電気関係を含む）に変更があるかどうか、を判断するために関連文献を調査した。結論として、我が国の検査ガイド BE0021<sup>6</sup> に係わる内容に変更はなく、火災防護を含む検査活動全般の効率化、優先順位の見直し等が変更の趣旨であることが分かった。

付属書改訂の背景については、SECY-18-0113<sup>43</sup> に述べられている。この文章には、NRC による 2018 年度（2017 年 10 月～2018 年 9 月）及び 2019 年度（2018 年 10 月～2019 年 9 月）の予算案の策定並びに改革発議における従来の検査活動に対する改善の余地（検査活動の削減、効率化及び優先順位の見直しの要否）に対する NRC 職員から提案された成果である<sup>43</sup>。本 SECY では動機について説明されていないが、運転プラントの基数が漸減する状況で NRC の運営費及び職員数が年々大幅に増加を続けた結果として事業者の負担（検査手数料）が増したことへの対策でもありと推測される。

本 SECY においては、NRC 職員から理事に対して複数のオプションが提示され、NRC 職員としての最善と評価した提案が示された。この場合におけるオプションは、次表の 3 案であり、最善と評価した案は「案 2」であった。（表 B.1、BI とはベースライン・インスペクションのことである。）

表 B.1 SECY-18-0113 で提案された検査オプション

Table B.1 Inspection options proposed in SECY-18-0113

案	CETI	FEI	ISI	リソース節減
案 1	1 回/3 年 BI = 350 時間/回 検査官 5 人+契約者 2 人 現地検査： 2 週間/回	#1、#2 を交番 BI = 210 時間/回 検査官 3 人 2 週間/回	隔年 BI = 30～100 時間/回 検査官 1/2 人	12.5%
案 2	1 回/4 年 以下同上	#1～#3 を交番 以下同上	1/2 週間/回	16.5%
案 3	1 回/5 年 以下同上	#1～#4 を交番 以下同上		18.9%

案 2 の特徴は以下の 4 点として要約される。

- (1) 新たに総合技術チーム検査（Comprehensive Engineering Team Inspection（以下「CETI」という。）を導入して運用し、10CFR50.59 関連の改造、運転トラブル事例、経年劣化管理、設計基準及び PRA モデルの変更に注目した設計基準確認の検査に重きをおいた検査を行う。
- (2) 新たに集中技術検査（Focused Engineering Inspection（以下「FEI」という。）を導入して運用する。
- (3) 一つの技術検査（CETI 又は FEI）をサイトごとに年 1 回は実施するものとした上で、3 年ごとの検査（triennial）を 4 年ごと（quadrennial）に引き下げる。
- (4) 承認が得られた場合には、IP71111.07 “Heat Sink Performance” を削除し、この内容を新たに導入する CETI の中に包含させ、常住検査官の実施項目とする。

これを運用した場合には CETI 及び FEI については表 B.2 のようにサイクル化され、CETI を 3 年ごとから 4 年ごとに変更した場合には年間の検査に要するリソースが 16%削減できる（各地方局における職員 1～2 名が減らせることに相当する。）。

表 B.2 SECY-18-0113 で提案された CETI、FEI 及び ISI の運用例（3 年ごと）

Table B.2 Application example of CETI, FEI and ISI proposed in SECY-18-0113 (Triennial)

FY	2020	2021	2022	2023	2024	2025	2026	2027	2028
CETI	○	—	—	—	○	—	—	—	○
FEI	—	#1	#2	#3	—	#1	#2	#3	—
ISI	—	○	—	○	—	○	—	○	—

2017 年 1 月 1 日に施行された IP71111.21M は、すでに大筋でこの CETI の趣旨に合致し、設計、改造、メンテナンス、PI&R 及び運転経験（OE）に対する点検に関する内容が記載されている。また、表 B.2 の FEI においては、“#1”（IP71111.21N）（2019 年 2 月 5 日施行）、“#2”（IP71111.21N.02（2020 年 1 月 1 日施行））及び“#3”（IP71111.21N.05（2020 年 1 月 1 日施行））がそれぞれ相当する。火災防護検査は FEI の一つになっている。

火災防護検査の場合には、2020 年 1 月 1 日からの運用を開始するに当たって、IP71111.21N.05<sup>8</sup> が用意され、2019 年 6 月 12 日にその初版が発行された。同日において、CN19-019<sup>44</sup> が発行され、IP71111.05T<sup>4</sup> 及び IP71111.05XT<sup>15</sup> が廃止され、新たに IP71111.21N.05<sup>8</sup> を運用する旨が明示され、及びこの計画に対する意見の処理結果について簡単に説明されている。すなわち、この新たな FPTI が前述の SECY-18-0113<sup>43</sup> に記載する FEI の一つである。

従来の附属書（IP）に対する具体的な合理化の見直し案については、SECY19-0067<sup>45</sup> に示されている。同文書においては、火災防護に対する検査手順書の附属書である IP71111.05<sup>2</sup> を含

む一群の検査手ガイド IP71111<sup>1</sup>の附属書に対し、表 B.3 のような検査対象サンプル数及び検査所要時間の変更が提案されている。

表 B.3 各附属書における検査対象サンプル数と検査所要時間の変更案

Table B.3 Proposed change for number of inspection sample and workload for inspection in each IP

検査手順書		サンプル数の変更	検査所要時間の変更
IP 71111.01	Adverse Weather Protection	-1 カ所	-12 時間
IP 71111.04	Equipment Alignment	-3 カ所	-24 時間
IP 71111.05	Fire Protection	+1 カ所	+5 時間
IP 71111.06	Flood Protection Measures	-1 カ所	-8 時間
IP 71111.13	Maintenance Risk Assessment	-2 カ所*	-5 時間*
IP 71111.18	Plant Modification	-2 カ所	-21 時間
IP 71111.19	Post Maintenance Testing	-24 カ所	-84 時間
IP 71111.22	Surveillance Testing	+12 カ所	+42 時間

\* 各原子力発電所内の原子炉基数に応じて変動。

出典) 令和元年度原子力規制庁請負成果報告書「国内外における火災防護の規制動向調査」, I-6<sup>46</sup>

これらの変更は 2020 年 1 月 1 日からの運用を開始するための変更であり、IP71111.05<sup>2</sup> (火災防護)、IP71111.12 (メンテナンスの有効性)、IP71111.13 (メンテナンス中のリスク評価)、IP71111.18 (プラント改造)、IP71111.21N.02 (動力弁の設計基準能力) 及び IP71111.21N.05<sup>8</sup> (火災防護、FPTI) については、運用に向けた準備が完了している。

火災防護検査における新たな附属書 IP71111.21N.05<sup>8</sup> の内容については、IP71111.05T<sup>4</sup> だけでなく IP71111.05XT<sup>15</sup> とも記載内容が異なる。NRC は、2019 年 8 月に発行した ROP の検査予定表 (Updated Inspection Plan) において、Comanche Peak、Grand Gulf、Wolf Creek、Diablo Canyon 等、10 以上の原子力発電所に宛てて、これらで実施を予定する火災防護検査が IP71111.21N.05<sup>6</sup> に基づく旨が明記されている。以下に、主な差異点を列挙する。

IP71111.05T<sup>4</sup> 及び IP71111.05XT<sup>15</sup> については、適用する火災防護の規制要件が従来の決定論に基づく規制 (Appendix R<sup>11</sup>) 又はリスク情報活用概念と確率論 (NFPA805<sup>13</sup>) に基づく規制にそれぞれに対応した具体的な検査手順のための附属書であったが、IP71111.21N.05<sup>8</sup> についてはそのような区別がない。

IP71111.05T<sup>4</sup> 及び IP71111.05XT<sup>15</sup> においては、火災防護の検査範囲に B.5.b 対策 (セキュリ

ティ保障（又はテロ対策）を確認する項目が含まれていたが、IP71111.21N.05<sup>8</sup>においてはこれが含まれていない。また、IP71111.05T<sup>4</sup>及びIP71111.05XT<sup>15</sup>においては3年ごとの検査であり、検査所要時間が240時間/3年であったが、IP71111.21N.05<sup>8</sup>においては4年ごとの検査であり、検査所要時間が210±21時間/4年に低減されている。

