

原子力発電所における高エネルギーアーク事象に起因  
する電気盤およびケーブルの損傷に関する評価

2021年 3月

土野 進

原子力発電所における高エネルギーアーク  
事象に起因する電気盤  
およびケーブルの損傷に関する評価

土野 進

システム情報工学研究科  
筑波大学

2021年3月

# 目 次

第1章 緒言.....	1
1.1 本研究の背景.....	1
1.2 過去の関連研究.....	2
1.2.1 原子力発電所の HEAF に関するこれまでの研究.....	2
1.2.1.1 原子力発電所での HEAF 事象に関する情報収集.....	2
1.2.1.2 NPP での HEAF 事象の評価.....	3
1.2.1.3 アルミニウムの酸化および発生圧力.....	4
1.2.2 ケーブル火災に関する評価.....	5
1.3 本研究の目的.....	7
1.4 本研究の概要.....	8
第1章の参考文献.....	10
第2章 女川原子力発電所高電圧開閉器火災事故事例を基にした高エネルギーアーキ故障 (HEAF) 事象の評価.....	12
2.1 はじめに.....	12
2.2 原子力発電所における HEAF 事象.....	14
2.2.1 過去における原子力発電所での HEAF 事象の事例とその影響.....	14
2.2.2 主な HEAF 事例の概要.....	15
2.2.2.1 防火扉の損傷.....	15
2.2.2.2 ケーブルの損傷.....	16
2.2.2.3 ブスバー、バスダクトでの HEAF.....	17
2.2.2.4 高電圧サーキットブレーカで発生した HEAF.....	18
2.3 女川原子力発電所高電圧開閉器 HEAF 再現試験.....	20
2.3.1 HEAF 再現試験の概要.....	20
2.3.2 試験体および火災荷重.....	20
2.3.3 アーク試験およびロケット燃料アーク・シミュレータ試験.....	21
2.3.3.1 アーク試験.....	21
2.3.3.2 ロケット燃料アーク・シミュレーション試験.....	22
2.3.4 測定項目.....	26
2.3.5 MCC および分電盤 DP に関する試験.....	26
2.4 試験の結果.....	28
2.4.1 高電圧開閉器 HEAF 試験 (開閉器試験) の結果.....	28
2.4.1.1 アークの発生状況.....	28

2.4.1.2	2次火災の発生状況	32
2.4.1.3	発生熱量	32
2.4.1.4	温度	33
2.4.1.5	発生圧力	33
2.4.1.6	発生エネルギー	34
2.4.1.7	損傷の状況：女川との比較	34
2.5	考察	38
2.5.1	試験結果に関する考察	38
2.5.1.1	女川NPPでのHEAF事象時のアルミニウム酸化エネルギーの推定	38
2.5.1.2	バスダクトにおけるHEAF事象	41
2.5.1.3	アーク発生エネルギーと2次火災の関係	44
2.5.1.4	熱的影響	46
2.5.1.5	HEAF時の発生圧力	47
2.5.2	HEAFの安全性評価の基準について	48
2.5.3	安全性向上評価に向けて必要となるHEAF評価手法と防護対策	49
2.5.3.1	防護設計要件に関する知見	49
2.5.3.2	HEAF事象に対する開閉器等の防護設計	50
2.6	第2章のまとめ	54
	第2章の参考文献	56
<b>第3章 材料区分別損傷評価を考慮した原子力施設におけるケーブル</b>		
	<b>火災時の損傷評価</b>	<b>58</b>
3.1	はじめに	58
3.2	ケーブルの絶縁材および被覆材と試験対象ケーブルの分類	60
3.2.1	ケーブルの絶縁材及び被覆材	60
3.2.2	試験対象ケーブルの分類	60
3.3	ケーブルの絶縁性・難燃性試験	63
3.3.1	試験装置	63
3.3.2	試験体用ケーブル	63
3.3.3	試験条件	64
3.3.4	試験評価の方法	65
3.4	ケーブルの絶縁性・難燃性試験の結果	66
3.4.1	試験結果	66
3.4.2	導体-導体間と導体-トレイ間でのケーブル温度と短絡発生時間の比較	74
3.5	考察	78

