RREP-2025-1001

安全研究成果報告

S/NRA/R Research Report

火災防護に係る影響評価に関する研究 (フェーズ 2)

Research on Fire Hazard Analysis for Protection of Nuclear Power Stations (Phase 2)

瀧澤 真 宮﨑 利行 櫻井 智明 椛島 一 松田 航輔

TAKIZAWA Makoto, MIYAZAKI Toshiyuki, SAKURAI Tomoaki KABASHIMA Hajime, and MATSUDA Kosuke

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7年6月 June 2025

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プロジェクトの活動内容・ 成果をとりまとめたものです。

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 カ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 火災防護に係る影響評価に関する研究(フェーズ2)

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

瀧澤 真 宮﨑 利行 櫻井 智明 椛島 一 松田 航輔

要 旨

火災は共通原因故障を引き起こす起因事象の中でも重要な事象の一つであることから、 様々な火災リスクの一層の低減を図るための知見を拡充することが重要である。本研究で は、原子炉施設に対する火災防護規制の高度化への反映を目的として、原子力発電所の火 災防護に係るガイド類の見直しの要否の検討に必要な技術的知見を取得するため、「高エ ネルギーアーク損傷(以下「HEAF」という。)の影響評価」、「電気ケーブルの熱劣化評価」 及び「火災影響評価手法・解析コード等の整備」を行った。

HEAF の影響評価においては、HEAF 時の爆発現象を対象として実電気盤を模擬した試験体を用いて HEAF 試験を行い、爆発圧力、金属蒸気の噴出量等に関する知見を取得した。

電気ケーブルの熱劣化評価においては、実際の原子力施設における電気ケーブルの敷設 状況や想定される火災時の状況等を踏まえ、火災時の環境等を模擬した熱劣化試験を行い、 電気ケーブルの温度上昇に伴う絶縁抵抗データを取得して、ケーブルの熱劣化に関する知 見を拡充した。また、この絶縁抵抗データから、加熱時の損傷速度はアレニウスの式で整 理できることを確認した。

火災影響評価手法・解析コード等の整備においては、HEAFの爆発現象によって生じる 金属蒸気が周辺機器に与える熱影響を解析するモデルを構築し、解析により熱影響範囲等 に関する知見を取得した。また、可燃性液体火災等の解析コードの構築に必要な試験デー タを取得して、可燃性液体の燃焼挙動等について知見を拡充した。

以上の知見は、原子炉施設に対する火災防護規制の高度化に活用されることが期待される。なお、本研究の一部は、国立大学法人筑波大学及び国立大学法人山口大学への委託研究事業並びに国立大学法人筑波大学との共同研究により行われた。また、HEAF 試験の一部は、米国原子力規制委員会との研究協力の下で米国 KEMA 試験場において実施した。

i

Research on Fire Hazard Analysis for Protection of Nuclear Power Stations (Phase 2)

TAKIZAWA Makoto, MIYAZAKI Toshiyuki, SAKURAI Tomoaki, KABASHIMA Hajime, and MATSUDA Kosuke

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

Abstract

Continuous improvement in fire protection knowledge helps minimize fire risks as fire is a serious initiating event that can result in common cause failures. This research aims to enhance fire safety regulations in nuclear power stations through experimental and analytical studies, focusing on high-energy arcing faults (HEAF) in electrical cabinets, the thermal deterioration of electrical cables, and the development of fire hazard analysis methods and computer codes.

In the HEAF evaluation, HEAF tests were conducted using test specimens that simulated actual electrical cabinets, with a focus on the explosion phenomenon. Data such as explosion pressure and the amount of metal vapor released were obtained.

Experiments on the thermal deterioration of electrical cables considered variables such as installation conditions and fire environments in actual nuclear facilities. Results improved knowledge about the insulation resistance decrease caused by thermal stress during fires. The data revealed that the damage rate during heating can be predicted using the Arrhenius equation based on the observed decrease in insulation resistance.

In the development of fire hazard analysis methods and computer codes, a model for analyzing the thermal impact of metal vapor released during HEAF explosions was developed, offering insights into the range of thermal effects on nearby equipment. Furthermore, combustion tests for flammable liquids were conducted, generating the necessary data and knowledge necessary for developing evaluation codes for such fires.

Part of these studies were conducted by University of Tsukuba and Yamaguchi University under the auspices of the Nuclear Regulation Authority. In addition, part of these studies were conducted under the bi-lateral agreement of the joint research project with University of Tsukuba. Part of the HEAF tests were conducted in collaboration with the U.S. NRC at KEMA in the U.S.

ii

目 次

1.	序論		1
1.1	背景	軣	1
1.2	目自	勺	3
1.3	全体	本行程	4
2.	本論		6
2.1	高二	ェネルギーアーク損傷の影響評価	6
2	.1.1	HEAF の概要及び研究の背景	6
2	.1.2	HEAF 試験	7
2	.1.3	HEAF 試験の結果及び考察	10
2	.1.4	HEAF 試験で得られた知見及びそれに基づく評価手法の検討	17
2.2	電気	気ケーブルの熱劣化評価	18
2	.2.1	電気ケーブルの熱劣化試験	20
2	.2.2	電気ケーブルの熱劣化評価手法の検討	30
2	.2.3	電気ケーブルの熱劣化評価研究のまとめ	32
2.3	火災	炎影響評価手法・解析コード等の整備	33
2	.3.1	HEAF 爆発現象の解析	33
2	.3.2	大規模火災解析手法の検討	38
2	.3.3	静的な防護バリアの機能喪失に係る評価モデル検討	41
2	.3.4	可燃性液体の液面燃焼時における燃焼挙動評価	43
2	.3.5	ケーブルの燃焼等に係る影響評価	49
2	.3.6	火災時における電気機器等の回路故障に係る評価モデルの検討	50
3.	結論		52
3.1	成身	果の要点	52
3.2	目白	りの達成状況	53
3.3	成身	果の公表等	53
3	.3.1	原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表	53
3	.3.2	委託先による公表	54
3.4	成身	果の活用等	55
3.5	今後	後の課題等	55
参考了	ケ 献一	覧	57
執筆者	了一覧		63

表 目 次

表 2.1	アークエネルギーと銅母線の損耗量との関係	15
表 2.2	熱劣化試験で使用したケーブルの仕様	20
表 2.3	熱劣化試験で使用したケーブルの分類	20
表 2.4	本解析で参照した HEAF 試験結果	33

図目次

义	1.1	本研究の全体行程	. 5
义	2.1	基準試験体	. 9
义	2.2	図 2.1 に示す基準試験体を用いた HEAF 試験の一例	. 9
义	2.3	内容積の異なる5つの試験体	10
义	2.4	爆発圧力に対する試験体内容積の影響(銅母線の場合)	11
义	2.5	上部開口部の異なる試験体	12
义	2.6	上部開口部が爆発圧力に及ぼす影響(銅母線の場合)	13
义	2.7	金属母線の損耗量とアークエネルギーとの関係	14
义	2.8	試験体内において発生した金属蒸気が壁面に付着した痕跡	16
义	2.9	原子力施設において火災時に加熱されるケーブルの例	19
义	2.10	ケーブルの断面の例	19
义	2.11	コーンカロリーメータを用いた熱劣化試験装置	22
义	2.12	コーンカロリーメータを用いた熱劣化試験体系の外観写真及び模式図	22
义	2.13	コーンカロリーメータを用いた熱劣化試験における 600V NH-CE のケーブル	表
		面温度及び絶縁抵抗の時間変化	24
义	2.14	コーンカロリーメータを用いた熱劣化試験における NH-CEE のケーブル表面	温
		度及び絶縁抵抗の時間変化	25
义	2.15	カートリッジヒータを用いたケーブルの熱劣化試験体系の外観及び模式図	28
図	2.16	カートリッジヒータを用いた 600 V FR-PSHV の熱劣化試験におけるケーブル	表
		面温度及び絶縁抵抗の時間変化	29
义	2.17	600 V FR-PSHV のアレニウスプロットの例	31
义	2.18	HEAF 爆発解析の概念図	34
义	2.19	第一段階の解析の概要(寸法及び模式図)	35
义	2.20	第一段階の解析で得られた輻射照度(時刻 1.0 s)	36
义	2.21	第二段階の解析の概要(寸法及び模式図)	37
义	2.22	第二段階の解析で得られた中心軸上の輻射照度(0から1.0sまでの平均値)	38
义	2.23	大規模火災解析の FDS モデル	39
义	2.24	FDS による発熱速度(HRR)の解析例	41
义	2.25	防護バリアの機能喪失検討のための FDS モデル	42
义	2.26	防火扉のある場合と無い場合の燃焼開始 500 秒後の温度の高さ依存性	43
义	2.27	本研究の燃焼試験例	.44
図	2.28	エタノール燃焼時の蒸発速度の時間変化	45
図	2.29	燃焼経過時間ごとの火炎分離直前の空気流動の速度ベクトル、及び渦度分布	46
义	2.30	可燃性液体内の速度ベクトル、及び渦度分布	47

図 2.31	本研究で得られた流動知見のまとめ	47
図 2.32	輻射照度及び温度測定のためのセットアップ	48
図 2.33	ヘプタンの場合の輻射照度の時間変化(火炎中心から 50 mm 離した場合)	49

略語表

FDT ^s	Fire Dynamics Tools (火災力学ツール)				
FIRE project	Fire Incident Records Exchange project(火災事象情報交換プロジェクト)				
HRR	Heat Release Rate (発熱速度)				
HEAF	High Energy Arcing Fault (高エネルギーアーク損傷)				
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers (米国電気電子学会)				
IRSN	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire				
	(フランス放射線防護・原子力安全研究所)				
KEMA	Keuring van Elektrotechnische Materialen te Arnhem				
	(オランダ電気機器規格協会)				
NIST	National Institute of Standards and Technology(米国国立標準技術研究所)				
NRC	Nuclear Regulatory Commission(米国原子力規制委員会)				
OECD/NEA	Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy				
	Agency (経済協力開発機構/原子力機関)				
PIV	Particle Image Velocimetry(粒子画像流束測定法)				
PRISME project	PRopagation d'un Incendie pour des Scénarios Multi-locaux élémentaires project				
	(複数部屋にまたがる単純な状況における火災の伝播プロジェクト)				
TP	Thermoplastic (熱可塑性)				
TS	Thermoset(熱硬化性)				
ZOI	Zone of Influence (影響範囲)				

用語の定義

高エネルギー	遮断器や開閉器などの通電された導体間、又は通電された部品と
アーク損傷(HEAF)	アースの間に大電流のアーク放電が発生し、熱、光、金属の蒸発
	及び圧力の上昇を伴って、急激なエネルギーの放出が起こる事象
	として特徴付けられる爆発性の電気故障。HEAFの第一段階では、
	爆発現象により機器の損壊、変形等の故障が発生する場合がある。
	また、アーク放電に起因する熱の影響により、HEAF の第二段階
	では、アーク火災が発生する場合がある。
アーク放電	電極間に電位差が生じることにより、電極間にある気体に持続的
	に発生する放電の一種。電極間にある気体は励起状態になり、高
	温と閃光を伴う。
アークパワー	アーク放電発生時の電圧値[V]と短絡電流値[A]を乗じた三相の
	合計値。単位は、ワット[W]である。
アークエネルギー	アークパワー[W]にアーク放電の継続時間[s]を乗じた三相の積
	算値。単位は、ジュール[J]である。
アーク火災	アーク放電の継続により、電気盤や隣接する電気設備等に発生す
	る火災。火災は、アーク放電の熱による電気盤内等の温度上昇、
	ケーブル等からの可燃性ガスの発生及び可燃性ガスの引火等を
	経て発生する。
火災力学ツール (FDT ^s)	米国原子力規制委員会が開発した簡易的な火災影響評価ツール。
金属ヒューム	加熱による金属の酸化や昇華によって生じる金属の微粉、煙霧、
	蒸気及び揮発性の粒子。
数值流体解析	流体(気体及び液体)の流れや熱の移動、化学反応などの関連現
	象をコンピュータを用いたシミュレーションによって解析する
	技術。
ゾーンモデル	火災区画を高温と低温の二層に分割して解析する火災評価モデ
	<i>ν</i> _o
電気盤	電力を供給するための機器を組み込んだ盤。実用発電用原子炉施
	設に設置されている高圧電源盤(直流にあっては 750 ボルトを、
	交流にあっては 600 ボルトを超え、7000 ボルト以下のものであ
	って、大容量の負荷及びパワーセンタ等に電力を供給するもの。
	メタルクラッドスイッチギヤ等をいう。)及び低圧電源盤(直流
	にあっては 750 ボルト以下、交流にあっては 600 ボルト以下の
	もの。パワーセンタとモーターコントロールセンタの2種類があ

る。)。

熱可塑性樹脂

熱硬化性樹脂 フィールドモデル 加熱すると変形・溶融し、流動性を示す樹脂。

加熱すると不溶不融の状態に硬化する樹脂。

数値流体解析に基づいて解析を行うモデル。

ホットショート

火災による高温の影響で導体間の絶縁体が破壊され短絡し、 電気的に接続されること。

1. 序論

1.1 背景

火災は共通原因故障を引き起こす起因事象の中でも重要な事象の一つであることから、 火災事象について継続的に知見を拡充する必要がある。

先行の研究プロジェクトである「火災防護に係る影響評価に関する研究」¹(以下「先行 研究」という。)では、平成 29 年度から令和 2 年度にかけて原子炉施設に対する火災防護 規制の高度化を目的として、「高エネルギーアーク損傷(以下「HEAF」という。)の影響 評価」、「電気ケーブルの熱劣化評価」及び「火災影響評価手法・解析コード等の整備」 の三つの研究項目を設定し、研究を行った。

本研究では、先行研究の成果を踏まえ、「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」²(以下「火災防護審査基準」という。)、「原子力発電所の内部火災 影響評価ガイド」³(以下「内部火災ガイド」という。)、「原子力発電所の外部火災影響 評価ガイド」⁴(以下「外部火災ガイド」という。)及び「高エネルギーアーク損傷(HEAF) に係る電気盤の設計に関する審査ガイド」⁵(以下「HEAF 審査ガイド」という。)の見直 しの要否の検討に必要な技術的知見を取得するため、引き続き、「HEAF の影響評価」、 「電気ケーブルの熱劣化評価」及び「火災影響評価手法・解析コード等の整備」を行った。 本研究で実施した研究項目の具体的な背景は、以下のとおりである。

(1) HEAF の影響評価

国際的な火災事象を取りまとめている経済協力開発機構/原子力機関(以下「OECD/NEA」 という。)のFire Incident Records Exchange (FIRE)プロジェクトでは炉心損傷に至る可能性 の高い火災事象の一つとして、HEAF を抽出している。同プロジェクトのFIRE データベー スによれば、1975~2012年の間に原子炉施設で発生した火災415件中48件(11.5%)が HEAF による火災であったとしている⁶。HEAF はその現象の複雑さ及び影響の重大さから 国際的に注目されており、OECD/NEA では国際共同研究として HEAF プロジェクトが実施 された。HEAF には第一段階における爆発現象と第二段階におけるアーク火災がある⁷⁹。 第二段階におけるアーク火災への対応については、原子力規制庁長官官房技術基盤グルー プ(以下「S/NRA/R」という。)及び OECD/NEA HEAF プロジェクトの研究を基にその発 生メカニズムの解明等が進んだ⁶⁷ことで、平成29年度第25回原子力規制委員会(平成29 年7月19日)において、アーク火災の発生防止に関する規則等の改正と「HEAF 審査ガイ ド」の新規制定が決定され¹⁰、同年8月8日付けで施行された⁵。一方、第一段階における 爆発現象への対応については、今後研究が進み有効な対応策が確認された時点でさらなる 規制基準の見直しの要否の検討を行うこととされた¹¹。したがって、規制基準の見直しの 要否に係る検討のため、HEAF の爆発現象に係る対応策に関する知見が必要である。