IP71111.05T<sup>4</sup>及びIP71111.05XT<sup>15</sup>においては検査チームの構成員に関する要件が述べられていたが、IP71111.21N.05<sup>8</sup>においては検査チームの構成員に関する要件が示されていない。ただし、検査チーム責任者の役割については、地方局のSRA（上級原子炉解析官）から説明を受け、検査対象プラントに特有な火災リスクの特徴（火災エリア（又は火災ゾーン）のリスク順位、それらの火災エリア（又は火災ゾーン）の火災シナリオに対するCCDP等）を理解し、及び常駐検査官又は同地方局の検査官から検査対象となる機器の特徴及び過去の改造歴について説明を受け、前もって状況を把握すること並びに検査の対象サンプルを選定するときに必要に応じて対象プラントに情報収集のための訪問を行うことが記載されている。

上述のように、事前の情報収集訪問が任意となったことから、IP71111.21N.05<sup>8</sup>においてはIP71111.05T<sup>4</sup>及びIP71111.05XT<sup>15</sup>には含まれていた附属書1並びに添付書1及び添付書2が含まれていない。くわえて、添付書3も含まれていない。

IP71111.05T<sup>4</sup>及びIP71111.05XT<sup>15</sup>における検査目的については01（検査目的）において具体的に9項目（火災防護7項目、テロ対策2項目）が記載されていることと比較し、IP71111.21N.05<sup>8</sup>については01（検査目的）において以下の3項目が記載されている。ただし、それぞれの項目に対する説明については、02（全般指針）及び03（検査サンプル）において記載されている。

- ・ 承認されたFPPにおいて担保されたSSCが認可基準の機能を発揮できる状態であることを確認すること。
- ・ 検査対象として選ばれたSSCのサンプルに対しての経年劣化管理、FPPの社内承認による変更、運転経験（不具合報告）、プラント改造、手順書の変更及びリスクの視点について、現行の認可基準の範囲に維持されているかを確認すること。
- ・ 承認されたFPPを維持するのに必要な関係部署間の情報共有、交換及び調整が円滑に機能していることを確認すること。

IP71111.05T<sup>4</sup>及びIP71111.05XT<sup>15</sup>においては検査対象として3箇所から5箇所の火災エリア（又は火災ゾーン）をサンプルとして選定することが記載されているが、IP71111.21N.05<sup>8</sup>においては上述の検査目的の項目に対し、3箇所（又は4箇所）、1箇所（又は2箇所）、1箇所（又は2箇所）を選定し、合計5箇所から8箇所の火災エリア（又は火災ゾーン）をサンプルとして選定することが記載されている。

## 付録C. 検査官に対する研修体制

NRC 職員らが前章で述べたような検査体制で火災防護検査を行うためには、実務的な訓練を含む研修等を修了し、同検査を適切に行うための知識及び技術を有した検査官が検査チームに含まれている必要がある<sup>47</sup>。

ここでは、新設プラント及び運転プラントに対する検査官の研修及び資格認定制度を定めた文書である IMC1245<sup>47</sup> 及び電気関係に係る附属書<sup>48,50</sup> を解説する。

### C.1 検査官資格の認定と維持に関する体制

NRC 検査官としての役割を遂行するためには、NRC 職員としての誠実さ、優秀さ、公務に対する心構え、他者への敬意、チームとしての協調性、責任感及び公明性がその資質として重要である。くわえて、職務に関する基本的な知識と技量及び専門的なレベルの能力備えている必要がある。そのため、NRC は、研修、試験、資格及び認定制度を体系的に制定している。同文書における研修は、検査官資格を取得するための研修と検査官資格の維持及び検査技能の向上を目的とした研修（資格取得後研修）に分類できる。

#### (1) 検査官資格の認定に係る体制

米国の検査官は、熟練度に応じて基本レベル検査官（Basic Level Inspector）と全権検査官（Full Inspector）に分類される。候補者は、基本レベル検査官となるための訓練と資格を得るための所定のカリキュラムを全課程修了し、その認定証を授与されなければならない<sup>(註12)</sup>。当該の認定証を授与されることによって、当該職員は、ある限定された範囲の検査活動に関わることが認められる。ただし、検査は、検査チーム責任者等による適切な監督の下で具体的な指示を受けて行われる。さらに、上述の基本レベル検査官には、全権検査官に必要な検査官として独立した権限と責任が与えられていない。全権検査官の資格取得には、初期研修を修了し、全権検査官の資格を取得する必要がある。初期研修は、自習（ISA）、研修室学習及び実習（OJT）が含まれている。基本レベル検査官は、これらを通して必要な知識（Knowledge）、技量（Skill）及び心構え（Attitude）（以上を合せて「KSA」という。）を習得することになる。

なお、「知識」とは実務を支援するのに必要な事実、概念、考え方、相互関連性等であり、「技量」とは業務において一連のタスクを処理するために実証された実務能力と専門性のことである。また、「OJT」とは、必要とされる業務関連の知識と技量を向上させるための体系的な体験的な実務訓練を伴う研修方法である。

上述の初期研修を修了し、検査官資格委員会による勧告に基づき所属する地方局長又は本

---

<sup>(註12)</sup> 上述の基本レベルの訓練と資格には、新入職員に対して与えられる NRC に関する基本的な情報、検査官の役割、規制対象となる技術についての理解及び検査官になるための内容が含まれている。ただし、検査官は、個人又はチームとして検査活動（検査、試験、監査及び審査を含む。）を行う職員のことである。また、検査官に対する要件は、特に、別途定めのない限り、試験、解析及び評価を行う職員（examiner, analyst, assessor）に対しても適用される。

部局長の認定証を授与された検査官が全権検査官となる資格を有することになる。ただし、全権検査官が検査関連活動の全範囲における独立したルーチン的な監督及び監視の業務を行うためには、本 IMC の以下の Appendix を修了しなければならない。

- Appendix A “Basic-Level Training and Certification Journal”  
付録 A 「基礎レベル研修・認定に係る文書」
- Appendix B “General Proficiency-Level Training and Qualification Journal”  
付録 B 「一般技能レベルの研修及び資格取得に係る文書」

くわえて、以下の Appendix に記載される 15 の専門科目の一つを修了しなければならない。

- Appendix C “Technical Proficiency-Level Training and Qualification Journal”
  - C1 Reactor Operations Inspector Technical Proficiency Training and Qualification Journal
  - C2 Reactor Engineering Inspector Technical Proficiency Training and Qualification Journal
  - C3 Health Physics Inspector Technical Proficiency Training and Qualification Journal
  - C4 Reactor Security Inspector Technical Proficiency Qualification Journal
  - C5 Research and Test Reactor Inspector Technical Proficiency Training and Qualification Journal
  - C6 Emergency Preparedness Inspector Technical Proficiency Training and Qualification Journal
  - C7 Fire Protection Inspector Technical Proficiency Training and Qualification Journal  
火災防護検査官のための専門的スキルレベルの研修及び資格認定に係る文書
  - C8 Vendor Inspector Technical Proficiency Training and Qualification Journal
  - C9 Senior Reactor Analyst Training and Qualification Program
  - C10 Operator Licensing Examiner Technical Proficiency Training and Qualification Journal
  - C11 Security Risk Analyst Technical Proficiency Training and Qualification Journal
  - C12 Safety Culture Assessor Training and Qualification Journal
  - C13 Independent Spent Fuel Storage Installation Security Inspector Technical Proficiency Training and Qualification Journal
  - C14 Cyber Security Inspector Technical Proficiency Training and Qualification Journal
  - C15 Construction Inspector Technical Proficiency Training and Qualification Journal

なお、全権検査官は、前述のうちから修了した科目によって検査官の肩書きを名乗ることになる。例えば、C1 を修了した検査官は、「原子炉運転検査官」<sup>(注13)</sup>、C7 を修了した検査官は、「火災防護検査官」となる。また、一人の全権検査官が 2 つ以上の科目の全権検査官とな

---

<sup>(注13)</sup> 原子炉運転検査官 (C1) の場合、原子炉メーカー (ゼネラルエレクトリック社製 (GE 社製)、ウェスティングハウス社製 (WH 社製) など) の炉型ごとに認定が細分化されている。そのため、各原子力発電所に常駐検査官として派遣される原子炉運転検査官は、それぞれに該当する原子炉メーカーの炉型に対する認定を有する検査官でなければならない。ただし、配置転換によって以前までと異なる炉型の原子力発電所に異動になる場合には、異動後なるべく早く、遅くとも 2 年以内には所定の研修を修了し、当該の炉型に対する認定を取得しなければならない<sup>51</sup>。

ることも可能である。

Appendix A は全権検査官に係る全般の研修内容であり、Appendix B 及び Appendix C は火災防護に係る専門性が高い研修である。ただし、認定文書は資格を得るための要件をリスト化した図書であり、研修室学習、OJT 及び自習の要件を修了したことの記録文書を含んでいる。くわえて、特定の研修コースは、別途研修部門が管理する試験に合格することによって当該の研修コースを修了した場合と同等の能力があるものとして免除できる。