3.5.1	わが国でのケーブル損傷評価に対する米国の損傷基準の適用性.....	78
3.5.2	火災時のケーブル温度と絶縁抵抗の時刻歴に基づく評価手法（アレニウス プロットを用いた絶縁抵抗の評価と短絡時間の推定） .....	79
3.6	第3章のまとめ .....	82
	第3章の参考文献 .....	83
<b>第4章</b>	<b>結語</b> .....	<b>85</b>
	関連発表論文等 .....	86
◇	謝辞◇ .....	87

## 表一覧

	ページ
<b>Table 2.3-1</b> SWG Arc test conditions.....	25
<b>Table 2.3-2</b> SWGR RFAS Test Conditions .....	25
<b>Table 2.3-3</b> Measurement items and methods for HEAF tests.....	26
<b>Table 2.4-1</b> SWGR Arc Tests 1 through 6 (KEAM) summary results.....	29
<b>Table 2.4-2</b> SWGR RFAS Test Summary Results .....	30
<b>Table 2.4-3</b> Cable damage criteria.....	33
<b>Table 3.2-1</b> Thermoplastics vs. thermoset cables.....	61
<b>Table 3.2-2</b> Classification of Cables used in Tests .....	62
<b>Table 3.4-1</b> Cable ignition temperature and insulation resistance maintenance .....	67

## 図一覧

ページ

<b>Fig. 2.2-1</b>	Photographs of damaged room door from outside the room .....	15
<b>Fig. 2.2-2</b>	HEAF event damage at Turkey Point NPP (Source: USNRC) .....	16
<b>Fig. 2.2-3</b>	Photos of cable damage .....	16
<b>Fig. 2.2-4</b>	Photographs of the HEAF event at Diablo Canyon NPP.....	17
<b>Fig. 2.2-5</b>	Photographs of the San Onofre NPP HEAF event .....	18
<b>Fig. 2.2-6</b>	Electric cabinet with the sector on the left where the fire start .....	18
<b>Fig. 2.2-7</b>	Ten connected cabinets with damage after the fire .....	19
<b>Fig. 2.2-8</b>	Damage after the event in the control duct.....	19
<b>Fig. 2.3-1</b>	Five connected SWGR cabinets used for the test.....	21
<b>Fig. 2.3-2</b>	Short wire setting for Arc.....	23
<b>Fig. 2.3-3</b>	RFAS setting.....	24
<b>Fig. 2.3-4</b>	Distribution panel used for test .....	27
<b>Fig. 2.3-5</b>	Motor control center used for the test.....	27
<b>Fig. 2.4-1</b>	SWGR Test 4 Arcs.....	31
<b>Fig. 2.4-2</b>	SWGR Test 4 Arcs after Arc.....	32
<b>Fig. 2.4-3</b>	SWGR Test 4 Arc 1 Pressure in Cabinet 7 .....	34
<b>Fig. 2.4-4</b>	Ten connected cabinets with damage after the event.....	36
<b>Fig. 2.4-5</b>	SWGR Test comparisons to Onagawa damage.....	36
<b>Fig. 2.4-6</b>	SWGR Test 2 interior damage (all cabinets) .....	37
<b>Fig. 2.5-1</b>	Onagawa Cabinet 7 horizontal bus bar damage (oxidation) and estimation of mass burned and oxidation energy.....	40
<b>Fig. 2.5-2</b>	SWGR Test 4 Arc 1, Cabinet 7 vertical bus bar damage.....	40
<b>Fig. 2.5-3</b>	SWGR Test 4 Arc 2, Cabinet 7 horizontal bus bar damage.....	40
<b>Fig. 2.5-4</b>	SWGR Test and Onagawa front panel damage.....	41
<b>Fig. 2.5-5</b>	DP Test4 bus bar damage at arc location with scattered granular aluminium metal	42
<b>Fig. 2.5-6</b>	Scattered granular aluminium metal at arc location in OECD/CSNI HEAF Test...	43
<b>Fig. 2.5-7</b>	MCC arc test thermal image.....	43
<b>Fig. 2.5-8</b>	MCC Test 2 Sequence for 2 Arcs.....	44
<b>Fig. 2.5-9</b>	Relation between arc duration and energy observed in SWGR, DP and MCC HEAF tests.....	45
<b>Fig. 2.5-10</b>	Relation between arc duration and arc energy observed in CRIEPI arc fire tests...	45
<b>Fig. 2.5-11</b>	ZOI for HEAF defined in NUREG/CR-6850.....	46
<b>Fig. 2.5-12</b>	SWGR Cabinet with top exhaust opening used for Onagawa-HEAF event simulation test .....	51
<b>Fig. 2.5-13</b>	Top of cabinets after SWGR Test 1 .....	51
<b>Fig. 2.5-14</b>	Plenum exhaust for mitigating arc event (ABB Plenum Technical Guide) .....	52