HEAFの爆発現象に対する有効な対応策を検討するため、平成29年度から令和2年度に 実施した先行研究では、HEAFの要素試験を行い、HEAFの爆発メカニズムに関する知見 を得た¹²⁻¹⁴。HEAF の爆発圧力には初期のスパイク的な圧力上昇とその後の安定的な圧力 の2種類が存在することが分かった。また、初期のスパイク的な圧力上昇は空気の熱膨張、 その後の安定的な圧力は金属ヒュームの発生によるものであることが示唆された。HEAF の影響評価においては、これらの影響範囲(以下「ZOI」という。)の明確化が重要である という課題が抽出された。しかしながら、「HEAF 審査ガイド」の見直しの要否の検討に 不可欠な実機を模擬した試験・解析データ等が不足しているため、HEAF の爆発現象の ZOI に係る試験・解析データを取得して、知見を拡充する必要がある。

(2) 電気ケーブルの熱劣化評価

火災源近傍又は高温ガス中に存在する電気ケーブル(以下「ケーブル」という。)はそ の熱により絶縁体の絶縁抵抗が急激に低下し、特に計装・制御ケーブルの場合には誤信号 を発信する可能性がある¹⁵。また、熱が加え続けられると熱劣化が進み、それにより絶縁 体の絶縁抵抗は更に低下し、短絡、地絡、ホットショート(火災の熱により導体間の絶縁 体が破壊され短絡し電気的に接続される現象)、二次火災等が発生するおそれがある。こ のようにケーブルの熱劣化に係る事象は、火災に起因する回路故障(短絡、ホットショー ト等による機能喪失)の要因の一つと成り得る。米国においては、火災に起因する電気回 路の故障モードが整理されており¹⁶、また火災起因の回路故障に係る解析は、火災防護検 査における検査要件の一つとして位置付けられている³⁴。

「火災防護審査基準」には、火災時の安全停止(高温停止、低温停止)を維持すること との要求がある²。また、「内部火災ガイド」では、火災時の原子炉の安全停止を確認する ために実施する内部火災影響評価の手法の例が示されており³、この中で火災防護対象ケ ーブルの損傷と機能喪失が考慮されている。しかし、ケーブルは火災時に損傷し完全に機 能喪失に至る以前であっても熱影響により絶縁抵抗が低下し接続機器の誤動作等が生じる 可能性も考えられるが、「内部火災ガイド」にはこれらに関する対応は記載されていない。 したがって、これらガイド類における記載の充実や見直しの要否の検討に向けた準備のた め、ケーブルの熱劣化試験データを取得すること及びその評価手法を整備する必要がある。

平成 29 年度から令和 2 年度に実施した先行研究では、ケーブルを加熱して火災時の影響を模擬した試験(以下「熱劣化試験」という。)の方法を検討した¹。また、加熱による ケーブルの絶縁抵抗の低下予測式の作成を試みた^{1,18}。このため、調達が容易な限られた種類のケーブルに対して、基礎的な1種類の加熱方法で試験データを取得した。

本研究では、火災時の熱によるケーブルの絶縁抵抗低下について、より実施設の状況を 反映した評価手法を検討するため、実施設の状況(ケーブル敷設状況、火災環境)やケー ブルの条件(ケーブルの種類、経年劣化の有無)を考慮した試験データを取得して知見を 拡充する必要がある。

2

(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備

「内部火災ガイド」では、「火災防護対策により、原子炉施設内で火災が発生しても、 原子炉の高温停止及び低温停止(以下、高温停止及び低温停止を総称して「安全停止」と いう。)に係わる安全機能が確保されることを確認するために実施する内部火災影響評価 の手順の一例」が示されている³。また、「火災影響評価手法については、その技術水準の 現状を踏まえれば、その適用経験等を踏まえて、今後、継続的に見直していくことが必要 である。」とされている³。同ガイドの付属書 B には、評価手順の例として、簡易的な評 価モデルである火災力学ツール(FDT^s)を用いた手順が記載されている³。今後はより詳 細な評価が可能なフィールドモデル等を用いた評価手法や解析コードを整備し、実施設の 状況(火災区画の形状、換気条件、可燃物の燃焼挙動等)を考慮したより現実的な実機解 析を可能とすることで、火災影響評価手法の高度化に資するとともに技術基盤の構築・維 持を行うことが重要である。

平成 29 年度から令和 2 年度に実施した先行研究^{1,19-21}では、フィールドモデル等を用い た解析コード等を用いて、ケーブル火災におけるケーブル東モデルの構築や HEAF の爆発 現象に係るモデルを構築したものの、いずれも特定の条件に限定した解析コードであった ため、これらの適用範囲の拡大が課題であった。また、実機解析のような大規模解析に数 週間を要したことから、解析時間の短縮が課題であることが分かった。

このことから、適用範囲の拡大に向けた解析コードの妥当性確認に必要な試験データの 取得や海外の火災試験を参考とした試解析を進めるとともに、解析時間短縮のために解析 手法を改良する必要があると考えられる。

1.2 目的

「火災防護審査基準」、「内部火災ガイド」、「外部火災ガイド」及び「HEAF 審査ガ イド」の見直しの要否の検討に必要な技術的知見を取得するため、以下の項目に関する安 全研究を実施する。

(1) HEAF の影響評価

実機を模擬した試験を行い、「HEAF 審査ガイド」の見直しの要否の検討に必要となる HEAF の爆発現象の圧力や熱等に関する試験・解析データを取得し、HEAF の ZOI に係る 知見等を拡充する。

(2) 電気ケーブルの熱劣化評価

ケーブルの熱劣化試験を行い、火災の熱によるケーブルの絶縁抵抗低下について、実施 設の状況(ケーブル敷設状況、火災環境、ケーブルの種類・経年劣化状況等)に即したデ ータを取得して、知見を拡充する。また、熱劣化評価手法を整備する。 (3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備

原子力施設における主要な可燃物及び火災時の施設への影響評価において重要な項目 を対象として、試験及び海外の火災試験を参考とした試解析を行い、解析コードの適用範 囲の拡大及び妥当性確認に必要なデータを取得して、知見を拡充する。また、今後の火災 防護に係る規制の高度化等に資するため、解析コード等の実機解析への適用性について検 討し、火災影響評価手法・解析コード等を整備する。

1.3 全体行程

本研究は令和3年度から令和6年度まで実施した。全体行程を図 1.1に示す。

HEAF の影響評価については、実電気盤を模擬した試験体を用いた HEAF 試験により、 爆発圧力、金属蒸気の噴出量等に関するデータ等を取得した。なお、HEAF 試験の一部は、 米国原子力規制委員会(以下「NRC」という。)との研究協力の下で米国にあるオランダ 電気機器規格協会の High Power and High Voltage Test Facility(以下「米国 KEMA 試験場」 という。)において実施した。

ケーブルの熱劣化評価については、熱劣化試験により絶縁抵抗低下に関するデータを取 得して、知見を拡充した。ケーブルの熱劣化評価に係る試験は国立大学法人筑波大学(以 下「筑波大学」という。)への委託により実施した²²⁻²⁴。

火災影響評価・解析コード等の整備については、原子力施設における主要な可燃物及び 火災時の施設への影響評価において重要な下記の項目を対象として、解析及び試験により 関連する試験データ等、知見を取得した²⁵⁻²⁸。

- HEAF の爆発解析
- 大規模火災解析手法の検討
- 可燃性液体の液面燃焼時における燃焼挙動評価
- ・ 静的な防護バリアの機能喪失に係る評価モデルの検討
- ケーブルの燃焼等に係る影響評価
- ・ 火災時回路故障等に係る評価モデルの検討

なお、上記のうち、可燃性液体の液面燃焼時における燃焼挙動評価は、国立大学法人山 ロ大学(以下「山口大学」という。)への委託により実施した²⁹⁻³²。また、ケーブルの燃焼 等に係る影響評価は、筑波大学との共同研究により実施した³³。

年度 (令和)	3	4	5	6
(1) HEAF の 影響評価	 ・HEAFの爆発 現象に係る影響 評価試験 	 ・HEAFの爆発 現象に係る金属 蒸気の影響評価 に関する試験 	 ・取得データか ら得られた知見 を取りまとめ、 解析等実施 	・HEAF に係る 技術的知見の取 りまとめ
(2) 電気ケーブルの熱劣化評価	 ・火災源近傍の ケーブル等を模 握したケーブルの熱劣化試験 ・ケーブルの絶 縁低下予測式に 係る技術的知見 の拡充 	 ・高温の熱源等 を用いたケーブ ルの熱劣化試験 ・ケーブルの総 縁低下予測式に 係る技術的知見 の拡充 	 ・長期間使用し たケーブルを模 した熱劣化試 験 ・ケーブルの絶 縁る技術的知見 の拡充 	 ケーブルの構 成材 秋劣 (款) (款) (本) (*) (*)
 (3) 火災影響 響評価手 法・解析コード等の整備 	 ケーブルの妥 ・ケデルの妥 ・ケデルの妥 ・ブルの妥 ・ブルの妥 ・ブルの受 ・大手 ・ ・ ・ ・ に ・ ・ ・ ケーブの安 ・ ・	・高温なな、 ・ 海空かり が、 加 の 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	・液焼動評価で、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	 ・液焼動評価 ・ 附近の ・ 施工 ・ 施工 ・ 施工 ・ 部 ・ 部 ・ 部 ・ 部 ・ 部 ・ 市

図 1.1 本研究の全体行程

Fig. 1.1 Overall schedule of the research

2. 本論

2.1 高エネルギーアーク損傷の影響評価 34

2.1.1 HEAF の概要及び研究の背景

HEAF とは、遮断器や開閉器などの通電された導体間又は通電された部品とアースの間 に大電流のアーク放電が発生し、熱、光、金属の蒸発及び圧力の上昇を伴って、急激なエ ネルギーの放出が起こる事象として特徴付けられる爆発性の電気故障である ^{6-9, 34-38}。

HEAF の第一段階では、爆発現象により機器の破壊、変形、給電機器のトリップ等が起こることに加え、破壊された部品の飛び散りなどが発生する場合がある。HEAF の第二段階では、アーク放電に起因する熱の影響により機器等が高温になり火災が発生する場合がある ^{69,36-38}。アーク火災が発生した場合には、ケーブルや機器への損傷が拡大し、機器の停止・誤作動・制御不能などをもたらす可能性がある。

日本の代表的な HEAF 事象としては、2011 年 3 月の東北地方太平洋沖地震により、東北 電力株式会社女川原子力発電所 1 号機(以下「女川 1 号機」という。)で発生した高圧電源 盤火災である^{39,40}。この女川 1 号機の HEAF 事象ではアーク火災の影響により、隣接する 電気盤等の延焼等により、多くのケーブルや機器等が損傷した。

HEAF の第二段階におけるアーク火災への対応については、S/NRA/R^{7-9, 13, 41-46}、 OECD/NEA HEAF プロジェクト³⁷等の研究を基にアーク火災の発生メカニズム等の解明等 が進んだことで、平成29年度第25回原子力規制委員会(平成29年7月19日)において、 アーク火災の発生防止に関する規則等の改正¹⁰と「HEAF 審査ガイド」の新規制定が決定 され、同年8月8日付けで施行された。一方、HEAF の第一段階における爆発現象への対 応については引き続き研究を行い、ZOI について新たな知見が得られた場合には、必要に 応じて更なる規制基準への反映を検討することとされた(平成28年度第62回原子力規制 委員会(平成29年2月22日))¹¹。

上述の背景及び経緯を踏まえて、先行研究¹では、HEAFの要素試験を行い、HEAFの爆 発メカニズムに関する知見を得た。しかしながら、HEAFのZOIが明確でないという課題 があるため、爆発現象に関する試験・解析データを取得して、知見を拡充する目的で本研 究を実施した。

2.1.2 HEAF 試験

(1) HEAF 試験の目的

先行研究「において実施した要素試験の結果、HEAF 爆発現象には、空気の熱膨張と金 属蒸気・金属ヒュームの発生があることが分かった。これらも踏まえると、HEAF 爆発現 象の影響範囲の評価で考慮する必要がある可能性のある要素には、圧力(爆発圧力)と熱 影響に係るもの(金属蒸気・金属ヒュームの発生とそれに付随する現象(金属蒸気の酸化 に伴う発熱)やアーク放電に由来する輻射熱)がある。

本研究の目的は、実電気盤を想定した複数の形状の試験体を用いて HEAF 爆発を模擬し た試験を行うことで、主に爆発圧力と金属蒸気・金属ヒュームの発生に係るデータを取得 し、HEAF の ZOI の評価手法の検討に必要な知見等を拡充することである。なお、本研究 における当該評価手法の検討等においては、保守的な酸化熱を算出するため、金属ヒュー ムを金属蒸気として取り扱った。

(2) HEAF 試験の概要^{1,8}

本 HEAF 試験は、大電流対応の発電機を有する米国 KEMA 試験場で実施した^{8,14}。また、 本 HEAF 試験における熱流束の計測等については、二国間協定に基づき NRC から協力を 得た。

本 HEAF 試験で基準となる試験体(以下「基準試験体」という。)の模式図等を図 2.1 に 示す³⁴。基準試験体を含め全ての試験体は、難燃又は不燃材(外側:ガラス繊維強化樹脂 板、内側:セメント板)を用いて作製した。基準試験体の内容積は、過去に S/NRA/R で行 った高圧電源盤の HEAF 試験⁸と同じ体積(0.583 m³)にした。また、全ての試験体内には アーク放電を発生させるための高圧電源盤用の銅母線(断面積=幅50.8 mm × 厚さ12.7 mm = 645.16 mm²)又は同じ大きさのアルミニウム母線と鋼製プレートの接地極を取り付 けた。さらに、試験体の上部には母線ダクトを模擬した開口部(0.0579 m²)を取り付けた。 なお、基準試験体における開口面積率(開口面積/試験体の表面積×100)は約1.4 であり、 一般的な電気盤の開口面積率より小さい。これは、保守的な仮定で爆発圧力を測定できる ように基準試験体を設計したためである。

HEAF 試験では、試験体にアーク放電を発生させる電流の目標値として、短絡電流値を 設定する必要がある。短絡電流値は、評価対象とする電気盤の受電側に接続している変圧 器の二次側定格電流と当該変圧器の短絡インピーダンスによって算出した。

以下、電気盤における短絡電流値の算出方法について示す。

変圧器二次側の定格電流 Loは、三相定格容量 W 及び定格電圧 Voから求めた。

I₀:変圧器二次側の定格電流[A]、W:三相定格容量[VA]、V₀:定格電圧[V]

また、計算上最大の三相短絡電流 Ibは、短絡インピーダンス Z 及び定格電流 Ioから求めた。

Ib:三相短絡電流[A]、Io:定格電流[A]、Z:短絡インピーダンス[%]