研修室学習は、研修資料に対する理解度を確認するための試験に合格することによって修了とみなされる<sup>(注14)</sup>。不合格となった者は、不合格になった部分の資料を自分で学習する機会が与えられ、当該部分の再試験を受けることが認められる。また、ある研修コース全般について不合格になった者は、それが必要と認められる場合には、再度当該の研修コース全般を受講し直せる。公式な試験がない研修コースの場合には、当該研修コースに全て出席し、研修課題を全て完了することによって修了とみなされている。

火災防護検査を行うためには、Appendix A、Appendix B 及び Appendix C<sup>748</sup> を修了した全権検査官（つまり、「火災防護検査官」）の資格が必要となる。これらの研修項目のうち、全権検査官（火災防護検査官）に認定されるために必須となる Appendix C<sup>748</sup> の概要を C.2 節で説明する。

## (2) 資格取得後研修（Post-Qualification Training）に係る体制

検査官が受ける研修は、前述の初期研修の他に検査官資格の更新又は検査技能の維持及び向上を目的とした資格取得後研修（継続研修（Continuing Training）及び再訓練研修（Refresher Training））がある。継続研修は初期研修より専門性を高めた内容を学習する機会であり、検査活動の制度及び手順に変更が生じた場合の情報更新のため、又は最新の産業界又は NRC における活動成果として得られた知見等の学習のための機会を目的とした研修である。

再訓練研修は以下の研修によって全般的なパフォーマンスを維持することを目的とした研修である。

- ① 初期研修において実施された KSA（知識（Knowledge）、技量（Skill）、心構え（Attitude））の幾つかに対し、特に実務上希なケース及び実践が難しいケースであり、重要なタスクについて反復して実施される研修
- ② 個人的なパフォーマンス又は特定の検査分野におけるパフォーマンスに改善が必要と指摘若しくは提起された分野に対する集中的な研修
- ③ ある特定分野の検査官に対する研修（例えば、セキュリティ、事故対応局との対応訓練等がこのような分野の中に含まれる。）

再訓練研修は全権検査官資格の有効期限を更新するための研修であり、認定された科目に

---

<sup>(注14)</sup> 合格基準は 70%となる。



対して以下に述べる Appendix D1 の該当科目に定められた資格有効維持の要件が満足されることによって修了できる。ただし、修了後も定期的に所定の研修を追加又は反復して受け、更新しなければならない。再訓練研修の周期は、多くの専門科目の場合には 36 か月であるが、運用上は期限を迎える暦年の末日までに修了すればよいと解釈されている<sup>(注15)</sup>。

なお、2 つ以上の全権検査官の資格を有する検査官の場合には、それぞれの専門科目に対して以下に述べる Appendix D1 の該当する専門科目について定められた資格有効維持の要件が満足されることが資格有効維持の条件となる。火災防護検査官の場合には、D1 に加えて D3 が必要であり、運転時検査管、電気検査管の場合には、それぞれ、D2、D4 が必要となる。

**D1 Maintaining Qualification**

資格維持

**D2 Inservice Inspection Advanced-Level Training**

運転時検査に係る上級者向け研修

**D3 Fire Protection Advanced-Level Training**

火災防護に係る上級者向け研修

**D4 Electrical Advanced-Level Training**

電気検査に係る上級者向け研修

火災防護検査官に対する再訓練研修の周期は、前述と比較して例外的なものとなっている。各検査官は、年に 1 度、過去 1 年間における資格取得後研修の実績について上長と面談し、翌年の目標を話し合うこと、及び 6 か月のうち少なくとも 1 日は継続研修に参加することが必要である。この場合の研修としてみなされるものは、以下のとおりである。

- (1) 火災防護に係る上級者向け研修 (Appendix D3)
- (2) 過去に受講済の研修コース、又は再訓練研修コースへの参加
- (3) 火災防護研修のプレゼンテーションの補助作業
- (4) 情報交換フォーラム (地方区内の火災防護ワークショップなど) への参加

上記に加えて、ある特定分野における個人の知識を深めることを目的とした技術研修として、専門・上級者研修がある。これは、火災防護検査官の認定要件を修了した後に行われる。または、その他の高いレベルの研修と一緒にされる。火災防護検査を行う検査官に向けた研修は、火災防護に係る上級者向け研修 Appendix D3<sup>49</sup> と電気検査に係る上級者向け研修 Appendix D4<sup>50</sup> がある。ただし、この専門・上級研修は、検査官の分野ごとに行われる高いレベルの研修であり、受講を指定されていない限り、全権検査官として認定されるための条件ではない。

全権検査官 (火災防護) に認定されるまで受講する研修を図 C.1 に整理した。専門・上級

---

<sup>(注15)</sup> 例えば 2010 年に前回の再訓練研修を受けている場合に次回の再訓練研修の期限は 2013 年の末日、次々回の期限は 2016 年の末日までとなる。したがって、厳密には 36 か月を超えることもあり得る。

者研修のうち火災防護検査に関連の深い、Appendix D3<sup>49</sup> 及び Appendix D4<sup>50</sup> について、それぞれの概要を以降の節で説明する。

IMC 1245 : 新設・運転プラント検査官の研修・資格認定制度を定める文書

- Appendix A : 基本レベルの文書
- Appendix B : 一般レベルの文書
- Appendix C : 専門レベルの文書
- Appendix D : 高度レベルの文書

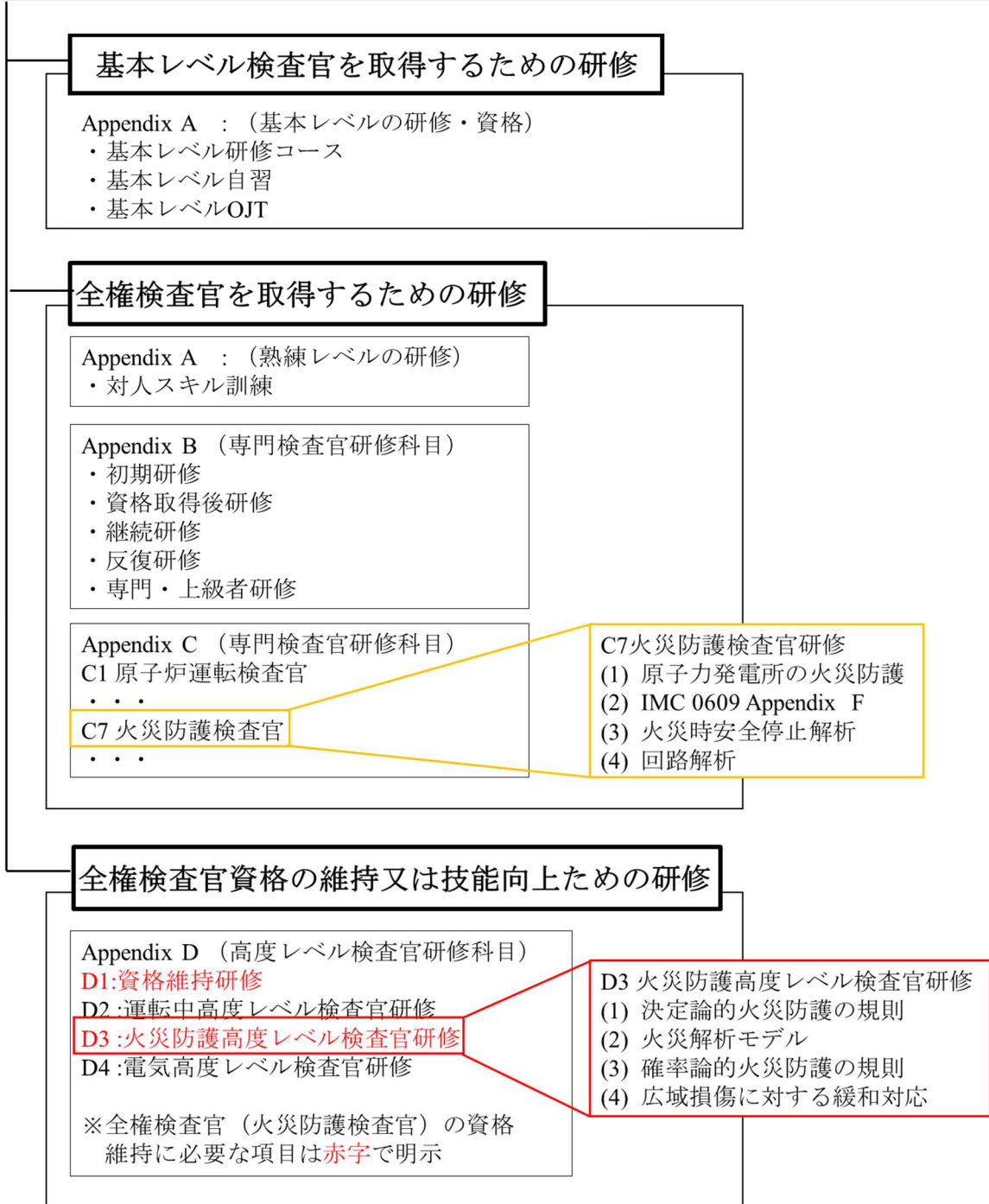


図 C.1 全権検査官 (火災防護) に認定されるまで受講する研修の全体像

Figure C.1 Overall of training to be certified as full inspector (fire protect)