<b>Fig. 3.3–1</b>	View of Cable heating by cone heater .....	63
<b>Fig. 3.3–2</b>	Illustration of cable structure.....	64
<b>Fig. 3.3–3</b>	Cable setting on cable tray.....	65
<b>Fig. 3.4–1</b>	View of Cable heating by cone heater .....	67
<b>Fig. 3.4–2</b>	Cable feature after heating test (TP: SHCVV) .....	68
<b>Fig. 3.4–3</b>	Cable feature after heating test (TP/TS: FR-STP) .....	69
<b>Fig. 3.4–4</b>	Cable feature after heating test (TP/TS: CCSHV) .....	70
<b>Fig.3.4–5</b>	Time variation of insulation resistance (SHCVV, between conduct.....	71
<b>Fig. 3.4–6</b>	Time variation of insulation resistance (SHCVV, between conductor and tray) ...	71
<b>Fig. 3.4–7</b>	Time variation of insulation resistance (CCSHV, between conductors) .....	72
<b>Fig. 3.4–8</b>	Time variation of insulation resistance (CCSHV, between conductor and tray) ...	72
<b>Fig. 3.4–9</b>	Time variation of insulation resistance (FR-STP, between conductors) .....	73
<b>Fig. 3.4–10</b>	Time variation of insulation resistance (FR-STP, between conductor and tray) ...	73
<b>Fig. 3.4–11</b>	Short circuit characteristics (SHCVV) .....	76
<b>Fig. 3.4–12</b>	Short circuit characteristics (CCSHV) .....	76
<b>Fig. 3.4–13</b>	Short circuit characteristics (FR-STP) .....	77
<b>Fig. 3.5–1</b>	Arrhenius' plots (SHCVV) .....	80
<b>Fig. 3.5–2</b>	Arrhenius' plots (CCSHV) .....	80
<b>Fig. 3.5–3</b>	Arrhenius' plots (FR-STP) .....	81



## 略語・用語解説

略語	名称	説明
<b>CDF</b>	炉心損傷頻度 (Core Damage Frequency)	単位時間当たりの原子炉炉心損傷事故の発生回数、又はその期待値。
<b>DP</b>	配電盤 (Distribution panel)	NPP 所内低圧系統 (480 V)の開閉装置として用いられ、その容量に対する負荷とモータコントロールセンタ (MCC) に給電する。
<b>EDG</b>	非常用ディーゼル発電機 (Emergency Diesel Generators)	原子炉施設の外部電源喪失時に、非常用炉心冷却設備をはじめとする安全系の施設に電源を供給する非常用発電設備。
<b>HEAF</b>	高エネルギーアーク故障 (High Energy Arcing Fault)	大電流のアークにより、熱、光、溶解金属、圧力上昇という形で発生する高速のエネルギー放出として特徴付けられる、強力で爆発的な電気機器の電氣的故障。
<b>MCC</b>	モータコントロールセンタ (Motor Control center)	NPP 所内低圧系統 (480 V) の開閉装置として用いられ、電動機等に給電する。
<b>NPP</b>	原子力発電所 (Nuclear Power Plant)	実用発電用原子力施設。
<b>PRA</b>	確率論的安全評価 (Probabilistic Risk Assessment)	原子力施設等で発生するあらゆる事故を対象として、その発生頻度と発生時の影響を定量評価し安全性の度合いを評価する方法。米国では確率論的リスク評価 (PRA) と呼ばれている。
<b>RFAS</b>	ロケット燃料アークシュミレータ (Rocket Fuel Arc simulator)	本試験研究でアークを模擬するために用いたアルミニウムおよび過塩素酸アンモニウムベースの固体ロケット燃料。
<b>SSC</b>	安全性に係る構造物・システム・機器 (Structures, Systems and Components)	発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能を有する構造物、系統及び機器。
<b>SWGR</b>	高電圧開閉器 (Switch Gear)	NPP 所内高圧系統 (6.9 kV) の開閉装置として用いられ、その容量に対する負荷と配電盤 (DP) に給電する。