過去に HEAF によってアーク火災を起こした女川 1 号機の高圧電源盤については、三相 電力 W が 26000 kVA、定格電圧が 6900 V である。また、高圧電源盤の上流に存在する変 圧器の Z は、9.5%であることから、式 2.1 及び式 2.2 より、短絡電流 I_bは、以下のように 求められる⁷。

$$I_0 = 26000 / (\sqrt{3} \times 6900) = 2.18 \text{ kA}$$

 $I_b = 2.18 \times 100/9.5 = 22.9 \text{ kA}$

したがって、短絡電流の目標値は23 kAに設定した。

本 HEAF 試験におけるアーク放電のパワー及びエネルギー量は、電圧、電流及びアーク 放電の継続時間の実測値より計算した。なお、アーク放電の発生方法は、米国電気電子学 会(以下「IEEE」という。)の金属密閉型電源盤試験規格 C37.20.7-200714⁴⁷に基づき、金属 母線間を導電性針金で結束(以下「ワイヤリング」という。)した状態で大電流を流すこと によりアーク放電を発生させた。

HEAFの爆発現象を評価するために、高速度カメラ等による本 HEAF 試験映像の撮影及 び試験体内の爆発圧力、試験体外における熱流束等の計測等を行った。

図 2.1 の基準試験体を用いた本 HEAF 試験の一例を図 2.2 に示す³⁴。図 2.2 に示すよう に本 HEAF 試験では、基準試験体内で発生するアーク放電による熱の影響により、金属母 線が溶融・蒸発して、試験体上部の開口部(ベント)から金属蒸気が噴出^{8,14}するが、基準 試験体内にケーブル等の可燃物が存在しない仕様としているため、アーク火災は発生しな い。



Fig. 2.1 Reference test box



出典) 原子力規制委員会(2025)³⁴ 図 2.2 図 2.1 に示す基準試験体を用いた HEAF 試験の一例

Fig. 2.2 An example of HEAF test using reference test box shown in Fig. 2.1

2.1.3 HEAF 試験の結果及び考察

(1) HEAF の爆発圧力に及ぼす試験体の内容積の影響³⁴

原子力発電所には様々な大きさの電気盤が使用されているため、HEAF の爆発圧力に及 ぼす試験体の内容積の影響について検討した。図 2.3 には、図 2.1 に示す基準試験体の内 容積を1として、内容積を0.25~2 倍に変えた試験体の模式図を示す³⁴。また、図 2.4 に は、試験体内圧力と内容積比に関する試験結果を示す³⁴。図 2.4 に示すように、内容積以 外が同一条件(初期電圧値7kV、短絡電流値23kA、開口面積)の場合は、内容積が小さ いほど圧力は高くなる傾向が認められた。これは、試験体内の空気量が少ないほど空気の 温度上昇が急激になり空気が急激に膨張するためであると考えられる。なお、基準試験体 に対して内容積比 1.5 及び2の試験体では、基準試験体から縦方向の長さを延長すること で内容積を変化させているため、圧力応答は単調減少となっていると考えられる。一方、 内容積比 0.5 の試験体は、基準試験体から水平方向の断面積を小さくすること及び縦方向 の長さを調節することで内容積を変化させているため、前述の単調減少とは異なる傾向が 現れていると推定している。



- 出典) 原子力規制委員会(2025)³⁴
- 図 2.3 内容積の異なる5つの試験体

Fig. 2.3 Five test boxes with different internal volumes





(2) HEAF の爆発圧力に及ぼす試験体の開口部(開口面積、開口数)の影響³⁴

原子力発電所で使用されている電気盤の開口部(開口面積、開口数)は様々なため、HEAF の爆発圧力に及ぼす試験体の開口部の影響について検討した。図 2.5 には、図 2.1 に示す 基準試験体を用いて、上部開口部の開口面積を図 2.1 の 1~3 倍、開口数を 1~3 個の範囲 で変化させた試験体の模式図を示す³⁴。また、図 2.6 には、試験体内圧力と(上部)開口 面積に関する試験結果を示す³⁴。図 2.6 に示すように、上部開口部以外が同一条件の場合 は、開口面積が大きいほど圧力スパイクは小さくなる傾向が認められた。これは、試験体 内の空気は開口面積が大きいほど噴出しやすいためであると考えられる。また、同一面積 において開口数を 1~3 個の範囲で変化させた場合には、開口数を増やした方が圧力は小 さくなる傾向が認められることから、開口面積だけではなく開口数も圧力に影響する。



図 2.5 上部開口部の異なる試験体

Fig. 2.5 Test boxes with different top openings



図 2.6 上部開口部が爆発圧力に及ぼす影響(銅母線の場合)

Fig. 2.6 Effect of top opening on explosion pressure

(3) HEAF の爆発圧力のまとめ

図 2.1 に示す基準試験体における圧力の最大値は、180 kPa (ゲージ圧)前後であった(図 2.4 参照)。また、図 2.1 に示す基準試験体の内容積を 0.25 倍にした試験体の圧力スパイク の最大値は、230 kPa (ゲージ圧)前後であり、大気圧の 2 倍程度であった(図 2.4 参照)。 このことから、HEAF 爆発圧力が電気盤周囲に及ぼす影響は小さいと考えられる。

(4) 所定のアークエネルギーにおける金属母線の損耗量

図 2.1 の基準試験体における金属母線の試験前後の質量の差(以下「損耗量」という。) とアークエネルギーとの関係を図 2.7 に示す³⁴。本研究の試験条件である初期電圧値7kV、 短絡電流値 23 kA の試験条件の場合、銅母線及びアルミニウム母線ともに、アークエネル ギーの増加に従って、金属母線の損耗量は増加した。

アーク火災発生防止に係るアークエネルギーのしきい値である 25 MJ 前後における、本 試験体での金属母線の損耗量は、銅 857g(物質量:13.5 mol)、アルミニウム 595g(物質 量:22.1 mol)程度であった⁴⁸。このように試験前後の質量減少で比較した損耗量は、銅母 線の方が大きいものの、物質量に換算した場合にはアルミニウム母線の方が大きい。

アルミニウム母線の断面積以外がほぼ同一条件の場合は、アルミニウム母線の断面積が 2 倍程度大きい高圧電源盤の方(図 2.7 の黒▲)が損耗量は小さい。この理由としては、ア ルミニウム母線の断面積が大きくなるに従って体積が大きくなり、熱容量も増えるため、 アーク放電等の熱によるアルミニウム母線の温度上昇が抑制されるためアルミニウム母線 の溶融・蒸発が起こりにくくなるためであると推定される。



Fig. 2.7 Relationship between metal bus bar weight loss and arc energy

(5) アークエネルギーの増加による銅母線の損耗量の増大48

表 2.1 にアークエネルギーと銅母線の損耗量との関係を示す³⁴。同表に示すようにアー ク放電時間に伴いアークエネルギーは増加する。また、アークエネルギー増加に伴い銅母 線の損耗量も増大するが、アークエネルギー当たりの銅母線の損耗量は、一段と増大する。 例えば、アークエネルギーが 4.5 MJ から 45.8 MJ に増加すると、アークエネルギー当たり の銅母線の損耗量(g/MJ)は 3.8 倍になった。

表 2.1 アークエネルギーと銅母線の損耗量との関係

Table 2.1 Relationship between arc energy and Cu bus bar loss

アーク放電時間 (s)	アークエネルギー (MJ)	銅母線の損耗量 (g)	アークエネルギー当たりの 銅母線の損耗量 (g/MJ)	アークエネルギー当たりの 銅母線の損耗比 (-)
0	0	0	0	-
0.106	4.5	51	11.3	1.0
0.519	14.0	388	27.7	2.5
1.06	24.6	857	34.8	3.1
2.06	45.8	1945	42.5	3.8

出典) 原子力規制委員会(2025)³⁴

(6) 金属母線の損耗量と金属蒸気の噴出量との関係

金属母線の損耗量は、試験前と試験後における金属母線の質量減少から求めることがで きる。金属母線の溶融物や欠片が試験後の試験体内に存在する場合もあることから、金属 蒸気の発生量は、金属母線の損耗量から金属母線の溶融物や欠片を引いた値になる。図 2.8 には試験前後の試験体内の写真を示す³⁴。試験体内の壁面に付着している物質をエネルギ 一分散型 X 線分光法(EDS)等で分析した結果、銅の付着物であった。このように金属蒸 気が付着した痕跡が試験後の試験体内の壁面に認められることから、金属蒸気の噴出量は、 金属蒸気の発生量から試験体内の壁面への付着量や試験体内に残留する金属蒸気量を引い た値になる。そのため、母線由来の金属蒸気の噴出量は、金属母線の損耗量よりも小さい 値になる。



出典) 原子力規制委員会(2025)³⁴図 2.8 試験体内において発生した金属蒸気が壁面に付着した痕跡

Fig. 2.8 Traces of metal vapor generated inside the test box adhering to the wall surface

2.1.4 HEAF 試験で得られた知見及びそれに基づく評価手法の検討

(1) HEAF 試験で得られた知見のまとめ

本研究の HEAF 試験で取得したデータから得られた知見は以下のとおりである。

①爆発圧力について

・本研究の HEAF 試験で測定された爆発圧力は、50~230 kPa (ゲージ圧)前後であった。 このことから、HEAF 爆発圧力が電気盤周囲に及ぼす影響は小さいと考えられる。

②金属蒸気について

- 金属母線の損耗量はアークエネルギーが大きいほど増加する。
- アークエネルギーが同程度の試験においては、銅母線の損耗量はアルミニウム母線の 損耗量よりも大きい。
- アルミニウム母線では、母線の断面積が大きいと損耗量は小さい。

上記の金属母線の損耗量に関する知見から、金属蒸気の発生量はアークエネルギー、母 線材料(銅、アルミニウム)、形状(断面積等)に依存する可能性が示唆された。

(2) 得られた知見に基づく HEAF 爆発現象の影響評価手法

(1)の知見を踏まえると、試験体内で観測された圧力の最大値は大きくないため、HEAF 爆発現象の影響範囲の評価で考慮すべき要素は、熱影響に係るもの(金属蒸気・金属ヒュ ームの発生とそれに付随する現象(金属蒸気の酸化に伴う発熱)やアーク放電に由来する 輻射熱)であるといえる。HEAFの爆発現象における熱影響の評価手法の例を以下に示す。 なお、これらの考え方に従った HEAF 爆発現象の解析の例を 2.3.1 に示す。

- ・ HEAF の爆発現象が電気盤外に及ぼす熱影響は、電気盤開口部からの金属蒸気の噴出 とアーク放電に由来する輻射熱を考慮して評価する。
- 金属蒸気の噴出量を精緻に評価することが難しい場合は、金属母線の損耗量(>金属 蒸気の発生量>金属蒸気の噴出量)で代用することで、電気盤外部への金属の噴出量 を実際よりも多く想定することとなるので、電気盤外部において金属蒸気が及ぼす熱 影響(金属蒸気の空気中における酸化に伴う発熱量)は大きくなり、保守的な評価と なる。
- ・ 金属母線の損耗量の評価に当たっては、HEAF 時のアークエネルギー及び金属母線の 材料・形状(断面積等)の影響を確認し考慮する。
- 噴出した金属蒸気の空気中での酸化に伴う発熱を考慮する。

2.2 電気ケーブルの熱劣化評価

先行研究において、原子力施設で使用されている複数のケーブルを対象として、コーン カロリーメータを用いた加熱試験を行い、加熱温度と絶縁抵抗の関係を調べた¹。また、熱 によるケーブルの絶縁体の損傷速度を把握し、その速度から絶縁抵抗の低下予測式を得 た^{1,18}。

しかしながら、先行研究では加熱方法やケーブルの種類が限定されていたことから、実 施設における環境(火災環境、ケーブルの敷設状況)やケーブルの条件(ケーブルの構成 材料の種類、経年劣化等)に即した試験データを取得して、知見を拡充する必要がある。 また、実施設における火災時の熱による絶縁体及びシースの高分子材料の分解(以下「熱 劣化」という。)に伴う絶縁低下の評価手法は、評価対象とする施設の環境等に即したデー タに基づき整備する必要がある。当該評価手法の整備に当たっては、先行研究で取得した 絶縁抵抗の低下予測式について、上記の試験データに基づき、実施設の環境等を踏まえた 評価への適用性を確認することが重要である。

ここで、実施設において想定される主な火災環境及び加熱されるケーブルの例を図 2.9 に示す⁴⁹。代表的な火災環境としては、図 2.9 に示すように(a)火災源近傍、(b)ケーブルト レイ内の別ケーブルからの入熱、(c)プルーム中及び(d)高温ガス中が挙げられる。本研究で は、火災源とケーブルの距離が短く、ケーブルへの入熱が大きく熱劣化の程度が(c)及び(d) に比較して大きいと考えられる(a)を検討対象とする代表的な火災環境として選定した。ま た、(b)は、他ケーブルとの接触面からの入熱が想定され、他の火災環境と入熱形態が異な ると考えられることを踏まえ、検討対象とした。(a)は、先行研究で用いたコーンカロリー メータにより模擬するとともに、(b)を模擬した加熱方法について検討し、データの取得を 試みた。

また、ケーブルの構成材料である絶縁体及びシースには、主に高分子材料が使用されて おり、火災時の熱劣化による絶縁抵抗低下に寄与することが報告されている¹⁵。図 2.10 に ケーブルの断面の例を示す。このため、ケーブルの構成材料による影響に関する知見を取 得する必要がある。なお、NRC は、絶縁体及びシースに使用されている材料の加熱時の性 質(熱硬化性(Thermoset:以下「TS」という。)又は熱可塑性(Thermoplastic:以下「TP」 という。))を基に、ケーブルを TS ケーブル又は TP ケーブルに分類し、各分類の損傷温度 の基準を設定している⁵⁰。

さらに、ケーブルは通常運転時の使用条件の温度等により経年劣化が進行し、絶縁性能 が低下する可能性がある⁵¹。このことから、ケーブルの経年劣化が火災の熱による絶縁抵 抗低下への影響に関する知見を取得する必要がある。

本研究では、以下の項目について、実施設における火災環境及びケーブルの条件(構成 材料の種類及び経年劣化)に即した試験データを取得して知見を拡充した。なお、ケーブ ルの構成材料の種類及び経年劣化による影響については、火災源近傍からの入熱を模擬し た方法によりデータを取得した。

- ・ 火災源近傍からのケーブルへの入熱を模擬
 - ◆ ケーブルの構成材料の熱的特性の分類による影響
 - ◆ ケーブルの経年劣化による影響
- ・ ケーブルトレイ内の別ケーブルからの入熱を模擬

本研究におけるケーブルの熱劣化試験及び絶縁抵抗の低下予測式の検討については筑 波大学への委託により実施した²²⁻²⁴。原子力規制庁は、本研究の研究計画全体の策定及び 試験データに基づく考察を実施した。



出典) 原子力規制委員会、令和6年度安全研究計画、「火災防護に係る影響評価に関す る研究(フェーズ2)」、令和6年49

図 2.9 原子力施設において火災時に加熱されるケーブルの例

Fig. 2.9 Examples of heated cables during fire in nuclear facilities

注) 原図のラベルを改変した。





2.2.1 電気ケーブルの熱劣化試験

(1) 本試験で使用したケーブル 22-24

本試験では、国内の原子力施設で使用されているものを含めて、IEEE Std. 383 (IEEE Standard for Test of Class 1E Electrical Cables Field Splices and Connections for Nuclear Power Generating Stations)⁵²等に適合した日本製の難燃ケーブルを用いた。表 2.2 に本試験で使用したケーブルの仕様を示す。なお、本研究では、米国におけるケーブルの損傷基準に用いられている構成材料の TS や TP の分類を主な観点としてケーブルの選定を行った。