## C.2 Appendix C7 火災防護に係る研修・資格ジャーナル

Appendix C7<sup>48</sup>は、2009年7月8日に研修コース、自習（ISA）及びOJTを通じて、火災防護検査官の資格を得るための制度として定められた。また、2018年7月30日発行の改訂においては、テロ対策に関するEA-02-026のB.5.b対策を加えて火災防護の検査範囲として含まれるようになった。

全権検査官（火災防護検査官）の資格を得るためには、4つの研修コース、4つの自習トピックス及び1つのOJTについて、一つの科目を修了するごとに、表C.1に示すような火災防護検査官としての科目別の技量習熟認定表の該当欄に自身の署名及び上長の署名が必要である。署名受領後に、検査官としての資質及び力量について口頭面談を受けなければならない。

### (1) 研修

まず、4つの研修コースは以下のとおりである。（2018年7月30日発行版）

なお、最新版（2021年9月24日発行）は研修項目が更新されていることを確認した。

- ① 原子力発電所の火災防護（外部の研修機関）  
ハートフォード蒸気ボイラー検査・保険会社が開催する研修
- ② IMC 0609 Appendix F Fire Protection Significance Determination Process (SDP) Training  
IMC 0609 Appendix F 火災防護の重要度決定プロセス（SDP）に係る研修
- ③ Post Fire Safe Shut Down Analysis（資料未完成）  
火災後安全停止解析
- ④ Circuit Analysis（資料未完成）  
回路解析

なお、③及び④の研修コース資料は、現時点では未完成である。それらが完成するまで当面の間は、EPRI/NRCによる火災PRAの研修コースのうち2つのモジュールを修了することにより③及び④の研修コース資料の代替としている。ただし、それらのうち1つは、モジュール2「電気解析」の参加又は自習を必須としている。もう一方の代替コースの適否は、NRR火災防護課長と相談の上決定することになる。

なお、モジュール2「電気解析」とは、RES/EPRI共催の火災PRAワークショップとして用意された“Fire PRA Methodology Module 2”を資料とした研修コース<sup>51</sup>のことである。

### (2) 自習（ISA）

4つのトピックに関する自習（ISA）は以下の構成のとおりであり、それぞれのトピックに対する学習時間が示されている。

しかし、学習用資料及び学習内容のボリュームを考慮すると、それぞれのトピックにある程度の予備知識がない職員には示された時間内での内容の理解は容易ではないと推定される。

- ① ISA-FP-1：決定論的火災防護の規制（学習時間：24 時間）
- ② ISA-FP-2：火災モデル（学習時間：40 時間）
- ③ ISA-FP-3：NFPA 805 火災防護 リスク・インフォームド、パフォーマンス・ベースド（以下「RI-PB」という。）規制（学習時間：16 時間）
- ④ ISA-FP-4：広域損傷（Loss of Large Area（以下「LOLA」という。））に対する緩和対応（学習時間：16 時間）

ISA-FP-1 は、火災防護の規制において最も重要で基礎的な決定論を元にした火災防護規制、NRC がその趣旨及び見解を補足するために発行した通達等について習熟することを目的としている。ISA-FP-1 には、規制、通達等の具体的なものとして以下が列記されている<sup>(注16)</sup>。

このリストは、Appendix R<sup>11</sup>だけでなく、Browns Ferry プラントの火災後に発行された文書（NRC の班内レベルの部署における技術的判断（BTP））及び廃炉プラントに対する火災防護の指針である RG1.191 が含まれている。このことから、ISA-FP-1 は、運転・廃炉プラントに区別なく歴史的な変遷も含め、広く深く網羅した学習内容となっている。

- ① 10CFR50, Appendix A, GDC3
- ② 10CFR50.48
- ③ 10CFR50, Appendix R
- ④ BTP-APCSB 9.5-1（1976 年 5 月 1 日）
- ⑤ BTP-APCSB 9.5-1, Appendix A（1976 年 8 月 23 日）
- ⑥ BTP-ASB, Rev.1
- ⑦ BTP-CMEB 9.5-1, Rev.3（1981 年 7 月）
- ⑧ GL 77-02（1977 年 8 月 4 日）
- ⑨ NUREG-0800, 9.5.1.1, Rev.0（2009 年 3 月）
- ⑩ GL 86-10（1986 年 4 月 24 日）
- ⑪ RG 1.189, Rev.2（2009 年 10 月）
- ⑫ RG 1.191（2001 年 5 月）
- ⑬ NRC 火災防護ウェブサイト  
(<http://www.nrc.gov/about-nrc/fire-protection/relatedinfo.html>)
- ⑭ IP71111.05AQ
- ⑮ IP71111.05T

<sup>(注16)</sup> RG1.189 は 2018 年 2 月に Rev.3 が発行された。また、IP71111.05AQ は四半期ごとと 3 年ごとの検査項目が統合され、2018 年 8 月 1 日に IP71111.05 と図書番号が変更された。しかし、2018 年 7 月 30 日付で発行された本 IMC1245 Appendix C については、RG1.189 Rev.3 の作成作業に伴う時間遅れがあったこと及び IP71111.05 がまだ発行前だったことから、IP71111.05AQ 及び IP71111.05T に反映されていない。

ISA-FP-2 は、NUREG-1805<sup>52</sup> (2004 年 12 月発行)、NUREG-1805, Supplement 1<sup>53</sup> (2013 年 7 月発行) 及び NUREG-1934<sup>54</sup> (2012 年 11 月発行) に基づき、以下の 5 種類の火災モデルの特徴及び長短を理解すること及び FHA に対するこれらの適用性を説明できることを目的としている。くわえて、職員自身で火災シナリオを設定し、火災の発熱量 (HRR)、部屋の形状及び換気の条件を自然対流から強制換気に変化させる等の入力パラメータを変化させることによって解析結果に影響が生じることを演習することによって、実際のモデルにおける活用を習得することも目的としている。ここには 40 時間が充てられているが、その間に習得が期待されている内容はかなり専門的で高度である。

- ① Fire Dynamics Tools (FDTs)
- ② Fire Induced Vulnerability Evaluation (FIVE)
- ③ Consolidated Model of Fire Growth and Smoke Transport (CFAST)
- ④ MAGIC
- ⑤ Fire Dynamics Simulator (FDS)

ISA-FP-3 (NFPA805) は、リスク情報活用 の概念と確率論 (NFPA805) に基づく規制について学習することを目的としている。ISA-FP-3 には以下が列挙され、これらの学習には 16 時間が充てられている。ただし、PRA に係る要素技術のガイダンスである NUREG/CR-6850 及びその発行後にこれに付随して提出された多数の FAQ が学習資料のリストには含まれていない。つまり、ここでの学習目的は、PRA を構成する個々の要素技術を理解することではなく、従来の決定論に基づく規制 (Appendix R<sup>11</sup>) からリスク情報活用 の概念と確率論 (NFPA805) に基づく規制への移行手続きについての全体的な流れを理解することにある。

- ① 10CFR50.48 (c)
- ② NFPA 805, 2001 Edition
- ③ NUREG-0800, 9.5.1.2, Rev.0 (2009 年 12 月)
- ④ RG 1.205, Rev.2 (2009 年 12 月)
- ⑤ NEI 04-02, Rev.2 (2009 年 12 月)
- ⑥ NEI 00-01, Rev.2 (2009 年 6 月)
- ⑦ Shearon Harris 原子力発電所 1 号機に対する認可変更 (Amendment)
- ⑧ IP71111.05XT