<b>TP</b>	熱可塑性材料(Thermoplastic)	加熱されると溶解し、冷めると再び固まる樹脂材料。ビニル系材料等が該当する。
<b>TS</b>	熱硬化性材料 (Thermoset)	加熱されると熔融温度に達する前に熱分解温度に達し、炭化する樹脂材料。架橋ポリエチレン、エチレンプロピレン等が該当する。
<b>ZOI</b>	影響領域 (zone of influence)	ある特定の区画における発火源を取り囲む空間の影響範囲をいう。
	ブスバー (bus-bar)	主にSWGR,配電盤等の高電圧大電流が流れる部分に使用される導体棒のことをいう。
	バスダクト (bus-duct)	銅又はアルミの導体 (ブスバー) とその絶縁支持物を金属性ダクトに納めたもの。

# 第1章 緒言

## 1.1 本研究の背景

2011年3月の東北地方太平洋沖地震時の福島第一原子力発電所事故の後、わが国では、2020年8月31日現在、9基の原子力発電ユニットが再稼働しており、設置許可変更を済ませたユニットが7基、設置許可変更申請の審査中ユニット11基、未申請ユニットが9基である。24基のユニットについては廃炉が決まり、廃炉の実施中あるいは計画中である[1]。原子力発電は今後も引き続き電力エネルギーを供給してゆくこととされているが、安全の確保がその大前提である。原子力発電所（NPP）の安全確保の基本は、設計面と運用面の両面から原子炉を「止める、冷やす、閉じ込める」ことである。そのためにはNPPの安全に関わる系統および機器の信頼性を高めるとともに、それらを火災などの内部事象や地震などの外部事象から防護しなければならない。

NPPの火災は、直接的・間接的に発電所の安全に大きな影響を及ぼす内部事象である。1975年3月、米国アラバマ州ブラウズフェリーNPP1号機の原子炉建屋内で大規模な火災（以下ブラウズフェリー火災という）が発生し、発火から消火まで約7時間を要し、安全系に属する628本を含む合計1600本を超えるケーブルが焼損した[2]。OECD原子力機関の報告書NEA/CSNI/R(2009)6[3]は、世界のNPPで1980～2008年の間に344件の火災が発生し、そのうち消火時間が1時間を超えた事例は11%であり、うち5件は安全系統に影響を与えるものであったと報告している[3]。火災の内訳では、約45%が電気火災であったとの報告もあり、米国原子力規制委員会（USNRC）は、2009年までに米国で発生したNPPの火災442件のうち、26%の117件が電気火災であったと報告している[4]。NPPにおける火災事象は安全性に関わる重要な課題である。

米国では、ブラウズフェリー火災が大きな転機となり、USNRCがNPPの火災防護に関する規制基準の見直しに着手し、この火災の教訓を基にNPPの火災防護の考え方が「火災の発生防止」、「感知消火」、「原子炉の安全停止」という深層防護の考え方に基づいて整理された[5]。

日本では、旧原子力委員会がブラウズフェリー火災事故を重要な教訓として受け止め、安全設計審査指針における設計上考慮すべき内容について詳細な指針を定めることとした。この作業を原子力安全委員会が引き継ぎ、1980年11月に「発電用軽水型原子炉施設の火災防護について」を新たに制定した。さらに、東北地方太平洋沖地震時の福島第一原子力NPPの事故に鑑み、原子力規制委員会によって火災防護に関する審査基準が大幅に見直され、2013年6月に、米国火災防護基準を参照した「実用発電用原子炉およびその附属施設の火災防護に係る審査基準」[6]が定められた。新しい審査基準では、火災の発生防止、感知・消火、影響の軽減という深層防護が強調され、そのための対策に関する細目が示されている。