本試験においては、前述のNRCにおけるケーブルの分類を踏まえ、使用したケーブルを 絶縁体及びシースにTS材料のみが使用されているケーブルとTS材料及びTP材料の両方 が使用されているケーブル(以下「TS/TP混合ケーブル」という。)に分類した。表 2.3 に 本熱劣化試験で使用したケーブルの分類を示す。

表 2.2 熱劣化試験で使用したケーブルの仕様

ケーブル略号	絶縁体	シース	線心 数	仕上 外径 [mm]	導体の公 称断面積 [mm ²]	絶縁体 厚さ [mm]	シース 厚さ [mm]
600 V NH-CE	架橋ポリエチレ ン	ノンハロゲン 難燃性ポリエ チレン	2	10.5	2	0.8	1.5
NH-CEE	ポリエチレン	ノンハロゲン 難燃性ポリエ チレン	2	10.5	2	0.8	1.5
600 V FR-PSHV ^注	難燃性エチレン プロピレンゴム	難燃性特殊耐 熱ビニル	2	11.5	3.5	0.8	1.5
600 V MM-PN ^注	難燃性エチレン プロピレンゴム	特殊クロロプ レンゴム	3	10.5	2	0.8	1.5

Table 2.2 Specification of cables used in the thermal degradation tests

(注) 原子力施設で使用されているケーブル。

表	2.3	熱劣化試験で使用したケーブルの分類

Table 2.3 Classification of cables used in the thermal degradation tests

ケーブル略号	絶縁体 (分類 : TS 又は TP)	シース (分類 : TS 又は TP)	ケーブル分類
600 V	架橋ポリエチレン	ノンハロゲン難燃性	TS ケーブル
NH-CE	(TS)	ポリエチレン(TS) ^注	
NH-CEE	ポリエチレン(TP)	ノンハロゲン難燃性 ポリエチレン(TS) ^注	TP/TS 混合ケーブル
600 V	難燃性エチレンプロピ	難燃性特殊耐熱ビニ	TP/TS 混合ケーブル
FR-PSHV	レンゴム(TS)	ル (TP)	
600 V	難燃性エチレンプロピ	特殊クロロプレンゴ	TS ケーブル
MM-PN	レンゴム(TS)	ム(TS)	

(注)ポリエチレンは、一般的には TP に分類されるが、本試験で使用したノンハロゲン難燃性ポリエチレンは、加熱時に TS と同様に形状を維持したことから TS と分類した²²。

(2) 火災源近傍からの入熱によるケーブルの熱劣化を模擬した試験 22-24,53

本試験は、コーンカロリーメータを基に整備した熱劣化試験装置を用いて、コーンヒー タの加熱により、火災源近傍の入熱を模擬した。図 2.11 に当該試験装置の外観並びに図 2.12 に試験体系の外観及び模式図を示す⁵³。図 2.12 に示すように、当該試験装置のコーン ヒータの直下にケーブルトレイを設置し、その上に長さ 620 mm のケーブル供試体を設置 した。直径 200 mm の円状コーンヒータの直下の中心から 75 mm の範囲(直径 150 mm の 円の範囲)であればトレイ上に設置したケーブルの表面温度が均一になることを先行研究 ⁵⁴ で確認している。コーンヒータの設定温度は、先行研究におけるケーブル燃焼試験を踏 まえ、ケーブル自体が燃焼しない温度範囲として 460 ℃から 770 ℃でそれぞれ一定として ケーブルを加熱した。各温度条件におけるケーブル表面温度及び絶縁抵抗の時間変化を測 定した。ヒータによる加熱の継続時間は、原子力発電所における火災事象の90%以上が2 時間(7200秒)以内に消火されている 55 ことを踏まえ、7200秒とした。ケーブルの表面温 度については、測定位置をケーブル温度が均一となる範囲内に設定した上で、非接触放射 温度計及びサーモグラフィカメラを用いて測定した。絶縁抵抗は、日置電機株式会社製の 超絶縁計(SM-8220)で測定した。絶縁抵抗の測定に当たっては、熱劣化試験開始前(ヒー タによる加熱前)において、ケーブルに対して 500 V の直流電圧を 600 秒間以上印加した 上で、熱劣化試験開始後には500 Vの直流電圧を印加しながら、絶縁抵抗を計測した。印 加電圧は、超絶縁計における電圧の設定値(10 V、25 V、50 V、100 V、250 V、500 V及 び1000V)のうち、試験対象の低圧動力ケーブルの使用電圧である600Vに最も近い値と して、500 V を設定した。なお、本試験で使用した超絶縁計における絶縁抵抗の測定範囲 は、印加電圧が 500 V の条件においては 2.5 MΩ から 10¹⁰ MΩ である。なお、絶縁抵抗の 測定では、NRC で想定されているホットショートが生じるパターンを考慮して、「同一ケ ーブル内の導体間の絶縁抵抗」、「ケーブルとケーブルトレイ間の絶縁抵抗」等を測定した ²²⁻²⁴。本報告書では、より低い温度での絶縁抵抗低下を示した「同一ケーブル内の導体間の 絶縁抵抗」について、試験結果の代表例として示す。



出典) Takizawa, M., Kabashima, H., and Matsuda, A., "Electrical insulation performance of flame-retardant electrical cables with thermoplastic and thermosetting materials for nuclear power plants", Proceedings of 4th European Symposium on Fire Safety Science (ESFSS 2024), 2024.⁵³

図 2.11 コーンカロリーメータを用いた熱劣化試験装置

Fig. 2.11 The thermal degradation test machine using cone calorimeter

ケーブルトレイ ケーブル温度測定位置 ケーブル供試体

注) 原図のラベルを改変した。



(a) Appearance of the test system



(b) Schematic diagram of the test system

出典) Takizawa, M., Kabashima, H., and Matsuda, A., "Electrical insulation performance of flame-retardant electrical cables with thermoplastic and thermosetting materials for nuclear power plants", Proceedings of 4th European Symposium on Fire Safety Science (ESFSS 2024), 2024.⁵³

図 2.12 コーンカロリーメータを用いた熱劣化試験体系の外観写真及び模式図

Fig. 2.12 Appearance and schematic diagram of the thermal degradation test system using cone

calorimeter

①ケーブル構成材料の熱的特性の分類による影響

図 2.13 及び図 2.14 に、それぞれ 600 V NH-CE (TS ケーブル)、NH-CEE (TS/TP 混合ケ ーブル)の熱劣化試験におけるケーブル表面温度と絶縁抵抗の時間変化を示す 33。なお、 コーンヒータの設定温度が 610 ℃より低い場合には、加熱時の絶縁抵抗に有意な変化が得 られなかったことから、これらの図では、加熱時の絶縁抵抗に有意な変化が得られたコー ンヒータの設定温度が 610 ℃から 770 ℃の場合の結果を示した。600 V NH-CE 及び NH-CEE の絶縁抵抗は、コーンヒータの設定温度が高いほど、短時間に低下する傾向があるこ とが分かった。また、いずれのケーブルにおいてもケーブルの表面温度が400℃を超えた 場合に、絶縁抵抗が超絶縁計の測定下限値である 2.5 MΩ まで低下した。なお、図 2.13 (a) 及び図 2.14 (a)に示すように、コーンヒータの設定温度とケーブル表面温度の大小関係が 整合していない場合がある。これは、試験を開始して一定時間経過後の定常状態において は、ケーブル表面温度は、コーンヒータからの入熱と、試験体系(ケーブル供試体、ケー ブルトレイ、周囲の空気等)を介した熱放散のバランスにより決まり、本研究で採用した ヒータ設定温度の変化に対する精緻な制御が難しいためである。このため、火災時の熱に よるケーブルの絶縁抵抗への影響をより精緻に評価するためには、温度制御が課題である。 このことを踏まえ、今後、恒温槽を用いてケーブルを加熱するなど、より精緻な温度制御 が可能と考えられる試験を検討する。

ー方、600 V FR-PSHV(TS/TP 混合ケーブル)及び 600 V MM-PN(TS ケーブル)におい ては、それぞれケーブルの表面温度が 353 ℃(コーンヒータ設定温度:620 ℃)及び 295 ℃ (コーンヒータ設定温度:540 ℃)を超えた場合に、同一ケーブル内の導体間の絶縁抵抗 が測定下限値(2.5 MΩ)まで低下することが分かった²³。

以上より、ケーブルの構成材料等の仕様が異なる場合には、絶縁抵抗が低下する温度が 異なる可能性がある。この要因の一つとしては、構成材料の種類等のケーブルの仕様の違 いによってケーブル内部への熱伝導が異なり、絶縁体の温度上昇等が異なることが考えら れる。ケーブルの仕様における構成材料等の条件の組合せは多数あることから、実施設に おける火災の熱によるケーブルの絶縁抵抗低下に関する影響評価のためには、実施設で使 用されているケーブルの構成材料等の仕様の類似性を考慮して代表的なケーブルを選定し、 データを拡充・分析することにより、支配的な要因の特定やその寄与の大きさなどについ て検討する必要があると考える。

23



出典) Takizawa, M., Kabashima, H., and Matsuda, A., "Electrical insulation performance of flame-retardant electrical cables with thermoplastic and thermosetting materials for nuclear power plants", Proceedings of 4th European Symposium on Fire Safety Science (ESFSS 2024), 2024.⁵³ 図 2.13 コーンカロリーメータを用いた熱劣化試験における 600V NH-CE のケーブル表 面温度及び絶縁抵抗の時間変化

Fig. 2.13 Change in surface temperature and insulation resistance of 600 V NH-CE cables as a function of time during the thermal degradation tests



出典) Takizawa, M., Kabashima, H., and Matsuda, A., "Electrical insulation performance of flame-retardant electrical cables with thermoplastic and thermosetting materials for nuclear power plants", Proceedings of 4th European Symposium on Fire Safety Science (ESFSS 2024), 2024.⁵³ 図 2.14 コーンカロリーメータを用いた熱劣化試験における NH-CEE のケーブル表面温 度及び絶縁抵抗の時間変化

Fig. 2.14 Change in surface temperature and insulation resistance of NH-CEE cables as a function of time during the thermal degradation tests
②ケーブルの経年劣化による熱劣化に伴う絶縁抵抗低下に対する影響評価²³

2.2 で述べたとおり、ケーブルの経年劣化は、火災の熱による絶縁抵抗低下の挙動にも影響を与える可能性があると考えられる。このことを踏まえ、経年劣化による火災時の熱の 絶縁抵抗低下への影響について基礎的な知見を取得するため、加速試験により模擬的に経 年劣化を付与したケーブル(以下「経年劣化模擬ケーブル」という。)を作製し、①と同一 の条件で絶縁抵抗測定を実施した²³。

本試験では、実施設で使用されている 600 V FR-PSHV 及び 600 V MM-PN を対象として、 経年劣化模擬ケーブルを作製した。経年劣化模擬ケーブルは、恒温槽を用いて新品ケーブ ルを 110 ℃で 10 日間保持し、熱劣化を模擬的に付与することで作製した²³。

本熱劣化試験の結果より、経年劣化模擬ケーブルの絶縁抵抗は、コーンヒータの設定温 度が高いほどより早期に低下することが分かった。また、600 V FR-PSHV 及び 600 V MM-PN の経年劣化模擬ケーブルは、それぞれケーブルの表面温度が 405 ℃(コーンヒータ設 定温度:620 ℃)及び 317 ℃(コーンヒータ設定温度:540 ℃)以上のケースにおいて、絶 縁抵抗が超絶縁計の測定下限値まで低下した²³。本研究で用いた経年劣化模擬ケーブルに おいては、コーンヒータの設定温度が高いほど絶縁抵抗がより早期に低下する傾向及び超 絶縁計の測定下限値まで低下したコーンヒータの設定温度は、前述の①で示した新品(未 劣化)ケーブルと同様の結果となった。

本研究において経年劣化模擬ケーブルの絶縁抵抗低下が新品(未劣化)ケーブルと同様 の結果となったことについて、次のとおり考察できる。本研究では、経年劣化模擬による 影響の基礎的な試験データを取得することを目的としたため、恒温槽内での温度の保持時 間を10日間に設定してデータの取得を試みた。一方、独立行政法人原子力安全基盤機構に おける先行研究⁵¹によれば、難燃性エチレンプロピレンゴム製の絶縁体に対して110℃の 条件で経年劣化を模擬的に付与した場合、当該絶縁体の破断時伸びに対して有意な影響が 現れる保持時間は約5000時間(約208日間)以上である。ここで、ケーブルの絶縁抵抗に 対しては、絶縁体の劣化状態が寄与することが知られており、この絶縁体の劣化の評価指 標として絶縁体の破断時の伸びが一般的に用いられている⁵¹。これらのことから、本研究 における模擬経年劣化の条件(110℃、10日間)では、絶縁体の破断時伸びに対して有意 な影響が現れず、絶縁体の有意な劣化が生じなかったと考えられる。そのため、新品と経 年劣化模擬ケーブルの絶縁抵抗低下が同様の結果になったと推測される。

(3) ケーブルトレイ内の別ケーブルからの入熱を模擬した試験 23

別ケーブルからの入熱に伴う絶縁抵抗低下の評価では、熱源となるケーブルの温度等に 対して、熱を受け取るケーブルの温度上昇とそれに伴う絶縁抵抗の低下を把握することが 重要である。このような熱源ケーブルからの影響は、実施設においては、隣接するケーブ ルの本数、ケーブル同士の距離等の様々な条件によって異なり、その組合せは多数となる。 このことを踏まえ、本研究では、実施設の条件を踏まえつつ単純な体系を検討・構築し、 熱源ケーブルの温度と評価対象ケーブルの絶縁抵抗との関係に関するデータの取得を試みた。

本研究の試験体系を図 2.15 に示す。ケーブルトレイ内の別ケーブルからの入熱では、主 にケーブル間の接触面からの入熱が想定されることを踏まえ、熱源となるケーブルについ てはケーブル供試体と同程度の直径の棒状のカートリッジヒータで模擬し、その両側にケ ーブル供試体を接触させて設置した。カートリッジヒータによりケーブル供試体を加熱し、 その際のヒータ温度とケーブルの絶縁抵抗との関係に関するデータを取得した。カートリ ッジヒータの設定温度は、440 ℃から 640 ℃でそれぞれ一定に保持した。ヒータによる加 熱時間は、最大 8000 秒とした。また、超絶縁計を用いて、主に同一ケーブル内の導体間の 絶縁抵抗の時間変化を測定するとともに、ケーブル表面温度の時間変化についても測定し た。

本試験結果の例として、図 2.16 にカートリッジヒータの設定温度が 560 ℃、600 ℃及び 640 ℃の場合における 600 V FR-PSHV のケーブル表面温度及び絶縁抵抗の時間変化をそれ ぞれ示す。ケーブルの表面温度が高いほど、絶縁抵抗が低下する傾向があることが分かった。この傾向は、いずれのケーブルにおいても同様であった。また、600 V FR-PSHV の絶縁抵抗は、ケーブル表面温度が 164 ℃以上(カートリッジヒータの設定温度:640 ℃)の ケースにおいて、超絶縁計の測定下限値まで低下した。ここで、2.2.1 (2)①で述べたとおり、 コーンカロリーメータを用いた試験では、ケーブルの表面温度が 353 ℃ (コーンヒータ設 定温度:620 ℃)以上の場合に絶縁抵抗は測定下限値まで低下した。このことから、ヒー タの設定温度に着目すると、カートリッジヒータを用いた場合の絶縁抵抗が測定下限値ま で低下する温度は、コーンヒータの場合とおおむね同等の結果となった。