ISA-FP-4 は、2002 年 2 月 25 日付で発行された Order (EA-02-026) の B.5.b 対策として策定された LOLA 対応について学習することを目的としている。くわえて、セキュリティ関連の情報に対する取扱方法について理解し、習得することも目的としている。そのため、自習であるものの、既に資格が認定された全権検査官 (火災防護検査官) の指導の下で行われることになる。また、指導する全権検査官 (火災防護検査官) の指示によって更なる学習の必要があると判断された場合には、別途、IMC1245, Appendix A にある ISA-25, Task 1 (情報セキュ

リティに関する意識向上研修)の再訓練研修を受講する。ISA-FP-4には以下が列挙され、学習には16時間が充てられている。

資料②、③では、閲覧が制限されているセキュリティ関連情報に係る文書及び議論が多く保存されている B.5.b Inspection CoP に登録することによって、同サイトにある図書及び過去の質疑応答を確認できるようになる。また、資料④では、事業者の B.5.b 対策関連の提出文書を手に入れ、これに対する NRC による SER とセットで対応させて確認する。資料⑥では、TI 2515/171 に基づき、実施された検査報告書を手に入れ、それらを確認することも含まれる。以上の資料を確認することによって事業者が提示した実施内容及び NRC の評価を学習する。

- ① 10CFR50.54 (hh) (2)
- ② B.5.b Inspections Community of Practice (CoP)
- ③ NEI 06-12, Rev.2 (2006年12月)
- ④ 個々の事業者に対して発行された B.5.b に対する安全評価報告書
- ⑤ IMC0609, Appendix L “B.5.b SDP”
- ⑥ TI2515/171, Rev.1
- ⑦ IP71111.05T
- ⑧ IP71111.05XT

以上のように、B.5.b 対策が火災防護検査の範囲に加えられたことによって、米国における全権検査官(火災防護検査官)は、職位を取得する前であっても情報セキュリティの管理上かなり厳しい領域にも関わるようになっていく。

### (3) OJT

(1) 研修及び(2) 自習を順々に修了し、技量習熟認定表に署名を得るときに、NRC 職員は火災防護検査官になるための一連の研修の最終段階となる OJT (OJT-FP1) を受ける。学習には 40 時間が充てられ、実際に地方局の火災防護検査に参加し、検査チームの一員となって検査プロセスを経験することを目的としている。

OJT は、他の検査チームのメンバーに 1 週間同行し、検査チーム責任者の指示の下に、実際に IP71111.05T<sup>4</sup> に記載するような実務(検査対象とする火災エリア又はゾーンの選定プロセスへの参加、検査チーム責任者が検査対象プラントの事業者から入手した図書を点検すること等)を行うことである。

OJT の修了時には、上記(1) 研修及び(2) 自習と同様に、技量習熟認定表に自身と上長の署名が必要となる。

表 C.1 火災防護検査官研修の修了証フォーム

Table C.1 Fire Protection Inspector Technical Proficiency Level Equivalent Justification

Fire Protection Inspector Technical Proficiency-Level  
Signature Card and Certification

Inspector Name: _____	Employee Initials/ Date	Supervisor's Signature/ Date
Training Courses for Fire Protection Inspector Qualification		
Fire Protection for Power Plants		
MC 0609 Appendix F Fire Protection Significance Determination Process (SDP) Training (P-108)		
Circuit Analysis		
Post Fire Safe Shut Down Analysis		
Individual Study Activities		
ISA-1 Fire Protection Inspector: Deterministic Fire Protection Regulations/Generic Communications		
ISA-2 Fire Protection Inspector: Fire Modeling		
ISA-3 Fire Protection Inspector: NFPA 805 Fire Protection Risk-Informed, Performance-Based Regulations		
ISA-FP-4 Mitigation Measures for Loss of a Large Area		
On-the-Job Training Activity		
OJT-1 Fire protection Inspector: Participate in Regional Fire Protection Inspection		

Supervisor's signature indicates successful completion of all required courses and activities listed in this training standard. Additionally, the supervisor's signature below indicates the individual's readiness to appear before the Oral Board, if the individual has not previously completed an oral board.

Supervisor's Signature \_\_\_\_\_ Date: \_\_\_\_\_

出典) IMC 1245, Appendix C7 "Fire Protection Inspector Technical Proficiency Training And Qualification Journal"<sup>48</sup>, p13



### C.3 専門・上級者研修（Appendix D3 火災防護）

Appendix D3<sup>49</sup>は火災防護に関する技術的及び専門的な内容であり、前もって Appendix B の熟練レベルの訓練と資格取得ジャーナルにある研修コース及び Appendix C7<sup>48</sup>にある火災防護の研修コースを修了していることが強く望まれている。

Appendix D3<sup>49</sup>の研修内容及び OJT は、受講希望者に対して提供されるものであり、火災防護検査官の資格証を得るために必須なものではない。ただし、Appendix D3<sup>49</sup>は、PRA に係る技術的要素に関する研修を含み、リスク情報活用 の概念と確率論（NFPA805）に基づく規制に移行したプラントに対する評価に携わる検査官に向けて実務に役立つものとなる。

#### (1) 研修

研修は以下の 9 科目からなり、それらのうちの初めの 4 科目が NFPA805<sup>13</sup> への移行プラントに対して検査を行う上での技量取得及び向上を目的とした内容であり、それら以降（科目⑤～⑨）では、NFPA 規格に関する追加的な研修（NFPA 規格セミナー：3 日間）が行われる。

- ① NUREG/CR-6850 に対する NRC/EPRI の合同研修会
  - ・ モジュール 1：PRA
  - ・ モジュール 2：電気解析（回路解析）
  - ・ モジュール 3：火災解析
  - ・ モジュール 4：PRA のための人的信頼性評価
  - ・ 火災モデルの上級者向けコース
- ② SAPHIRE（System Analysis Program for Hands-On Integrated Reliability Evaluation）の基礎<sup>(注17)</sup>
- ③ PRA のためのシステム・モデリングの技法
- ④ 人的信頼性評価（HRA）
- ⑤ NFPA 規格セミナー（NFPA72 火災警報設備に関する規格）
- ⑥ NFPA 規格セミナー（NFPA13 スプリンクラー設備の設置に関する規格）
- ⑦ NFPA 規格セミナー（NFPA20 固定型の消火ポンプの設置に関する規格）
- ⑧ NFPA 規格セミナー（スプリンクラーに関する水力学）
- ⑨ NFPA 規格セミナー（NFPA25 水系消火設備に対する検査、試験、メンテナンス）

#### (2) OJT

OJT は、NFPA805<sup>13</sup> に移行した原子力発電施設に対する火災防護検査の参加による 1 週間（正味 40 時間）の実習である。OJT では、検査チーム責任者及び実務経験のある専門家の指示の下、検査対象となる火災エリア（ゾーン）の決定プロセス及び検査チーム責任者から与えられる実務を行う。

---

<sup>(注17)</sup> SAPHIRE は、フォルトツリー及びイベントツリーの作成及び分析が可能な PRA のソフトウェア・ツールのことである。

研修及び OJT の修了には科目ごとに修了証に記録し、上長の確認を得て、おわりに全過程修了を証明した署名が必要である。表 C.2 に修了証フォームを示す。

表 C.2 火災防護に関する上級者向け研修コースの修了証フォーム

Table C.2 Fire Protection Inspector Advanced Level Signature Card

**Fire Protection Inspector Advanced-Level Signature Card**

Inspector Name: _____	Employee Initials/ Date	Supervisor's Signature/ Date
<b>Training Courses for Fire Protection Inspector</b>		
NRC/EPRI NUREG/CR-6850 Training (all five modules): Module 1 PRA Module 2 Electrical Analysis Module 3 Fire Analysis Module 4 Human Reliability Analysis for PRA Module 5 Advanced Fire Modeling	_____ _____ _____ _____ _____	_____ _____ _____ _____ _____
System Analysis Program for Hands-On Integrated Reliability Evaluation (SAPHIRE) Basics (P-201)		
System Modeling Techniques for PRA (P-200)		
Human Reliability Assessment (P-203)		
National Fire Protection Association National Fire Alarm Code Seminar (NFPA 72)		
National Fire Protection Association Installation of Sprinkler Systems Seminar (NFPA 13)		
National Fire Protection Association Fire Pumps Seminar (NFPA 20)		
NFPA Sprinkler Hydraulics Seminar		
NFPA Inspection, Testing and Maintenance of Water Based Fire Protection Systems (NFPA 25)		
<b>On-the-Job Training Activity</b>		
OJT-FP-1 Participate in a regional fire protection inspection of a plant that has transitioned to NFPA 805		

This signature card must be accompanied by the appropriate Form 1, Advanced-Level Equivalency Justification, if applicable.

Supervisor's signature indicates successful completion of all required courses and activities listed in this training standard.