一方、原子力事業者は、安全性向上評価[7]のために、自らのNPPの安全性について

定期的に自己評価した結果を原子力規制委員会に届け出るとともに、公表することが義務づけられている。この評価には、確率論的リスク的評価（PRA）が含まれ、そこではNPPにおけるハザードと事故シナリオが特定され、リスク、すなわち炉心損傷頻度（CDF）が評価されて、NPPの安全性が評価される。また、さらなる安全性向上策が特定され、計画的に実施される。火災PRAにおいては、火災の発生、延焼に伴う事象を評価する必要がある、特に可燃物であるケーブル火災を含む電気火災の評価が最も重要な評価項目の一つになっている。火災PRAを適切に実施するためには、事象データを含む最新の知見の収集と、評価手法の向上整備が必須である。

## 1.2 過去の関連研究

### 1.2.1 原子力発電所のHEAFに関するこれまでの研究

原子力発電所の電気火災の内、東北地方太平洋沖地震時に東北電力女川原子力発電所で発生した、高電圧開閉器の高エネルギーアーク故障（HEAF）に代表されるHEAF事象については現在、未解明な部分があり、特にアルミ電極部材での酸化エネルギーの影響は大なるものであることが近年、大きな課題となっている。既往の高電圧開閉器等におけるHEAF事象評価について、アルミ母線でのアーク発生に伴う酸化エネルギーの実規模試験での定量的評価は示されていない。また、安全性に係る原子力発電所、火災区域内での高電圧開閉器等HEAF発生に伴う、火災防火障壁への影響評価は実施されていない。また、HEAFでの二次火災におけるケーブル損傷基準においては、熱硬化性材料、熱可塑性材料のケーブル材料区分について、米国基準に基づき基準が提示されているが、日本のケーブルへの適用性、特に、両材料を混合して製造されたケーブルについては基準適用が明確になっていない。

本研究では原子力発電所の高電圧開閉器での二次的大規模ケーブル火災を含むHEAF事象を女川NPPで発生したHEAF事象について女川原子力発電所での事象について再現試験を実施し、発生エネルギーの評価を行うなかで、アーク電極部材のアルミ材料のアークによる酸化エネルギーのHEAF実事象への寄与に対する定量的評価を行った。また、二次火災を含めた全体事象の発熱速度と総エネルギーについて固形ロケット燃料を使用して評価をおこなった。

これらの試験結果により、アーク発生の電氣的エネルギーに加え、アルミ電極部材の酸化エネルギーを加えた事象全体のエネルギーを明らかにし、原子力発電所の火災区域におけるHEAF起因の火災影響評価（熱的及び圧力評価）に資するデータを取得した。また、ケーブルについては、ケーブルトレイ上のケーブルの燃焼試験を実施し、混合材料のケーブルの損傷基準を明らかにした。

本研究容に関連するこれまでの主な研究について以下に記す。

#### 1.2.1.1 原子力発電所でのHEAF事象に関する情報収集

2003年1月、原子力発電所（NPP）における火災事故のデータを収集する OECD FIRE Database Project プロジェクトが9カ国の参加を得て3年間の予定で正式に発足し、その後さらに3カ国が参加し、1期4年で、2期（フェーズ2とフェーズ3）続いた。フェーズ4は2014年に開始され、2016年からはフェーズ5が実施中である [8]。2009年の FIRE Database の報告書 [3] は、NPP の電源盤等で発生した HEAF 事象が無視できない重要な事象であることを指摘している。

OECD 原子力機関（OECD/NEA）の報告書（OECD Fire Project-Topical Report No.1 [9]）には、1979年から2011年までに発生した HEAF 事象の事例がまとめられている。また、2016年の FIRE Database の報告書 [10] には、HEAF と2次火災の複合事象の発生割合に関する調査の結果が記されており、HEAF 事象が引き起こす2次火災の安全上の重要性が指摘されている。