前述のとおり、本研究では単純な体系により、ケーブルの表面温度の測定を試みた。別 ケーブルからの入熱に伴う絶縁抵抗低下の評価においては、ケーブルトレイの配置等の条 件が多数あることを踏まえつつ、想定する配置等に応じて、絶縁抵抗決定に寄与する絶縁 体、シース等の部位における温度を把握することが重要である。今後、絶縁体等の温度の 測定が可能と考えられる試験を検討する。

27



(a) 試験体系の外観

(a) Appearance of the test system



(b) 試験体系の模式図

(b) Schematic diagram of the test system

出典) 国立大学法人筑波大学、「令和5年度原子力施設等防災対策等委託費(コンポー ネント火災時熱劣化評価試験)事業成果報告書」、令和6年²³

図 2.15 カートリッジヒータを用いたケーブルの熱劣化試験体系の外観及び模式図

Fig. 2.15 Appearance and schematic diagram of the thermal degradation test system using cartridge

heater

注) 原図のラベルを改変した。





注) 原図のラベルを改変した。

2.2.2 電気ケーブルの熱劣化評価手法の検討

先行研究において、ある絶縁抵抗に低下するまでの時間の対数とケーブル温度の逆数の 関係が直線であることから、ケーブルの熱による絶縁抵抗低下は、アレニウスの式で整理 できることを確認し、温度上昇に伴う絶縁抵抗の低下予測式を取得した^{1,18}。先行研究に おけるアレニウスの式を用いた絶縁抵抗低下と温度との関係の整理について以下に示す。 アレニウスの式は、式 2.3 のように示される。

$$k = A \exp\left(-\frac{E_a}{RT}\right) \quad \cdots \quad \cdots \quad \cdots \quad \cdots \quad \cdots \quad \cdots \quad (2.3)$$

k は反応速度定数、*E_a* は活性化エネルギー[J/mol]、*R* は気体定数[J/(K·mol)]、*T* は絶対温度 [K]、*A* は頻度因子である。

ここで、故障の原因となる劣化量をDとし、Dに達するまでの寿命をLとすると、寿命 Lは、式2.4のように示される。

式 2.4 を式 2.3 に代入しLについて解くと、

$$L = \frac{D}{A} \exp\left(\frac{E_a}{R} \cdot \frac{1}{T}\right) \quad \cdots \quad \cdots \quad \cdots \quad \cdots \quad \cdots \quad \cdots \quad (2.5)$$

となる。式 2.5 の両辺の対数を取って変形すると式 2.6 が得られる。

$$\ln(L) = \frac{E_a}{R} \frac{1}{T} + \ln\left(\frac{D}{A}\right) \quad \cdots \quad \cdots \quad \cdots \quad \cdots \quad \cdots \quad \cdots \quad (2.6)$$

式 2.6 より、グラフの横軸を温度Tの逆数とし、縦軸を寿命の対数 $\ln(L)$ とすると、その勾配 が E_a/R となり、グラフの傾きを求めて R を乗ずることで活性化エネルギー E_a が得られる。

本研究では、取得した試験データを基に、縦軸をケーブルの絶縁抵抗が2.5 MΩ、10 MΩ、 100 MΩ となるまでの時間 (*L*)の対数とし、横軸をケーブルの温度の逆数 (1/*T*) として、ア レニウスプロットに整理した^{22,23}。図 2.17 に本研究で取得したアレニウスプロットの例と して、経年劣化模擬した 600 V FR-PSHV に対してコーンヒータによって加熱した場合のプ ロットを示す。なお、600 V FR-PSHV は、本研究において経年劣化模擬の対象としたこと、 及び実施設で使用されていることを踏まえ、当該ケーブルのアレニウスプロットを例とし て示した。



出典) 国立大学法人筑波大学、「令和5年度原子力施設等防災対策等委託費(コンポ ーネント火災時熱劣化評価試験)事業成果報告書」、令和6年²³

図 2.17 600 V FR-PSHV のアレニウスプロットの例

(コーンヒータ、経年劣化模擬ケーブル)

Fig. 2.17 Example of Arrhenius plots of 600 V FR-PSHV cables

(cone heater, ageing cables)

注) 原図のラベルを改変した。

図 2.17 に示すように、本試験で取得した絶縁抵抗低下及びケーブルの表面温度につい て、アレニウスプロットで整理した結果、本研究で対象とした構成材料の種類、加熱方法 の条件によらず、おおむね絶縁抵抗が 2.5 MΩ、10 MΩ 及び 100 MΩ となるまでの時間の対 数と温度の逆数との関係は直線であり、アレニウスの式で整理できることが分かった^{22,23}。 また、本試験の条件における絶縁抵抗の低下予測式に係る活性化エネルギー等のパラメー タを取得した。

当該予測式は、ケーブルの種類等の条件に依存するため、今後は、実施設で使用されて いるケーブルの構成材料等の仕様の類似性を考慮した上で、代表的なケーブルを選定し、 絶縁抵抗低下に係るデータを拡充することともに、当該低下予測式の適用範囲を拡張でき るか否かについて確認する必要がある。

2.2.3 電気ケーブルの熱劣化評価研究のまとめ

本研究により、次の知見が得られた。

.

- 本研究で使用したケーブルにおいては、ケーブルの加熱方法や絶縁体及びシースの種 類によらず、ヒータの設定温度が高いほど絶縁抵抗低下が大きくなり、かつその低下 速度が大きくなることが分かった。
- ・ 絶縁抵抗が顕著に低下するケーブルの温度は、構成材料の種類、絶縁体及びシースの 構成材料の組合せ等により異なることが分かった。
- ・本試験で使用した 600 V NH-CE、NH-CEE、600 V FR-PSHV 及び 600 V MM-PN については、ケーブルの加熱方法、構成材料の種類によらず、おおむね絶縁抵抗が 2.5 MΩ、10 MΩ 及び 100 MΩ となるまでの時間の対数と温度の逆数との関係は直線であり、アレニウスの式で整理できることが分かった。また、本試験の条件に対応した絶縁抵抗の低下予測式を取得した。

2.3 火災影響評価手法・解析コード等の整備

先行研究で得られた実機解析における解析モデルの適用範囲及び解析時間短縮等の解 析手法の改良の課題を踏まえ、火災影響評価手法・解析コード等の改良、整備を目的とし て、試験データの取得等を行った。本研究では、原子力施設における主要な可燃物及び火 災時の施設への影響評価において重要な項目として、HEAFの爆発現象、可燃性液体の燃 焼挙動、ケーブルの燃焼等に係る影響、火災防護に係る静的バリア(防火扉等)及び回路 故障を対象とした。

2.3.1 HEAF 爆発現象の解析

HEAF 爆発現象の解析について、先行研究では HEAF 時のアーク放電による圧力上昇に 着目し、衝撃解析コードによるモデルの作成及び解析を実施した。一方、本研究では HEAF 時に発生する金属蒸気の噴出・酸化に係る熱影響に着目し、2.1.4 で示した評価手法の例に 基づき数値流体解析を用いた評価手法を検討した。数値流体解析コードは、米国 ANSYS 社 によって開発されており豊富な実績をもつ ANSYS Fluent を選定した。解析対象は表 2.4 に示す原子力規制庁の HEAF 試験とした。解析の概念図を図 2.18 に示す。本解析では電気 盤を模擬した筐体部(以下「筐体部」という。)より噴出した金属蒸気の挙動を解析するため、 外部空間、ダクト部及び筐体部から構成される解析体系を用いた。解析は二段に分けて実 施し、第一段階として、外部空間+ダクト部+筐体部をモデル化することにより、筐体内 部からの熱影響を解析した。この際、金属蒸気の酸化により、金属酸化物粒子が生成 すると仮定した。なお、解析対象となる金属蒸気は実際の電気盤にて用いられている母線 材料から、銅とアルミニウムを選定し、金属酸化物粒子は、より高い酸化熱を示す酸化銅 (II) (CuO)、酸化アルミニウム(Al₂O₃) とした。

Table 2.4 The HEAF te	st results referenced in th	nese analyses

表 2.4 本解析で参照した HEAF 試験結果

母線材料	アーク放電時間 [s]	アークパワー [MW]	母線損耗量 [kg]
Cu	2.06	25	1.945
Al	1.10	20	0.724



図 2.18 HEAF 爆発解析の概念図 Fig. 2.18 Overview of HEAF explosion analysis

図 2.19 に第一段階で用いた外部空間+ダクト部+筐体部の寸法及び模式図を示す。なお、 ここでの外部空間は、ダクト上端部から上方に1mまでの範囲の空間とした。第一段階の 解析では、外部空間は1.0m×1.0m×1.188m、ダクト部(外寸)は0.1881m×0.4381m×0.568 m、筐体部(外寸)は0.938m×0.938m×0.801mとした。なお、本解析では、ダクト部と 筐体部は、材料の厚みや熱的物理量を考慮した。図 2.19(a)に示すように、本解析のメッシ ュは XZ 面に対称となるように半分に切断したものを用いており、切断面は対称境界条件 (symmetry)を設定した。図 2.19(b)に示すように、母線部は熱源と仮定した。また、その アークパワーは表 2.4 に示す値(銅母線の解析ケースで 25 MW、アルミニウム母線の解析 ケースで 20 MW)を設定した。なお、解析時間は HEAF 試験でのアーク放電時間に基づ き、0~1.0 s とした。



(a) 寸法(半断面図)

(b) 模式図

(b)出典) 櫻井智明、椛島一、吉井敏浩、「高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備(3)HEAFの爆発事象における輻射の検討」、日本原子力学会2024年春の年会予稿集、令和6年²⁷

図 2.19 第一段階の解析の概要(寸法及び模式図)

Fig. 2.19 Overview of first step analysis (measurements and schematic diagram)

注) 原図の一部を変更した。

図 2.20 に第一段階の解析で得られたコンター図を示す。ここでは、解析結果が安定した と判断した時刻 1.0 s の結果を示しており、この時点でのダクト下端部における輻射照度の 面積平均は、銅母線の場合 160 MW·m⁻²、アルミニウム母線の場合 67.7 MW·m⁻²となった。 第二段階の解析では、これらの輻射照度を入力データとして用いた。



図 2.21 に第二段階である外部空間+ダクト部の解析のメッシュ及び模式図を示す。なお、 ここでの外部空間は、ダクト上端部から上方に 5 m までの範囲の空間とする。外部空間+ ダクト部をモデル化した解析では、図 2.21(a)に示すメッシュを作成し、解析に供した。外 部空間は 0.905 m ×1.155 m×5.0 m、ダクト部(内寸)は 0.15 m ×0.4 m×0.6 m とした。図 2.21(b)に示すように、母線から溶融した金属は保守的に全量が金属蒸気となり、ダクト下 端部から外部空間へ向かって一定の質量流量(表 2.4 の母線損耗量をアーク放電時間で除 した値、銅:1.0 kg·s⁻¹、アルミニウム:0.66 kg·s⁻¹と設定)で噴出し、外部空間に存在する 酸素と反応し酸化熱を放出しながら金属酸化物粒子となるモデルである。この時、金属酸 化物粒子は、輻射熱を伝播する要素となる。本解析では、第一段階の解析で得られた輻射 照度(銅:160 MW·m⁻²、アルミニウム:67.7 MW·m⁻²)をダクト下端部に入熱し解析を行 った。なお、解析時間は、0~1.0 sとした。



Fig. 2.21 Overview of second step analysis (measurements and schematic diagram)

図 2.22 に第二段階の解析で得られたダクト上端部からの距離と中心軸を法線とする微 小な面における輻射照度(0から1.0sの平均値)を示す。本解析において、銅母線とアル ミニウム母線の解析ケースの差異は、母線材料の物性値、ダクト下端部への入熱、金属蒸 気の質量流量である。このため、以下では、両母線の解析ケースについて、輻射照度の絶 対値ではなく、ピークの定性的な傾向で比較することとした。図 2.22 より、いずれの母線 金属材料においても、ダクト上端部(0m)とダクト上端部からの距離が 0.5 m 以遠の点に おいて、2 つの輻射熱のピーク(以下ピーク①及びピーク②という。)を示した。ピーク① の主要因は、第一段階の解析結果に基づき入熱したダクト下端部より、ダクト上端部が受 けた輻射となる。一方、ピーク②は、母線金属材料の酸化熱及び状態変化時の潜熱による 発熱に起因する 56-59。

次に、銅母線とアルミニウム母線の傾向を比較すると、銅母線ではピーク①がピーク② の2倍以上の輻射照度を示したのに対して、アルミニウム母線ではピーク①とピーク②が 近しい輻射照度を示した。このように、母線材料の違いによりピーク①とピーク②の相対 的な輻射照度の関係が異なることから、実電気設備のHEAF爆発の熱影響を評価するに当 たっては、母線材料の違いを考慮することが必要と示唆された。 図 2.22 に示す輻射照度を元に、HEAF 爆発による ZOI について考察する。米国では、 HEAF による ZOI の評価例として、電気盤等からの熱流束(輻射照度)を電気盤周囲の機 器ごとに設定された損傷基準と比較する手法が提案されている⁶⁰。この手法に従って、ZOI の評価が保守的になるように、熱に対して比較的脆弱とされる TP ケーブルについて、米 国で提案されている損傷基準 15 MJ/m^{2 60} を用いて評価すると、銅母線の電気盤の場合、 ZOI はダクト上端から 0.1 m 未満であると考えられる。



出典) 櫻井智明、椛島一、吉井敏浩、「高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の 整備(4) Al 母線の電気設備を対象とした HEAF 爆発の解析モデルの検討」、日本原子力 学会 2025 年春の年会予稿集、令和7年²⁸

図 2.22 第二段階の解析で得られた中心軸上の輻射照度(0から 1.0 s までの平均値) Fig. 2.22 The irradiance of second step analysis at central axis (average value from 0 to 1.0 s)

2.3.2 大規模火災解析手法の検討

OECD/NEA の PRISME プロジェクト⁶¹では、原子力施設での複数区画に渡る大規模火 災を模擬した一連の火災試験をフランスの放射線防護・原子力安全研究所(IRSN)で行っ た。その中で Integral と呼ばれる試験は戸口でつながり、換気されている 3~4 室を模擬し た大規模な火災試験で、特に煙と高温空気の流動に焦点を当てている。PRISME プロジェ クトの火災試験では詳細な測定が行われており、複数区画を想定した大規模火災解析を検 証するための貴重なデータを提供している。

本研究では実際の原子力施設での複数区画に渡る火災解析を行うための知見を取得することを目的とし、米国国立標準技術研究所(NIST)の開発している数値流体解析に基づく火災解析コード Fire Dynamics Simulator(以下「FDS」という。)⁶²上で Integral 試験を模

擬し、解析を行った。対象とした試験は炭化水素を燃料とし、4 室に渡る火災を模擬した PRS-INT4 と呼ばれる試験である。

作成したモデルを図 2.23 に示す。なお、図 2.23 では、各部屋を視認できるように天井 を非表示としている。これは PRISME Integral 試験の Test 4 を模擬している。この試験では 5 m×6 m×4 m (高さ)の3 つの部屋が、ドアによって繋げられており、中央の Room 2 は別 のドアによって廊下 (Corridor)と繋げられている。ドアの幅は 80 又は 90 cm で、高さが 2.1 m である。Room 2 には可燃性液体として表面積 1 m²、深さ 7 cm の n-ヘプタンが置か れており、この液体を燃焼させる。この解析ではドアはいずれも開放で、Room 1 及び廊下 に置かれた吸気口で吸気を、Room 3 に置かれた排気口で排気を行う空調管理区画となっ ている。