Supervisor's Signature/Date \_\_\_\_\_

Copies to: Inspector  
Human Resources Office  
Supervisor

出典) IMC 1245, Appendix D3, "Fire Protection Advanced-Level Training."<sup>49</sup>, D3-6

#### C.4 専門・上級者研修 (Appendix D4 電気)

Appendix D4<sup>50</sup>は、電気部門の検査官が専門・上級者として認定されるための以下の23の自習科目 (ISA) が定められている。ただし、それぞれの自習科目に対する学習時間は、特定の時間を設けず、上長が習得を認めるまでの必要時間となる。各自習科目には専門家になることを目的とした研修ではないとの断わりはあるものの、自習科目の内容は技術的及び専門的に広く深い内容である。そのため、修了が認められるまでの学習時間は、学歴及び過去の実務経験歴に左右される。

Appendix D4<sup>50</sup>の修了には、全自習科目について1科目の修了ごとに修了証への上長の署名が必要である。修了証のフォームを表 C.3 に示す。

- (1) ISA-EE-1 規格・基準
- (2) ISA-EE-2 電気設計基準
- (3) ISA-EE-3 図面
- (4) ISA-EE-4 電気品に対する環境試験と経年劣化
- (5) ISA-EE-5 格納容器電気ペネトレーション
- (6) ISA-EE-6 電気系統の AC 解析
- (7) ISA-EE-7 電気系統の DC 解析
- (8) ISA-EE-8 配線用遮断器
- (9) ISA-EE-9 モーター・バスの電源切替え
- (10) ISA-EE-10 無停電電源 (UPS)
- (11) ISA-EE-11 変圧器
- (12) ISA-EE-12 ケーブル
- (13) ISA-EE-13 機器の保護
- (14) ISA-EE-14 開閉器 (スイッチギア)、分電盤 (ロード・センター)、MCC 及び制御器
- (15) ISA-EE-15 送電網
- (16) ISA-EE-16 電気安全
- (17) ISA-EE-17 メンテナンスと試験
- (18) ISA-EE-18 電動モーター
- (19) ISA-EE-19 電動弁 (MOV)
- (20) ISA-EE-20 非常灯
- (21) ISA-EE-21 代替 AC 電源 (SBO 電源)
- (22) ISA-EE-22 非常用ディーゼル発電機及びその支持系統
- (23) ISA-EE-23 計測制御

表 C.3 電気部門の検査官に関する上級者向け研修コースの修了証フォーム  
 Table C.3 Advanced Engineering Qualification – Electrical Individual Study Activity  
 Advanced Electrical Inspector Training Signature Card and Certification

**Advanced Electrical Inspector Training  
 Signature Card and Certification**

<i>Inspector Name:</i> _____	<i>Employee Initials/Date</i>	<i>Supervisor's Signature/Date</i>
<b>A. Individual Study Activities</b>		
ISA-EE-1 Codes and Standards		
ISA-EE-2 Electrical Design Criteria		
ISA-EE-3 Electrical Drawings and Diagrams		
ISA-EE-4 Environmental Qualification of Electric Equipment /Aging		
ISA-EE-5 Containment Electric Penetrations		
ISA-EE-6 AC Analysis for Power Systems		
ISA-EE-7 DC Analysis for Power Systems		
ISA-EE-8 Circuit Breakers		
ISA-EE-9 Motor Bus Transfers		
ISA-EE-10 Uninterruptible Power Supplies (UPS)		
ISA-EE-11 Transformers		
ISA-EE-12 Cables		
ISA-EE-13 Equipment Protection		
ISA-EE-14 Switchgear, Load/Distribution Centers, Motor Control Centers and Controllers		
ISA-EE-15 Electrical Power Grid		
ISA-EE-16 Electrical Safety		
ISA-EE-17 Maintenance and Testing		
ISA-EE-18 Motors		
ISA-EE-19 Motor-Operated Valves		
ISA-EE-20 Emergency Lighting		
ISA-EE-21 Alternate AC Power/Station Blackout		
ISA-EE-22 Emergency Diesel Generator and Support Systems		
ISA-EE-23 Instrumentation and Control		

Supervisor's signature indicates successful completion of all required activities.

Supervisor Signature: \_\_\_\_\_ Date: \_\_\_\_\_

The appropriate Form 1, "Reactor Operations Inspector Basic-Level Equivalency Justification," must accompany this signature card and certification, if applicable.

出典) IMC1245, Appendix D4, "Advanced Electrical Inspector Technical Proficiency Training and Qualification"<sup>50</sup>, App D4-175

自習科目の対象である項目には、火災防護と関連の深いものも含まれている。

ケーブル (ISA-EE-12) の経年劣化 (ISA-EE-04) は、短絡、地絡及び異常発熱の発生原因となり、火災に繋がる可能性がある。

AC 電源系統 (ISA-EE-06) 及び DC 電源系統 (ISA-EE-07) の設計の検査には、最悪の短絡事象を考慮した解析の実施、過熱による発火、爆発による損傷及び火災を避けるために遮断器 (ISA-EE-08) 及びヒューズの定格容量並びにリレーの種類及び作動時間の設定について理解する必要がある。

変圧器 (ISA-EE-11) は、部品及び絶縁油の劣化によって大規模な火災及び爆発を引き起こすことがある。落雷及び地絡によって大電流が流れることに起因して故障及び火災を誘発する可能性のある機器の検査には、接地及び避雷装置 (ISA-EE-13) を理解する必要がある。

低電圧の MCC 及び中電圧の開閉器 (ISA-EE-14) は、発火源となり、大規模な高エネルギーアーク損傷 (HEAF) を発生させたりすることがある。作業者の感電事故及び機器の損傷防止のための安全ルール (ISA-EE-16) の遵守は、機器の損傷防止だけでなく火災の発生防止にも繋がる。電気設備に対するメンテナンス (予防保全) 及び定期的な試験 (ISA-EE-17) は電気関係に対しても対象となり、安全停止の達成及び維持に必要な SSC に機能・性能を維持することを確認することに繋がる。

モーター及び電動弁 (ISA-EE-18、ISA-EE-19) は、火災が発生した場合に誤動作を起こす可能性のある機器となる。また、非常灯 (ISA-EE-20) は、火災発生時にプラント内で安全停止操作を行う場合において安全な人の移動及び作業に必要な照度を確保するための設備となる。

EDG (ISA-EE-22) は、火災によって影響を受ける可能性のある安全設備であり、大量の燃料を消費するエンジンによって駆動されるために潜在的な火災源である。

なお、Appendix D4<sup>50</sup> には、火災が発生した場合に起こり得る様々な形態の断線、短絡及び地絡に伴う誤動作に対する本格的な回路解析手法の学習は含まれていない。すなわち、Appendix D4<sup>50</sup> は、全権検査官 (火災防護検査官) が火災発生時の安全停止に係る解析手法の一つとして回路解析の技能を習得するためのものではなく、単に原子炉施設に関連する電気設備に対する技術的及び専門的知識を習得するためのものである。

## 付録 D. BE0021 に盛り込まれなかった IP7.1111.05T の 03 項 (検査ガイダンス) の小項目

IP7.1111.05T の 03 項のうち、0.3.01 b.、c.、03.02～03.04 は、BE0021 に盛り込まれなかった。以下にその概要を説明する。

### (03.01 b. Regulatory Requirements and Licensing Bases)

03.01 b 項は、米国の原子力発電所に適用される火災防護の規制要件が認可年月日によって異なることに起因するものであり、背景が異なる我が国の場合は記載の必要はない。

米国のプラントにおいて、認可取得が 1978 年 12 月 31 日以前のプラントに当たっては 10CFR50.48 (a) 及び (b) (すなわち Appendix R<sup>11</sup>) に基づいた規制、及び 1979 年 1 月 1 日以降に当たっては 10CFR50.48 (a) に基づいた規制が行われるものと整理できる。くわえて、これらの中には、Appendix R<sup>11</sup> が制定される以前のプラント及び Appendix R から 10CFR50.48 (c) (すなわち NFPA 805) への移行段階にあるプラントがあり、これらは個別に多くの適用除外及び特例が NRC に承認されていることから、認可条件は個々のプラントで大きく異なっている。また、米国では個々のプラントにおける認可条件の解釈は、認可を取得して長い年月を経た後に、事業者側と NRC 側で異なる見解となることが確認されている。そこで検査チームにおいては、はじめに当該の検査対象プラントの認可条件を正確に把握する必要が生じたものと推測される。