### 1.2.1.2 NPP での HEAF 事象の評価

2009年に出された OECD FIRE Project の報告書 [3] を契機に、NPP におけるこれらの現象をより詳細に調査して火災リスクを把握するための「高エネルギーアーク事故 (HEAF)」に関する国際的な活動が開始された。2012年より、HEAF の故障モードおよび事象の影響を調査するための米国での実験「High Energy Arcing Fault Event (HEAF) Project [11]」が OECD プロジェクトとして、米国原子力規制委員会 (USNRC) によって計画され実施された。

このプロジェクトでは、2014年から2016年にわたって、大規模な試験設備を持つ米国の民間電気設備試験機関である CESI の試験施設 KEMA Laboratories Chalfont を使って、定格 480 V～10 kV の電気盤に関するアーク HEAF 試験が実施された。この試験は、プロジェクトの参加国である日本、カナダ、フィンランド、フランス、ドイツ、韓国、スペイン、米国が、定格 480 V～10 kV の電気盤を提供して行われた。試験では、HEAF 時の電気アークエネルギー、熱、および圧力のデータが測定され評価された。この試験の結果は、2017年に報告書 [11] として公開されている。

この試験によって、HEAF 事象における、発生エネルギー、熱輻射、圧力、2次火災を含めた発熱速度などが測定され、その結果としてアルミニウム電極部材を使った場合の発生エネルギーが大きく、電気盤の破損も銅製の電極に比べて非常に大きいことが指摘された。しかし、この試験では、本研究で報告しているような、アルミニウム部材を使った場合の事象における総発生エネルギーが電気アークエネルギーに比較してどの程度になるかという評価は行われておらず、火災区域内で HEAF が発生した場合の防火障壁に対する影響を評価するためにはアーク時の電極材料の酸化エネルギーを考慮した総発生エネルギー評価が必要だという課題が残されている。

筆者が所属していた原子力安全基盤機構（2014年3月に原子力規制庁も統合された）は、2012年から、高圧電源盤の実規模火災試験を米 USNRC の協力のもとに実施し、それを引き継いだ原子力規制庁による試験の結果も加えて、2016年3月、原子力規制委員会（NRA）は、NRA 技術報告として、筆者らによる「HEAFに関する分析」を出した [12]。

この成果内容を本論文で記述するものである。この試験は、東北地方太平洋沖地震の際に女川原子力発電所で発生した高電圧開閉器 HEAF 事象の再現試験と、分電盤 (DP) およびモータコントロールセンタ (MCC) で発生する HEAF 事象に関する試験評価から成るものであり、本論文のテーマの一つである。

電力中央研究所の白井らは、2017 年に出された原子力規制庁の「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 (HEAF 審査ガイド)」[13] の施行に合わせて、「高圧電源盤における高エネルギーアーク故障 (HEAF) 火災評価試験」を実施し、その結果を 2017 年 3 月に報告している [14]。これは、NPP で使われる 2 種類の高圧電源盤 (非耐震/耐震、定格電圧 7.2kV、母線材質：銅) についてアークエネルギーの発生量やアーク発生後の HEAF 火災への進展を評価したものである。それに続き、白井らは、MCC (非耐震、母線材質：銅) に関する内部アーク試験「モータコントロールセンタ盤 (MCC) における高エネルギーアーク故障 (HEAF) 火災評価試験」を実施し、アークエネルギーの発生量やアーク発生後の HEAF 火災への進展に関する評価を行って [15]。さらに、白井らは、高圧電源盤 (非耐震、母線材質：アルミニウム) を用いた内部アーク試験「ディーゼル発電機 (D/G) からの給電を想定した高圧電源盤における高エネルギーアーク故障 (HEAF) 火災評価試験」を実施し、アークエネルギーの発生量やアーク発生後の HEAF 火災への進展を評価して、HEAF 火災に進展しない最大エネルギーを評価する HEAF 火災発生防止評価式を提案している [16]。