図 2.23 大規模火災解析の FDS モデル Fig. 2.23 FDS model for large-scale fire analysis

本研究では、火災を特徴付けるパラメータのうち発熱速度(Heat Release Rate: 以下「HRR」 という。)を重視し、HRR に基づいて火災試験と解析の比較を行った。発熱速度は火災に おいて1秒当たりに発生する熱量で、可燃物の状態(液体か固体か)や酸素の供給量、火 炎が可燃物に与える輻射熱などによって時間変化する。単純な火災解析などでは、この時 間変化を計算することが困難な場合や、長時間の解析を必要とする場合があるため、可燃 物の種類などによって HRR の時間変化を入力値として与えることが多い。しかし、実際の 火災の HRR の時間変化は火災区画の換気条件等によって異なるため、原子力施設の火災 解析を行う上では未知変数として解析することが望ましい。そこで本検討では HRR を入 力値として与えず、未知変数として解析を行った。図 2.24 に本研究での HRR の解析例を 示す。図の横軸は燃焼開始からの時間を、縦軸はモデル全体の HRR をそれぞれ示し、青線 が試験により得られた値を、オレンジ色の線が解析による値をそれぞれ示している。また、 この解析例では図 2.23 のモデル空間を 10 cm 角の立方体でメッシュ化し、解析に要した 時間は 20 並列の解析で約 6 日間である。

HRR の試験値と解析値を比較すると、燃焼開始から 400 秒程度までの初期状態と、そこ から 1000 秒程度までの定常状態では解析値は実験値に近い値となっており、複数の部屋 を含む大規模な火災区画の火災も再現できているといえる。一方、1000 秒以降の燃焼終了 期では解析値は、試験値に見られる HRR の増加を説明できていない。この理由の一つとし て、2.3.4 の液体燃焼試験で見られたような液体内の上下方向の対流(図 2.30)が考えられ る。FDS では可燃性液体も固体のように取り扱っているため、火炎による入熱は可燃性液 体の表面付近のみを加熱するよう取り扱うのに対し、現実には燃焼終了付近では輻射によ る入熱が対流によって可燃性液体全体を加熱し、蒸発速度を高めるため、HRR が増加する と考えられる。この問題については今後、オープンソースの数値流体解析ソフト OpenFOAM で可燃性液体内の流動も考慮したコードを開発し、改善する予定である。 OpenFOAM は FDS と比較してカスタマイズの自由度が高いため、輻射等の入熱による可 燃性液体内部の流動も実装することも可能であり、可燃性液体内部の流動の影響も考慮し た火災解析を行えると期待される。また FDS による解析でも設置したプローブの温度など について実験値と比較を進める。

また本研究で可燃性液体の研究について文献調査を行ったが、近年も実験・解析両面で 詳細なレビュー論文が発表されていることが明らかになった^{63,64}。今後は最新の研究成果 を参照しつつコード改良を進める。



図 2.24 FDS による発熱速度(HRR)の解析例 Fig. 2.24 Example of Heat Release Rate (HRR) by FDS analysis

2.3.3 静的な防護バリアの機能喪失に係る評価モデル検討

原子力施設内の火災は区画化により火災の影響を緩和する方策がとられている。区画は 防火扉、防火ダンパ、貫通部シール等の静的な防護バリアによって構成される。「内部火 災ガイド」の火災伝播評価では静的バリアによる系統分離を前提としているが、実際には これらの静的なバリアが機能喪失することも想定され、そのような場合の評価方法につい て検討しておくことも重要である。

静的な防護バリアの機能喪失に係る評価モデルを検討するためには実際の防火扉など をモデル化する必要があるが、形状が複雑になるため、本研究では 2.3.2 で作成した FDS 上のマルチルームモデル内に簡易的な防火扉として 5 mm 厚の鋼鈑を配置したモデルを作 成し、解析を行った。具体的には火元の Room 2 と Room 3 の間の戸口に、戸口と同じ大き さの 5 mm 厚の鋼板を置いたモデルを作成した。防火扉の有無の影響を調べるため、防火 扉から 50 cm 離れた場所に、高さ 70 cm から 3 m まで 10 cm 間隔で温度センサーを配置し、 防火扉の有無がそれぞれの位置での温度の時間変化に及ぼす影響を調べた(図 2.25)。



図 2.25 防護バリアの機能喪失検討のための FDS モデル Fig. 2.25 FDS model for study of fire barriers

鋼板の有無にかかわらず、温度センサーで計測した温度は燃焼開始後 500 秒後付近が最 も高かった。図 2.26 に燃焼開始後 500 秒後の温度センサーの温度を示す。この図の横軸は センサーの高さ、縦軸は温度をそれぞれ示し、オレンジ色の線が鋼板の無い場合、青色の 線が鋼板のある場合の温度をそれぞれ示している。鋼板の有無にかかわらず、どちらのケ ースでも高さ 2.3 m付近の温度が最も高かった。鋼板が無い場合には 400 ℃を超えている のに対し、鋼板がある場合には 300 ℃程度であり、鋼板が防火バリアとして機能している といえる。

本解析は評価モデル検討のために簡易的な解析を行ったものであるが、今後は実際の形 状に近い防火扉モデルの作成や防火扉の配置を変更して、実際の原子力施設に近い条件で の解析を進める予定である。



図 2.26 防火扉のある場合と無い場合の燃焼開始 500 秒後の温度の高さ依存性 Fig. 2.26 Altitude dependence of temperature after 500 seconds of combustion with and without fire door

2.3.4 可燃性液体の液面燃焼時における燃焼挙動評価

原子力施設の内部及び外部には可燃性の液体が多く存在している。「内部火災ガイド」³ においては、火災源の一例として可燃性液体を挙げている。同ガイドでは可燃性液体の HRR について、NUREG-1805⁶⁵に掲載されている開放空間での値を元に計算するよう記述 しているが、実際の可燃性液体の HRR は、可燃性液体の燃焼面積、火災区画の換気状況な どに大きく依存する。従って、実際の原子力施設の火災評価を精度良く行うためには、様々 な条件で可燃性液体の燃焼試験を実施して燃焼挙動を十分に把握し、火災解析に反映して 解析精度を高めることが重要である。なお、NUREG-1805⁶⁵には、ポリメチルメタクリレー トやポリエチレンのような固体可燃物については、火災時の熱により溶融して液体状とな って燃焼し、可燃性液体と同様の燃焼挙動を示すことから、可燃性液体と同様の手法が適 用可能である旨が記されている。このことから、可燃性液体の燃焼挙動を把握し、解析精 度を向上させることは、固体可燃物の火災解析の高度化にも有用である。

本研究では、可燃性液体の燃焼挙動に関する知見を取得するため、可燃性液体火災の動 的特徴⁶⁵(火炎周辺の空気の取り込み、燃焼による輻射等)を踏まえ、火炎周辺の空気流 動及び輻射に関する評価に重点を置いて可燃性液体燃焼試験を実施した。

可燃性液体の液面燃焼時の燃焼挙動を評価するために、「流動場における速度ベクトル を面領域で同時に、多点計測」⁶⁶できるという特徴を持つ粒子画像流束測定法(Particle Image Velocimetry:以下「PIV」という。)という、流れの可視化で代表的な手法を用いた高 温空気、可燃性液体及びその蒸気の流動計測を令和3年度から令和6年度にかけて山口大 学に委託し、実施した²⁹⁻³²。

図 2.27 に本研究の典型的な燃焼試験例を示す。この例では直径約5 cm のペトリ皿の中 に可燃性液体を入れ、燃焼試験を行っている。可燃性液体はアルコール(エタノール)と 炭化水素(n-ヘプタン)の2種類で、液面高さを一定に保つ設定と、ペトリ皿の可燃性液 体が無くなるまで燃焼させる2通りの試験方法を用いた。また、燃焼時に測定目的に応じ てトレーサ粒子の注入方法を変えて PIV により気体・液体の流動を測定した。



出典) 国立大学法人山口大学、「令和5年度原子力施設等防災対策等委託費(可燃性液体火災における燃焼挙動評価)事業成果報告書」、令和6年³¹

図 2.27 本研究の燃焼試験例

Fig. 2.27 Example of combustion tests in this study

注) 図 2.1 よりラベルを改変して転載

本研究の調査項目の一つが、液面燃焼時の燃焼パラメータと高温空気等流動の関係性評価である。図 2.28 はエタノール燃焼時のエタノールの蒸発速度の時間変化である。この試験ではペトリ皿のエタノールが無くなるまでエタノールを燃焼させ、液面の高さの時間変化から蒸発速度を求めている。横軸が燃焼開始からの時間、縦軸が蒸発速度である。図より、燃焼開始から3分程度が最もエタノールの蒸発速度が大きい。



出典) 国立大学法人山口大学、「令和4年度原子力施設等防災対策等委託費(可燃性液 体火災における燃焼挙動評価)事業成果報告書」、令和5年³⁰

図 2.28 エタノール燃焼時の蒸発速度の時間変化

Fig. 2.28 Time variation of evaporation rate during ethanol combustion

注) 出典の図 2.6 より原図のラベルを日本語にして転載

また、この試験で PIV により高温空気の流動を測定した結果を図 2.29 に示す。この試 験では火炎高さが時間経過と共に高くなり、ある程度高くなった火炎は上部が分離し、残 された基部の高さが再び高くなるという振動を1 秒間に 8~15 回程度の周期で繰り返して いた。この図では燃焼開始からの経過時間ごとに、火炎上部が分離する直前の高温空気の 速度ベクトルと渦度を示している。図中の矢印は速度ベクトルを示し、その色は速度を示 している。一方、塗りつぶしで表示されている色が渦度 [1/s]を示しており、反時計回りの 流れが正の値で赤く、時計回りの流れが負の値で青く表示されている。どちらも色が濃い ほど、渦度が高い(渦の回転が強い)。炎がくびれて渦度が大きくなっている部分(黒丸で 囲まれている部分)に着目すると、燃料蒸発量の大きい燃焼開始後3分より、燃焼開始後 2 分の方が渦度は大きく、必ずしも燃料蒸発量が大きい時点で高温空気の流動が最大にな るわけでは無いことがわかる。

同様にPIVによりペトリ皿内に入れた可燃性液体の燃焼時の速度ベクトル及び渦度分布 を測定した例を図 2.30 に示す。図の右半分に着目すると、容器の端近く(白丸で囲まれた 部分)で強い反時計回りの容器中央に向かう流れが存在し、中央付近(ピンク色の丸で囲 まれた部分)で時計回りの容器外側に向かう流れが存在している。両者が衝突することで 斜め下方に沈み込む流れが生じている。この流れによって可燃性液体内の表面付近で上下 方向の熱伝達が効率良く行われている。



出典) 国立大学法人山口大学、「令和4年度原子力施設等防災対策等委託費(可燃性液体火災における燃焼挙動評価)事業成果報告書」、令和5年³⁰

図 2.29 燃焼経過時間ごとの火炎分離直前の空気流動の速度ベクトル、及び渦度分布

Fig. 2.29 Velocity vector and vorticity distribution of air flow just before flame separation for each combustion elapsed time

注) 出典の図 2.7 よりラベルを改変して転載





図 2.30 可燃性液体内の速度ベクトル、及び渦度分布

Fig. 2.30 Velocity vector and vorticity distribution in flammable liquid

注)出典の図 3.7 のラベルを改変して転載

本研究で得られた流動知見のまとめを図 2.31 に示す。火炎基部近傍表面で液体が中央 から外に向かい、下層で外から中央に向かう渦が形成されている。それにより隣接する可 燃性蒸気に逆方向の回転が励起され、さらにそれによって可燃性液体内に逆方向の流動が 励起される。このように、燃焼による高温空気と可燃性蒸気及び可燃性液体の流動にはそ れぞれ連動性があり、火災解析に当たってはこの流動を考慮する必要がある。



出典) 国立大学法人山口大学、「令和4年度原子力施設等防災対策等委託費(可燃性液 体火災における燃焼挙動評価)事業成果報告書」、令和5年³⁰

図 2.31 本研究で得られた流動知見のまとめ

- Fig. 2.31 Summary of flow findings from this study
 - 注)出典の図 3.9 のラベルを改変して転載

次に本研究で行った輻射照度及び温度測定のためのセットアップを図 2.32 に示す。輻射計及び温度計は火炎中心から 50、100 及び 150 mm 離した 3 通りのセットアップで測定 を行い、高さは液面高さ、最小火炎高さ(火炎が分離後の最小となる高さ)の半分 H_{min}/2、 最小火炎高さ H_{min}及び最大火炎高さ(分離した火炎が消炎するまでに最大となる高さ)H_{max} の 4 点で行った。なお、本試験では燃焼時の液面高さをペトリ皿の縁の高さで一定に保っ ている。輻射計及び温度計のサンプリング周波数は 10 Hz で、一秒間に 10 回データを取得 した。



出典) 国立大学法人山口大学、「令和5年度原子力施設等防災対策等委託費(可燃性液体火災における燃焼挙動評価)事業成果報告書」、令和6年³¹
 図 2.32 輻射照度及び温度測定のためのセットアップ
 Fig. 2.32 Setup for irradiance and temperature measurements
 注) 出典の図 2.19 のラベルを改変して転載



出典) 国立大学法人山口大学、「令和5年度原子力施設等防災対策等委託費(可燃性液体火災における燃焼挙動評価)事業成果報告書」、令和6年³¹
 図 2.33 ヘプタンの場合の輻射照度の時間変化(火炎中心から50mm離した場合)

Fig. 2.33 Time variation of irradiance in the case of heptane (50 mm away from flame center) 注) 出典の図 2.31(a)のラベルを改変して転載

ヘプタンを燃焼させた場合に、50 mm の距離で測定した輻射照度の時間変化を図 2.33 に 示す。図のそれぞれの線は前述の検出器高さに対応する。最も輻射照度が強いのは H_{min}/2 の場合であった。また光学的な測定より、火炎の高さが 8~9 Hz 程度の周波数で振動して おり、それに対応して輻射照度も振動している。また、別に測定した蒸発速度と比較した ところ、蒸発速度が最大になる 180 秒 (3 分)付近で輻射が最大となっており、燃料蒸気 の蒸発速度は輻射と密接な関係を持っていることが示唆される。このように放射熱流束と 高温空気等の流動の関係性が見られた。今後はこのような燃焼挙動を火災解析に反映し、 実際の原子力施設の火災評価に活用することが課題である。また、可燃性液体燃焼解析の 一環で入手した最新の研究論文(例えば^{63,64})も参照しながら実験を進める。

2.3.5 ケーブルの燃焼等に係る影響評価

ケーブルの燃焼等に係る影響評価は、筑波大学との共同研究「原子力発電所における火 災評価モデルに関する基礎的研究」(令和元年度から令和3年度まで)において実施した³³。 本共同研究において、ケーブル燃焼に係る解析モデルの妥当性確認の検討を行った。本検 討では、ケーブルの構成材料ごとの吸熱・発熱反応を組み合わせた解析モデルや FDS を用 いて燃焼試験を模擬した解析モデルを構築し、当該共同研究において取得したコーンカロ リーメータを用いたケーブル燃焼に係る試験データとの比較を行い、妥当性について検討 した。また、FDS で構築した燃焼モデルを用いて、原子力発電所の複数区画で発生するケ ーブル火災の試解析を行った。その結果、HRR 等の推移について計算するとともに、ケー ブルトレイ間における火災の伝播等の事象進展を解析できることが分かった。