### (03.01 c. Licensee Notification and Information Gathering)

03.01 c 項は、後述の c.1～c.3 のように、検査チームによる現地検査の実施に当たっての事前準備について詳しく記載されている。実施する検査においては、確認目的を明確にすることだけでなく、検査実施のための資料 (材料) 及び検査手法を明確にすることも検査を効率的に進める上で重要である。

検査は、検査チームが現地入りしてから始まるのではなく、あらかじめ事業者に必要な情報を提供させて、検査チーム内で十分に検討を重ねて、潜在的な弱点を絞り込んだ上で臨む活動と整理できる。そして、事業者は、検査チームが現地入りしたときには、あらかじめ依頼した専用の執務室に指示した手順書、検査記録等のコピーがそろえられていなければならない。特に、この点については、入念な検査の遂行において欠かせない重要な部分であることから、IP71111.05T<sup>4</sup>の附属書 1 で事業者宛の通知書の様式を示し、さらに、添付書 1 と添付書 2 を添付して、事業者が用意しなければならない膨大な資料のリストが明示されている。これらの資料は例えば次のようなイメージで活用されるものと推測される。

例えば検査対象として選定された火災区域に移動し、ある防火障壁の貫通部シールに欠陥を発見したとする。検査チームは、当該の貫通部シールに対する事業者の過去の点検記録を調べ、判定方法を確認し、及び判定の適切性を調査する。さらに、当該の貫通部シールに対して適用された認証試験記録及びその施工法を示したメーカーのマニュアルも調査し、現場の状況、これらの記録等の整合性、過去の不適合の履歴及び CAP による処理状況を確認する。検査は、このように連鎖的に過去の資料及び記録が必要になるため、あらかじめ事業者を用

意させておかなければならない。

(c.1. Licensee Notification Letter)

検査対象プラントの運転事業者に通知状を送る。

(c.2. Information Gathering Site Visit)

先遣隊は、様々な庶務事項の打合せも兼ねた 2 日間又は 3 日間の訪問を行い、検査対象プラントに関する情報を持ち帰り、検査チームに配布し、又は 閲覧可能な状態にする。

(c.3. Information Required/Preparation)

ここでは、検査チーム各自が効率よく現地検査を行えるように、予備知識として以下の (a) ~ (f) を予習するためのチェックリストが整理されている。

(a) プラント設計、レイアウト、機器配置

(b) 10CFR50.48、Appendix R<sup>11</sup>、火災防護に関する NRC の SER、運転認可証、UFSAR、NRC が承認した適用除外及び特例に基づく最新の安全停止の認可ベース

(c) 安全停止状態を達成するための事業者の方策、方法及び手順（特に、UFSAR、最新版の FHA、最新版の安全停止解析、火災防護及び安全停止に関連した変更（10CFR50.59 関係等）、GL86-1019 対応の関連文書及び改造関係の記録一式、プラント図面、EOP/AOP、社内監査並びに安全停止分野の自己評価及び品質保証監査結果）

(d) プラント特有の過去の火災防護関連問題の記録、NRC 検査、内部監査の結果、CAP の記録並びに 10CFR50.72 及び 10CFR50.73 関連の不適合報告（速報版及び LER）

(e) 事業者の解析によって担保されている各火災区域、区画及び部屋における安全停止を達成するのに必要な安全停止系及びその支援系（すなわち、反応度制御系、冷却材補給系、熱除去系並びにそれらの系統の監視機能及び支援機能）

検査が実施される各火災区域、区画及び部屋における停止プロセスのロジックに係る位置付けが検査チームの各メンバーに完全に理解されていること

(f) 電気回路の分離性の評価に対する事業者の評価手法、問題抽出及び解決方法。検査チームによる電気分野の点検においては、事業者の解析に用いられている仮定及び条件に対しても含むものとする

(03.02 Fire Protection Inspection Activities)

03.02 項については、火災検知装置、警報装置、自動消火装置、防火扉、防火ダンパー等に対して適用される NFPA 規格等との照合の時の注意点が述べられている。これらは火災区域及び火災区画に設置され、NFPA 及び UL の規格が適用されている。しかし、様々な年代の規格が混在していることが予想されることから混乱を避けるため、“Code of Record” の概念（プラントの設計及び設置時点で有効であった規格を評価に用いる規格とすること）及びその規定に対する同等性の証明が説明されている。



(03.03 B.5.b Inspection Activities)

03.03 項は B.5.b 対策に関連した項目である。前述の添付書 2 はこの検査のための関連資料リストである。これについては、我が国の場合において火災防護検査の範囲に含まれないことから、BE0021<sup>2</sup>に含める必要はないと言える。

(03.04 Identification and Resolution of Problems)

03.04 項は、問題点の特定及び解決に関する確認の方法が述べられている。特に、03.04 の回路保護の問題点に対して問題の特定及び是正処置計画への組み込み及び実施指針を遵守した対処について確認することが述べられている。

## 参考文献一覧

1. U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC INSPECTION MANUAL INSPECTION PROCEDURE 71111 REACTOR SAFETY INITIATING EVENTS, MITIGATING SYSTEMS, BARRIER INTEGRITY, ML111511016, p1-p6, Att1-1, Oct 28, 2011.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1115/ML111511016.pdf>
2. U.S. Nuclear Regulatory Commission, IP71111.05, Fire Protection., ML030860824, p1-p24, Mar 06, 2003.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML0308/ML030860824.pdf>
3. U.S. Nuclear Regulatory Commission, ATTACHMENT 71111.05AQ, p1 - p9, Sept. 30, 2010.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1025/ML102570167.pdf>
4. U.S. Nuclear Regulatory Commission, ATTACHMENT 71111.05T, p1 – p19, Att1-2, E1-1 - E3-4, Jan. 31, 2013.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1232/ML12328A158.pdf>
5. 原子力規制庁原子力規制部検査監督総括課, 基本検査運用ガイド火災防護 (BE0020\_r0), p.1-p.19, 令和 2 年 4 月 1 日.  
<https://www.nucleardocument.nsr.go.jp/kensaguide/>
6. 原子力規制庁原子力規制部検査監督総括課, 基本検査運用ガイド 火災防護 (3 年) (BE0021\_r1), p1 – p12, 令和 3 年 07 月 21 日.  
<https://www.nucleardocument.nsr.go.jp/kensaguide/>
7. 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, 令和 2 年 3 月 31 日, 原規技発第 20033110 号.  
<https://www.nra.go.jp/data/000261827.pdf>
8. U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC INSPECTION MANUAL INSPECTION PROCEDURE 71111 ATTACHMENT 21N.05 FIRE PROTECTION TEAM INSPECTION (FPTI), p1 – p9, Jun. 12, 2019.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1908/ML19084A040.pdf>
9. U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC INSPECTION MANUAL Change Notice 04-023, p1, Sept 10, 2004.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML0426/ML042600545.pdf>
10. Hannon J N, Rationale for temporarily halting certain associated circuit inspection lines of inquiry during fire protection baseline triennial inspections, ML003773142, Nov 29, 2000.

- <https://adamswebsearch2.nrc.gov/webSearch2/main.jsp?AccessionNumber=ML003773142>
11. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Appendix R to Part50 - Fire Protection Program for Nuclear Power Facilities Operating Prior to January 1, 1979, last accessed Aug. 18, 2020.  
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-appr.html>
  12. U.S. Nuclear Regulatory Commission, §50.48 Fire protection, last accessed Aug. 18, 2021.  
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0048.html>
  13. NRR/DRA/AFP, Fire Protection for Nuclear Power Plants, ML082530336, p1-p2.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML0825/ML082530336.pdf>
  14. U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC INSPECTION MANUAL Change Notice 03-007, ML030860555, p1, Mar 06, 2003.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML0308/ML030860555.pdf>  
(IP71111.05 の Enclosure 2 は CN 03-007 に存在する。: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/changenotices/2003/03-007.html>)
  15. U.S. Nuclear Regulatory Commission, ATTACHMENT 71111.05XT, p1 – p19, Jan. 31, 2013.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1232/ML12328A167.pdf>
  16. Nuclear Energy Institute, NEI 00-01 Revision 2, “Guidance for Post-Fire Safe Shutdown Circuit Analysis”, p1-H-8, June 5 2009.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML0917/ML091770265.pdf>
  17. U.S. Nuclear Regulatory Commission, REGULATORY GUIDE 1.189, REVISION 3, FIRE PROTECTION FOR NUCLEAR POWER PLANTS, RG 1.189 Rev. 3, p1 – 131, Feb 2018.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1734/ML17340A875.pdf>
  18. 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 (原子炉制御室等) 第二十六条 2 項
  19. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Appendix A to Part 50-General Design Criteria for Nuclear Power Plants, Criterion 3-Fire protection, (last accessed August 18, 2020.)  
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-appa.html>
  20. U.S. Nuclear Regulatory Commission, RG 1.205 Revision1 “RISK - INFORMED, PERFORMANCE - BASED FIRE PROTECTION FOR EXISTING LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS”,27p, December 2009.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML0927/ML092730314.pdf>
  21. U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC REGULATORY ISSUE SUMMARY 2004-03, REVISION 1 RISK-INFORMED APPROACH FOR POST-FIRE SAFE-SHUTDOWN CIRCUIT INSPECTIONS, RIS 2004-03, Rev. 1, p1 – p8, Dec. 29, 2004.  
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/reg-issues/2004/ri200403r1.pdf>

22. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE) (NUREG/CR-7150), Vol.1 Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) Exercise for Nuclear Power Plant Fire-Induced Electrical Circuit Failure, Vol.2 Expert Elicitation Exercise for Nuclear Power Plant Fire-Induced Electrical Circuit Failure Vol.3 Technical Resolution to Open Issues on Nuclear Power Plant Fire-Induced Circuit Failure, last accessed Jan 13, 2022.  
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr7150/>
23. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Information Notice No. 84-09: Lessons Learned from NRC Inspections of Fire Protection Safe Shutdown Systems (10 CFR 50, Appendix R), IN 84-09, last accessed Jan. 13, 2022.  
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/info-notices/1984/in84009.html>
24. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Demonstrating the Feasibility and Reliability of Operator Manual Actions in Response to Fire (NUREG-1852), NUREG-1852, last accessed Jan. 13, 2022.  
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1852/>
25. U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC REGULATORY ISSUE SUMMARY 2006-10 REGULATORY EXPECTATIONS WITH APPENDIX R PARAGRAPH III.G.2 OPERATOR MANUAL ACTIONS, RIS 2006-10 (ML061650389), p1 – p8, Jun. 30, 2006.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML0616/ML061650389.pdf>
26. 笠原 文雄 松田 航輔 加藤 敬輝 椛島 一, NRA 技術ノート「米国における火災時安全停止回路解析の調査」, NTEN-2021-1001, 原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ, 令和3年6月.
27. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Implementation of Fire Protection Requirements (Generic Letter No. 86-10), GL 86-10, last accessed Jan. 13, 2022.  
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/gen-letters/1986/gl86010.html>
28. U.S. Nuclear Regulatory Commission, §50.72 Immediate notification requirements for operating nuclear power reactors., 10CFR50.72, last accessed Jan. 13, 2022.  
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0072.html>
29. U.S. Nuclear Regulatory Commission, §50.73 Licensee event report system., 10CFR50.73, last accessed Jan. 13, 2022.  
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0073.html>
30. U.S. Nuclear Regulatory Commission, REGULATORY GUIDE 1.120 FIRE PROTECTION GUIDELINES FOR NUCLEAR POWER PLANT, RG 1.120 (ML13350A276), p1 – p23, Jun 1976.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1335/ML13350A276.pdf>

31. U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Endurance Test Acceptance Criteria for Fire Barrier Systems Used to Separate Redundant Safe Shutdown Trains Within the Same Fire Area (Supplement 1 to Generic Letter 86-10), last accessed Jan. 13, 2022.  
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/gen-letters/1986/gl86010s1.html>
32. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Salem, Units 1 and 2: Triennial Fire Protection Inspection Report 05000272/2018007 and 05000311/2018007., ML18099A086, p1 – p16, Apr. 17, 2018.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1809/ML18099A086.pdf>
33. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Perry - NRC Triennial Fire Protection Inspection Report 05000440/2018011 (DRS)., ML18330A172, p1 – p13, Nov. 27, 2018.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1833/ML18330A172.pdf>
34. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Pilgrim Nuclear Power Station - Triennial Fire Protection Inspection Report 05000293/2018015., ML18330A084, p1 – p10, Nov. 27, 2018.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1833/ML18330A084.pdf>
35. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Limerick Generating Station, Units 1 and 2 - Triennial Fire Protection Inspection Report 05000352/2019011 and 05000353/2019011., ML19073A239, p1 – p11, Mar. 15, 2019.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1907/ML19073A239.pdf>
36. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Hope Creek Generating Station - Triennial Fire Protection Inspection Report 05000354/2019011., ML19127A094, p1 – p18, May. 14, 2019.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1912/ML19127A094.pdf>
37. National Fire Protection Association, NFPA 72E: Standard for Automatic Fire Detector., p1 – p138, Aug. 17, 1990.
38. U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC INSPECTION MANUAL INSPECTION MANUAL CHAPTER 0609, ML20267A146, p1 – p11, Exh 1-1, Nov. 9, 2020.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML2026/ML20267A146.pdf>
39. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition - Auxiliary Systems (NUREG-0800) 9.5.1.1 FIRE PROTECTION PROGRAM, Revision 0, ML090510170, p9.5.1.1-3, February 2009.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML0905/ML090510170.pdf>
40. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition - Auxiliary Systems (NUREG-0800) 9.5.2 COMMUNICATIONS SYSTEMS. Revision 3, ML070550037, p 9.5.2-1 - p9.5.2-10, March 2007.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML0705/ML070550037.pdf>

41. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition - Auxiliary Systems (NUREG-0800) 9.5.3 LIGHTING SYSTEMS, Revision 3, ML070550036, p 9.5.3-1 - p 9.5.3-5, March 2007.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML0705/ML070550036.pdf>
42. U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC INSPECTION MANUAL INSPECTION MANUAL CHAPTER 0609 APPENDIX F FIRE PROTECTION SIGNIFICANCE DETERMINATION PROCESS, ML18087A414, p1 – p36, May. 2, 2018.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1808/ML18087A414.pdf>
43. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Recommendations for Modifying the Reactor Oversight Process Engineering Inspections, SECY-18-0113 (ML18144A567), p1 – p18, Nov. 13, 2018.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1814/ML18144A567.pdf>
44. U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC INSPECTION MANUAL Change Notice 19-019, ML19163A038, p1, Jun. 12, 2019.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1916/ML19163A038.pdf>
45. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Recommendations for Enhancing the Reactor Oversight Process, SECY-19-0067 (ML19070A050), p1 – p27, Jun. 29, 2019.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1907/ML19070A050.pdf>
46. インターナショナルアクセスコーポレーション, 令和元年度原子力規制庁請負成果報告書「国内外における火災防護の規制動向調査」, I-6, 令和2年3月。(2025年公表予定)
47. U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC INSPECTION MANUAL INSPECTION MANUAL CHAPTER 1245 QUALIFICATION PROGRAM FOR NEW AND OPERATING REACTOR PROGRAMS, ML18047A119, p1 – p12, Aug. 23, 2018.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1804/ML18047A119.pdf>
48. U.S. Nuclear Regulatory Commission, IMC 1245, Appendix C7 “Fire Protection Inspector Technical Proficiency Training and Qualification Journal”, ML18047A188, p1 – p14, Jul. 30, 2018.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1804/ML18047A188.pdf>
49. U.S. Nuclear Regulatory Commission, IMC 1245, Appendix D3, "Fire Protection Advanced-Level Training.", D3-1 – D3-7, Dec. 19, 2012.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1225/ML12251A071.pdf>
50. U.S. Nuclear Regulatory Commission, IMC 1245, Appendix D4, "Advanced Electrical Inspector Technical Proficiency Training and Qualification"., D4-1 – D4-177, Dec. 30, 2011.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1030/ML103010228.pdf>
51. U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC–RES/EPRI 2021 Fire PRA Workshop, last accessed

August 10, 2022.

<https://www.nrc.gov/public-involve/conference-symposia/epri-fire-pra-course/epri-fire-pra-course-info.html>,

52. Naeem Iqbal, Mark Henry Salle, Fire Dynamics Tools (FDTS): Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program, NUREG-1805 (ML043290075), p1-1 -18-19, U.S. Nuclear Regulatory Commission, December 2004.
53. D. Stroup, G. Taylor, G. Hausman, Fire Dynamics Tools (FDTs) Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program (NUREG-1805, Supplement 1, Volumes 1 & 2), July 2013.  
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1805/s1/index.html>
54. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Nuclear Power Plant Fire Modeling Analysis Guidelines (NPP FIRE MAG), NUREG-1934 (ML12314A165), p1-1 – H-14, November 2012.  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1231/ML12314A165.pdf>

## 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  
松田 航輔 技術研究調査官  
椛島 一 統括技術研究調査官  
笠原 文雄 技術参与