2.3.6 火災時における電気機器等の回路故障に係る評価モデルの検討

ケーブルは、火災による熱に曝されると導体間の絶縁体が破壊され短絡し、電気的に接続される現象(ホットショート)が生じる場合がある。ホットショートは、回路故障に伴う電気機器の誤動作等の原因になり⁶⁷、原子力施設の安全にとって脅威の一つになる。

ホットショートは、定格電流を超える過電流を伴う場合と伴わない場合が想定され、過 電流を伴う場合には、電気回路上に回路保護装置が適切に設けられていれば、ホットショ ートが生じた回路から電流を遮断し、過熱や誤動作等を防止することができると考えられ る⁶⁸。

一方、過電流を伴わないホットショートの場合は、回路保護装置が機能せず、電気機器 等の誤動作が発生する可能性がある。このホットショートが生じた場合の過電流の発生の 有無、電気回路の故障、電気機器の誤動作等への影響については、米国では検討例がある ^{69,70}が、日本ではほとんど検討されていない。また、「内部火災ガイド」においては、火 災によるケーブルへの影響の評価に当たり、「接続されている機器の誤動作を含め、最悪の 故障状態を仮定する」との記載があるが、具体的な評価モデルや評価手法は示されていな い。このことから、ホットショート時の過電流の発生の有無やその影響について知見を取 得するとともに、上記の米国における検討例を踏まえつつ、ホットショート時の電気回路 及び電気機器に及ぼす影響を評価するためのモデルを整備し、原子力施設の火災影響評価 手法の高度化を図ることは重要である。この評価モデルは、ホットショート時の過電流の 発生の有無やその影響に関する知見を基に整備する必要がある。

本研究では、火災時における電気機器等の回路故障に係る評価モデルの整備のため、ホ ットショート時における過電流の発生の有無等に係る試験データを取得するとともに、過 電流発生条件、回路保護装置(ブレーカー及びヒューズ)の挙動等に関連する知見を取得 した。

具体的には、ホットショートに関するデータを取得するための試験体系(電気回路)を 構築し、交流回路と直流回路を接触させた場合の電圧及び電流のデータを取得するととも に、回路保護装置(ブレーカー及びヒューズ)の動作状況を確認した。本試験体系の交流 回路はケーブル、交流発電機、ブレーカー等、直流回路はケーブル、直流電源、ヒューズ 等でそれぞれ構成した。電流及び電圧のデータは、電流プローブ、差動電圧プローブ及び オシロスコープにより取得した。交流回路及び直流回路における電圧は、それぞれ 100 V とした。

本試験で取得した知見は以下のとおり。

- 本試験の一部のケースにおいて、交流回路と直流回路を接触させた際に、ブレーカー
 及びヒューズの定格電流に対する過電流が生じた。
- ・ 本試験においては、ブレーカーのトリップやヒューズの溶断は生じなかった。ただし、
 回路保護装置の仕様や試験条件(接触継続時間等)を変更した場合には、これらの動作が生じる可能性があることが示唆された。

3. 結論

3.1 成果の要点

本研究における主要な成果は次のとおりである。

(1) HEAF の影響評価

HEAFのZOIの評価手法の検討に必要な知見を拡充するため、実電気盤を想定した複数の形状の試験体を用いてHEAF爆発を模擬した試験を行い、主に爆発圧力と金属蒸気の発生に係るデータ及び下記の知見を取得した。また、下記の知見を踏まえ、HEAFの爆発現象における熱影響の評価の考え方を整理した。

- ・ 本研究の HEAF 試験で測定された爆発圧力は、50~230 kPa (ゲージ圧) 前後であった。
- ・ 金属母線の損耗量は、アークエネルギーの増加に従って増大することが分かった。また、当該損耗量は金属母線の材料(銅、アルミニウム)及び断面積に依存することが分かった。
- (2) 電気ケーブルの熱劣化評価

実施設における環境等を想定した火災の熱によるケーブルの絶縁抵抗低下のデータ を取得して、知見を拡充するとともに、絶縁抵抗低下に係る評価手法の整備を目的とし て、ケーブルを熱して火災時の影響を模擬した試験を実施し、下記の知見を得た。

- 火災の熱による未劣化及び経年劣化模擬ケーブルの絶縁抵抗低下を想定した試験では、 絶縁抵抗が顕著に低下するケーブルの温度は、絶縁体及びシースの種類とその組合せ 等により異なることが分かった。
 - 本試験で使用したケーブル(600 V NH-CE、NH-CEE、600 V FR-PSHV 及び 600 V MM-PN)については、ケーブルの加熱方法、構成材料の種類によらず、おおむね絶縁抵抗 が 2.5 MΩ、10 MΩ 及び 100 MΩ となるまでの時間の対数と温度の逆数との関係は直線 であり、アレニウスの式で整理できることが分かった。また、本試験の条件に対応し た絶縁抵抗の低下予測式を取得した。
- (3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備

今後の火災防護に係る規制の高度化等に資する火災影響評価手法・解析コード等を整備 するために、原子力施設における主要な可燃物及び火災時の施設への影響評価において重 要な項目を対象として試験データの取得及び解析を行い、下記の知見を得た。

 HEAF 爆発現象について、HEAF 時に発生する金属蒸気の噴出・酸化に係る熱影響の 評価手法の検討を目的として、原子力規制庁の HEAF 試験結果を参照した数値流体解 析を実施した。解析結果より、いずれの母線材料においても、2 つの輻射照度のピー クが確認されたが、それぞれのピークの大小関係は母線金属材料ごとに異なっており、 HEAF 爆発の解析時には母線金属材料の考慮が必要であることが示唆された。

- 実施設を想定した大規模火災解析の手法等の整備を目的として、大規模火災解析コー ドを構築し、複数区画に渡る液体燃焼試験の解析を行った。液体燃焼の初期状態及び 定常状態における HRR の解析結果は、試験結果をよく説明できた。一方、燃焼終了期 における HRR は、試験結果との乖離が確認され、可燃性液体内の流動を考慮できる解 析コードの検討が必要であることが分かった。
- 可燃性液体の燃焼に係る評価手法の整備を目的として、火炎周辺の空気流動及び輻射
 に関する試験データを取得するための可燃性液体燃焼試験を行い、燃焼による高温空
 気と可燃性蒸気及び可燃性液体の流動の連動性に関する知見が得られた。また、可燃
 性液体燃焼時における放射熱流束と高温空気の流動の関係に係る知見を得た。
- ケーブルの燃焼等に係る影響評価手法の整備を目的として、ケーブルの燃焼モデルを 構築するとともに、原子力発電所の複数区画で発生するケーブル火災の試解析を行い、 HRR等の推移について評価できることが分かった。
- ・ 火災時における電気機器等の回路故障に係る評価モデルの整備を目的として、火災時のホットショートを模擬した試験を行い、直流回路と交流回路を接触させた場合の電圧・電流の試験データ及び過電流の発生に関する知見を取得した。

3.2 目的の達成状況

本研究では、火災防護に係るガイド類の見直しの要否の検討に必要な技術的知見を取得 することを目的として、「HEAFの影響評価」、「電気ケーブルの熱劣化評価」及び「火災影 響評価手法・解析コード等の整備」に関する試験・解析を計画し、その計画どおり、以下 の知見を取得した。

- ・ HEAF の爆発現象の影響評価に関する知見
- ・ 実施設の環境等を考慮したケーブルの熱劣化に関する知見
- ・ HEAF によって発生する金属蒸気の熱影響解析に関する知見
- 可燃性液体火災等の評価に必要となる知見

3.3 成果の公表等

3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

- (1) NRA 技術報告
- 原子力規制委員会、NRA 技術報告、「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷 (HEAF)に関する分析(第二報)」、NTEC-2025-1001、令和7年 https://www.nra.go.jp/data/000475731.pdf(令和7年4月2日確認)
- (2) NRA 技術ノート
- 原子力規制委員会原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、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、令和3年

https://www.nra.go.jp/data/000356783.pdf(令和6年2月25日確認)

 ② 原子力規制委員会原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、NRA 技術ノート、「米国における火災防護検査に関する調査(電気関係)」、NTEN-2023-1001、令和5年 https://www.nra.go.jp/data/000430096.pdf(令和6年2月25日確認)

(3) 論文(査読付)

なし。

- (4) 学術会議のプロシーディングス(査読付)
- ① Takizawa, M., Kabashima, H., and Matsuda, A., "Electrical insulation performance of flameretardant electrical cables with thermoplastic and thermosetting materials for nuclear power plants", Proceedings of 4th European Symposium on Fire Safety Science (ESFSS 2024), 2024.

(5) 表彰・受賞

なし。

- (6) その他
- 櫻井智明、椛島一、笠原文雄、吉井敏浩、「高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備(1) Cu 蒸気の熱流動評価手法の検討」、日本原子力学会 2023 年春の年会、 令和5年
- ② 櫻井智明、椛島一、吉井敏浩、「高エネルギーアーク損傷 (HEAF)の評価手法の整備(2) Cu 蒸気の酸化モデルの検討」、日本原子力学会 2023 年秋の大会、令和5年
- ③ 櫻井智明、椛島一、吉井敏浩、「高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備(3) HEAFの爆発事象における輻射の検討」、日本原子力学会 2024 年春の年会、令和6年
- ④ 櫻井智明、椛島一、吉井敏浩、「高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備(4)
 Al 母線の電気設備を対象とした HEAF 爆発の解析モデルの検討」、日本原子力学会
 2025 年春の年会、令和7年

3.3.2 委託先による公表

(1) 論文(査読付)

- (2) 学術会議のプロシーディングス(査読付)
- Kobayashi, K., Mikami, M., "Characteristics of fuel vaporization, combustion and flows of air, fuel vapor and liquid during ethanol-pool fire", Proceedings of the 14th Asia-Pacific Conference on Combustion, 2023.

なし。

(3) その他

- 小林研心、下西みどり、三上真人、「液面燃焼時の火炎高さと流動特性の関係性に関する研究」、第60回燃焼シンポジウム、令和4年
- ② 上野仁士希、小林研心、下西みどり、坂野文菜、三上真人、「液面燃焼における流動および輻射熱に関する研究 エタノールとヘプタンの比較—」、日本機械学会中国四国学生会第54回学生員卒業研究発表講演会、令和6年
- ③ 下西みどり、小林研心、坂野文菜、三上真人、「エタノールまたはヘプタンを用いた液 面燃焼時の気体・液体流動に関する研究」、日本機械学会関西支部第 99 期定時総会講 演会、令和6年
- ④ 上野仁士希、坂野文菜、三上真人、「エタノール液面燃焼における燃焼挙動および輻射
 熱に関する研究」、日本機械学会 熱工学コンファレンス 2024、令和6年

3.4 成果の活用等

「HEAF の影響評価」において得られた成果は、NRA 技術報告「原子力発電所における 高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析(第二報)」³⁴で取りまとめて公表してお り、今後、HEAF 審査ガイドに示されている HEAF の影響範囲の目安の記載内容^(注1)が、 HEAF 審査ガイドに基づく対策済の電気盤(HEAF 発生時のアークエネルギーがアーク火 災発生防止に係るしきい値の最大値の 25 MJ 以下)に対して、爆発現象を考慮しても保守 的であるかの確認に活用できる。

「電気ケーブルの熱劣化評価」に関連して実施した調査で得られた米国の火災時安全停 止評価の中で行われている回路解析に関わる知見は、NRA技術ノート2件(「米国における 火災時安全停止回路解析の調査」¹⁶及び「米国における火災防護検査に関する調査(電気関 係)」¹⁷)として公表されている。これらの知見は、技術情報検討会の要対応技術情報「回 路の故障が2次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性」(平成26年度抽出)への対応方針 の検討資料(第49回技術情報検討会(令和3年9月9日)⁷¹、第63回技術情報検討会(令和6年 1月25日)⁶⁸)で参照され、当該要対応技術情報をスクリーニングアウトする判断の重要な 根拠として活用された。

3.5 今後の課題等

電気ケーブルの熱劣化評価について、熱劣化時の絶縁抵抗低下は、ケーブルの種類によって異なることが分かった。国内の原子力施設では様々な仕様のケーブルが使用されていることから、これまでの研究で試験対象としていないケーブルについて、実施設で使用さ

⁽注1) HEAF 審査ガイドでは、「実用発電用原子炉施設の保安電源設備のうち、重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤」の範囲について、(解説-6)に「平成23年の東北地方太平洋沖地震の際に女川原子力発電所において発生したアーク火災において、水平距離2.5mより離れた電気盤には HEAF の影響が及んでいなかったことを踏まえ、影響を与えるおそれのある範囲の目安として、2.5m以内にあるものとした。」と記載している。

れているケーブルの構成材料等の仕様の類似性を考慮した上で、代表的なケーブルを選定 してデータを拡充するとともに、絶縁抵抗低下に寄与するケーブル構成材料の熱的特性等 を評価する必要がある。また、そのケーブルごとに経年劣化による絶縁抵抗低下への影響 を評価する必要がある。火災時の熱による絶縁抵抗への影響をより精緻に評価するため、 温度制御や絶縁抵抗低下に寄与する部位の温度測定を考慮した試験について検討する必要 がある。

火災影響評価手法・解析コード等の整備について、FDSによる可燃性液体火災モデルで は燃焼時の可燃性液体内部の流動を考慮することは困難であり、それが実際の火災と火災 解析との乖離の原因の一つとなっていることが分かった。このため、別の解析コードを用 いて燃料液体内部流動を考慮したモデルを構築し、可燃性液体の燃焼モデルの高度化を行 う必要がある。また、静的な防護バリアや火災時回路故障に係る評価については、基礎的 な解析データや試験データを取得したが、より実機に近い状態を模擬した試験等により、 各評価モデルの整備に必要な知見を取得する必要がある。さらに、これまで個別現象や単 ーもしくは数個の部屋における火災解析を対象としてきたが、今後は海外規制機関等にお ける研究成果等を参考として、複数の火災源や複数個の部屋に広がる火災などのより複雑 な現象の解析手法を検討するとともに、より詳細な解析コードに係る最新知見を既存の火 災解析手法に反映し、内部火災影響評価等における実施設の状況を想定した火災解析等へ の活用のため、火災影響評価手法・解析コード等のさらなる高度化を行う必要がある。

HEAF の影響評価については、本研究において「HEAF 審査ガイド」の見直しの要否の 検討に必要となる HEAF の爆発現象に関する試験・解析データを取得し、HEAF の ZOI に 係る知見等を拡充したことから、現時点で課題はないと考える。

参考文献一覧

- 1 椛島一、加藤敬輝、松田航輔、笠原文雄、「火災防護に係る影響評価に関する研究」、 安全研究成果報告、RREP-2021-1002、令和3年 https://www.nra.go.jp/data/000355421.pdf(令和7年2月25日確認)
- 2 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉及びその付属施設の火災防護に係る審査基準」、原規技発第1306195号、平成25年6月19日
- 原子力規制委員会、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」、原規技発第 1707195号、平成29年7月19日
- 4 原子力規制委員会、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」、原規技発第 13061912号、平成25年6月19日
- 5 原子力規制委員会、「高エネルギーアーク損傷(HEAF)に係る電気盤の設計に関す る審査ガイド」、原規技発第1707196号、平成29年7月19日
- 6 Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Nuclear Energy Agency, "OECD FIRE Project - TOPICAL REPORT No. 1, Analysis of High Energy Arcing Faults (HEAF) Fire Events", NEA/CSNI/R(2013)6, 2013.
- 7 原子力規制委員会、NRA技術報告、「原子力発電所における高エネルギーアーク損 傷(HEAF)に関する分析」、NTEC-2016-1002、平成28年 https://warp.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11235834/www.nsr.go.jp/data/000145383.pdf(令和7 年2月25日確認)
- 8 Tsuchino, S., Kabashima, H., Turner, S., Mehta, S., Stroup, D., Melly, N., Taylor, G., and Gonzalez, F., "Nuclear Regulatory Authority Experimental Program to Characterize and Understand High Energy Arcing Fault (HEAF) Phenomena", NUREG/IA-0470 Volume 1, 2016.
- 9 Kabashima, H., "Fire Safety Research on High Energy Arcing Fault (HEAF)", EUROSAFE Forum Newsletter, 2017.
- 10 平成29年度第25回原子力規制委員会、「高エネルギーアーク損傷に係る実用発電用 原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則等の一部改正等について(案)」、 資料1、平成29年

https://www.da.nra.go.jp/view/NRA001001439?contents=NRA001001439-002-001#pdf=NRA001001439-002-002 (令和7年3月10日確認)

- 11 平成28年度第62回原子力規制委員会、「高エネルギーアーク損傷に係る実用発電用 原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則等の一部改正等並びにそれらの 意見募集等について(案)」、資料2、平成29年
 https://www.da.nra.go.jp/view/NRA001001475?contents=NRA001001475-002-003#pdf=NRA001001475-002-003(令和7年3月10日確認)
- 12 Kabashima, H., "Fire Safety Regulation on High Energy Arcing Faults", Proceedings of the

Technical and Scientific Support Organizations (TSOs) in Enhancing Nuclear Safety and Security: Ensuring Effective and Sustainable Expertise Challenges Faced by Technical and Scientific Support Organizations Conference 2018, 2018.

- Kabashima, H., and Kasahara, F., "Experimental Study of High Energy Arcing Faults Using Medium Voltage Metalclad Switchgears", Nuclear Technology, Vol. 205, pp. 694-707, 2019. doi.org/10.1080/00295450.2018.1518556(令和7年2月25日確認)
- Kabashima, H., Kasahara, F., Eguchi, H., Mehta, S., Stroup, D., Melly, N., and Turner, S.,
 "Nuclear Regulatory Authority Experimental Program to Characterize and Understand High Energy Arcing Fault (HEAF) Phenomena", NUREG/IA-0470 Volume 2, 2021.
- 15 松田昭博、椛島一、石橋隆、笠原文雄、「原子力発電所用電力・制御ケーブルの火 災時燃焼特性の実験的評価」、日本原子力学会誌「アトモス」、60巻7号、p.15-19、 平成30年

https://doi.org/10.3327/jaesjb.60.7_387(令和7年2月25日確認)

- I6 原子力規制委員会原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、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、令和3年 https://www.nra.go.jp/data/000356783.pdf(令和7年2月25日確認)
- 17 原子力規制委員会原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、NRA技術ノート、「米 国における火災防護検査に関する調査(電気関係)」、NTEN-2023-1001、令和5年 https://www.nra.go.jp/data/000430096.pdf(令和7年2月25日確認)
- 18 国立大学法人筑波大学、「令和2年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等 防災対策等委託費(コンポーネント火災時熱劣化評価試験)事業」、令和3年(公開 準備中)
- 19 加藤敬輝、椛島一、笠原文雄、「火災伝播及び影響評価手法の高度化、(4)FDSを用いた複数区画における火災影響解析」、日本原子力学会2018年秋の大会予稿集、平成30年
- 20 加藤敬輝、椛島一、笠原文雄、「火災伝播及び影響評価手法の高度化、(5)FDS を用 いたケーブルトレイ火災解析モデルの検討」、日本原子力学会2019年秋春の年会予 稿集、平成31年
- 21 松田航輔、笠原文雄、椛島一、宮崎利行、「高エネルギーアーク損傷(HEAF)の爆発 現象に係る数値解析 (1)AUTODYNによる電気盤モデルの圧力上昇評価の検討」、 日本原子力学会2021年春の年会予稿集、令和3年
- 22 国立大学法人筑波大学、「令和4年度原子力施設等防災対策等委託費(コンポーネン ト火災時熱劣化評価試験)事業委託成果報告書」、令和5年(公開準備中)
- 23 国立大学法人筑波大学、「令和5年度原子力施設等防災対策等委託費(コンポーネン ト火災時熱劣化評価試験)事業成果報告書」、令和6年(公開準備中)
- 24 国立大学法人筑波大学、「令和6年度原子力施設等防災対策等委託費(コンポーネン

ト火災時熱劣化評価試験)事業成果報告書」、令和7年(公開準備中)

- 25 櫻井智明、椛島一、笠原文雄、吉井敏浩、「高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備(1)Cu蒸気の熱流動評価手法の検討」、日本原子力学会2023年春の年会予稿集、令和5年
- 26 櫻井智明、椛島一、吉井敏浩、「高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備(2)Cu蒸気の酸化モデルの検討」、日本原子力学会2023年秋の大会予稿集、令和 5年
- 27 櫻井智明、椛島一、吉井敏浩、「高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備(3)HEAFの爆発事象における輻射の検討」、日本原子力学会2024年春の年会予稿集、令和6年
- 28 櫻井智明、椛島一、吉井敏浩、「高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備(4) Al母線の電気設備を対象としたHEAF爆発の解析モデルの検討」、日本原子 力学会2025年春の年会予稿集、令和7年
- 29 国立大学法人山口大学、「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費(可燃性液体火災における燃焼挙動評価)事業成果報告書」、令和4年(公開準備中)
- 30 国立大学法人山口大学、「令和4年度原子力施設等防災対策等委託費(可燃性液体火災における燃焼挙動評価)事業成果報告書」、令和5年(公開準備中)
- 31 国立大学法人山口大学、「令和5年度原子力施設等防災対策等委託費(可燃性液体火災における燃焼挙動評価)事業成果報告書」、令和6年(公開準備中)
- 32 国立大学法人山口大学、「令和6年度原子力施設等防災対策等委託費(可燃性液体火災における燃焼挙動評価)事業成果報告書」、令和7年(公開準備中)
- 33 原子力規制委員会原子力規制庁、国立大学法人筑波大学、「共同研究成果報告書原子力発電所における火災評価モデルに関する基礎的研究」、令和5年 https://www.nra.go.jp/data/000429028.pdf(令和7年2月26日確認)
- 34 原子力規制委員会、NRA技術報告、「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析(第二報)」、NTEC-2025-1001、令和7年
 https://www.nra.go.jp/data/000475731.pdf(令和7年4月2日確認)
- 35 U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Metalclad switchgear failures and consequent losses of offsite power", Information Notice 2002-01, 2002.
- 36 Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Nuclear Energy Agency, "OECD FIRE Project - TOPICAL REPORT No. 3, Event Combinations of Fires and Other Events," NEA/CSNI/R(2016)7, 2016.
- 37 Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Nuclear Energy Agency, "OECD HEAF Project, Report on the Testing Phase (2014-2016) of the High Energy Arcing Fault Events (HEAF) Project: Experimental Results from the International Energy Arcing Fault Research Programme", NEA/CSNI/R(2017)7, 2017.

- U.S. Nuclear Regulatory Commission, "An International Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) Expert Elicitation Exercise for High Energy Arcing Faults (HEAFs)", NUREG-2218, 2018.
- 39 東北電力株式会社、「東北地方太平洋沖地震及びその後に発生した津波に関する女 川原子力発電所の状況について」、平成23年
- 40 「【東日本大震災関連】タービン建屋地下1階高圧電源盤火災」、原子力施設情報公開ライブラリー(NUCIA)通番11314、報告書番号2010-東北-M011Rev.4
- 41 椛島一、土野進、笠原文雄、「原子力施設火災防護対策の高度化(10)配電盤を用いた高エネルギーアーク事象の評価」、日本原子力学会2013年秋の大会、平成25年
- 42 椛島一、土野進、笠原文雄、「原子力施設火災防護対策の高度化(12) モーターコ ントロールセンタを用いた高エネルギーアーク事象の評価」、日本原子力学会2014 年春の年会、平成26年
- 43 独立行政法人原子力安全基盤機構 (JNES)、「①火災防護対策の高度化に係る調査・
 試験」、安全研究年報 (平成24年度)、JNES-RE-2013-0001-Rev.1、pp. 369-376、平成
 25年
- 44 Kabashima, H., and Kasahara, F., "Experimental Study on High Energy Arcing Faults (HEAF) to Assist Fire Safety Regulation", Proceedings of the 24th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 24) –15th International Post-Conference Seminar on "FIRE SAFETY IN NUCLEAR POWER PLANTS AND INSTALLATIONS", Bruges, Belgium, Paper No. 03. HEAF (Special Issue), 2017.
- 45 Kabashima, H., "FIRE SAFETY REGULATION ON HIGH ENERGY ARCING FAULTS (HEAF)", Proceedings of the Technical and Scientific Support Organizations (TSOs) in Enhancing Nuclear Safety and Security: Ensuring Effective and Sustainable Expertise Challenges Faced by Technical and Scientific Support Organizations Conference 2018, Brussels, Belgium, Paper ID No. 93, 2018.
- 46 原子力規制委員会原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、安全研究成果報告、
 「火災防護対策の高度化に係わる調査・試験」、RREP-2018-1002、平成30年
 https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11203941/www.nsr.go.jp/data/000253082.pdf(令
 和7年2月26日確認)
- 47 The Institute of Electrical and Electronics "IEEE Guide for Testing Metal-Enclosed Switchgear Rated Up to 38 kV for Internal Arcing" Engineers, IEEE C37.20.7-2007, 2008.
- 48 日本エヌ・ユー・エス、令和2年度原子力規制庁請負成果報告書「原子力施設電気 設備等火災試験」、p.68、p.125、令和3年
- 49 原子力規制委員会原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、令和6年度安全研究計 画、「火災防護に係る影響評価に関する研究(フェーズ2)」、令和6年
- 50 Electric Power Research Institute and U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Fire PRA

methodology for nuclear power facilities Volume 2: Detailed Methodology", NUREG/CR-6850 EPRI 1011989, 2005.

- 51 独立行政法人原子力安全基盤機構、「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術 調査研究に関する最終報告書」、JNES-SS-0903、平成21年
- 52 The Institute of Electrical and Electronics Engineers, "IEEE Standard for Test of Class 1E Electrical Cables Field Splices and Connections for Nuclear Power Generating Stations", ANSI/IEEE Std 383-1974, 1974.
- 53 Takizawa, M., Kabashima, H., and Matsuda, A., "Electrical insulation performance of flame-retardant electrical cables with thermoplastic and thermosetting materials for nuclear power plants", Proceedings of 4th European Symposium on Fire Safety Science (ESFSS 2024), 2024.
- 54 国立大学法人筑波大学、「平成24-25年コンポーネント火災時熱劣化評価試験 平 成25年度業務報告書」、平成26年
- 55 Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Nuclear Energy Agency, "FIRE Project Report: Collection and Analysis of Fire Events (2002-2008) -First Applications and Expected Further Developments", NEA/CSNI/R(2009)6, 2009.
- 56 National Institute of Standards and Technology and Joint Army-Navy-Air Force, "NIST-JANAF Thermochemical Tables (Copper (Cu))". https://janaf.nist.gov/tables/Cu-001.html (令和6年12月24日確認)
- 57 National Institute of Standards and Technology and Joint Army-Navy-Air Force, "NIST-JANAF Thermochemical Tables (Copper Oxide (CuO))".

https://janaf.nist.gov/tables/Cu-015.html (令和6年12月24日確認)

- 58 National Institute of Standards and Technology and Joint Army-Navy-Air Force, "NIST-JANAF Thermochemical Tables (Aluminum (Al))". https://janaf.nist.gov/tables/Al-001.html (令和6年12月24日確認)
- 59 National Institute of Standards and Technology and Joint Army-Navy-Air Force, "NIST-JANAF Thermochemical Tables (Aluminum Oxide, Gamma (Al2O3))". https://janaf.nist.gov/tables/Al-098.html (令和6年12月24日確認)
- 60 U.S. Nuclear Regulatory Commission and Electric Power Research Institute, "Target Fragilities for Equipment Vulnerable to High Energy Arcing Faults", Research Information Letter (RIL) 2022-01 (EPRI 3002023400), 2022.
- 61 Rigollet, L., "Application of the OECD PRISME results to investigate heat and smoke propagation mechanism in multi-compartment fire scenarios", OECD/NEA, 2012.
- 62 McGrattan, K., Hostikka, S., Floyd, J., McDermott, R., Vanella, M., Muelle, E., "Fire Dynamics Simulator User's Guide", National Institute of Standard and Technology, 2013.
- 63 Chen, Y., Fang, J, Zhang, X., Miao, Y., Lin, Y., Tu, R., Hu, L., "Pool fire dynamics:
Principles, models and recent advances", Progress in Energy and Combustion Science, Vol.95, 2023.

https://doi.org/10.1016/j.pecs.2022.101070(令和7年2月26日確認)

- Wen, J.X., "Fire modelling: The success, the challenges, and the dilemma from a modeller's perspective", Fire Safety Journal, Vol.144, 2024.
 https://doi.org/10.1016/j.firesaf.2023.104087 (令和7年2月26日確認)
- 65 U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Fire Dynamics Tools (FDTs) Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program", NUREG-1805, 2004.
- 66 大川原真一、「粒子画像流速計測法(PIV)の工学~原理およびトレーサ粒子の選定 ~」、日本バイオレオロジー学会誌、第12巻、平成10年
- 67 原子力規制庁、「原子力発電所の火災時安全停止能力に関わる米国運転経験調査か ら得られた潜在的懸案事項」、被規制者向け情報通知文書、NIN1-20220511-nu、令 和4年

https://www.nra.go.jp/data/000389404.pdf(令和7年2月26日確認)

- 68 第63回技術情報検討会、「要対応技術情報:回路の故障が2次火災又は設備の損傷を
 誘発させる可能性に関する調査結果」、資料63-1-2、令和6年
 https://www.nra.go.jp/data/000466916.pdf(令和7年2月26日確認)
- 69 Electric Power Research Institute and U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE) Volume 1: Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) Exercise for Nuclear Power Plant Fire-Induced Electrical Circuit Failure", NUREG/CR-7150 Volume 1 EPRI 1026424, 2012.
- Electric Power Research Institute and U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE)
 Volume 2: Expert Elicitation Exercise for Nuclear Power Plant Fire-Induced Electrical Circuit Failure", NUREG/CR-7150 Volume 2 EPRI 3002001989, 2014.
- 第49回技術情報検討会、「米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件の調査結果とそれを踏まえた対応(案)」、資料49-2-3、令和3年 https://www.nra.go.jp/data/000364557.pdf(令和7年2月26日確認)

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
 - 瀧澤 真 副主任技術研究調查官
 - 宮崎 利行 主任技術研究調查官
 - 櫻井 智明 技術研究調查官
 - 椛島 一 首席技術研究調查官 (現技術基盤課所属)
 - 松田 航輔 技術研究調查官