これらの一連の試験は、HEAF 審査ガイドに対応して、2 次火災の発生を起こすアークの電気エネルギーのしきい値を評価し、保護継電器による遮断器の開放によって HEAF による 2 次火災の発生を防止する保護設計に反映させるためのものである。ここでは、本論文で検討している、アルミニウム電極材料を考慮した場合の火災区域での HEAF による防火障壁への影響についての評価は行われていない。

### 1.2.1.3 アルミニウムの酸化および発生圧力

電力中央研究所の岩田等は、アルミニウム製母線を含む様々な材料の母線が使われている場合について、アークフラッシュ時の発生エネルギーおよび圧力の上昇に対するアーク発生電極の材質等の影響をパラメトリックな実験などから明らかにするとともに、数値流体力学 (CFD) によるシミュレーションを実施した [17]。それによると、電極材料に銅、鉄、アルミニウムを用いた場合の発生エネルギーの比は、3 : 2 : 1 で、アルミニウムが最大であった。この研究は実規模の密閉容器モデルに関する試験であり、高圧電圧開閉器での実規模試験ではない。また、NPP の火災区域/区画内の圧力に関する評価方法は提示していない。現在、NPP の火災区域/区画内における HEAF 時の圧力挙動および防火障壁への影響は十分に評価されていない。

NUREG/IA-0470 および 2014 年～2016 年に行われた NEA/CSNI 試験の結果 [11] を受けて、USNRC は、米国サンディア国立研究所と協力して、2018 年より、HEAF 時のアルミニウム電極材料の粒子性状評価試験 (Aluminum High Energy Arc Fault (HEAF) - Particle Size Characterization Test Plan) 試験を行っている [18] が、成果は未だ公表されていない。

この試験は、PMMA（ポリメチル・メタクリレート樹脂）製のエンクロージャ内に収納された小型モックアップブスバー実験と、遮断器を内蔵した分電盤による試験であり、アーク時に発生する粒子の形態、粒子密度、導電率、粒度分布などを評価するとともに、発生エネルギー、熱流束、発熱速度等も測定し、全体のエネルギーバランスモデルの評価に基づいてアルミニウム部材がから発生するエネルギーを予測する計画である。

Babrauskas は、小型エンクロージャ内でのアーク発生時の内部圧力の上昇に関して、発生エネルギーのうち圧力上昇に使われるエネルギーの割合 ( $kp$  係数) の評価を行っている [19]。過去には Babrauska の報告に記されているように様々な大きさの密閉容器（エンクロージャ）についてアーク時の発生圧力の評価が行われてきているが、高電圧開閉器をアーク発生源とする電気室内および火災区域等にある障壁に対する圧力・衝撃波の影響に関する評価試験は実施されていない。

### 1.2.2 ケーブル火災に関する評価

現在の原子力発電所で使用されている電気ケーブルの火災時の損傷基準については、そのケーブル材料を熱硬化性材料及び熱可塑性材料にたいして規定しており、それは米国の基準を参照している、ケーブル材料について米国と大きな違いはないものの、現在、日本の原子力発電所で使用されているケーブルについて、妥当な値であるかは明確に示されていない。また、TS（熱硬化性）と TP（熱可塑性）の混合材ケーブルについては、基準の適用性が必ずしも明確ではない。また、今後の安全性向上評価においても必要となる火災時のケーブル損傷温度と損傷に達するまでの時間の簡易的な評価手法については明示されたものはない。

本研究ではケーブルについて、コーンカロリメータ試験装置を改造した研究室規模の試験装置を用いてのケーブル燃焼試験により、日本の TS/TP 混合材ケーブルに対する、基準適合性を明らかにするとともに、各ケーブル温度における短絡発生時間と各抵抗値に達するまでの時間を求める評価式をしめした。以下に本内容に関連した、既往の主な研究について述べる。

1975 年 3 月 22 日に米国アラバマ州のブラウンズフェリー原子力発電所 1 号機で発生した火災事故は、NPP で発生した最大の火災事故であり、ケーブル火災であった。ブラウンズフェリーでの火災以降、NPP における火災について多くの研究が行われてきた。

現在の NPP の火災防護規制につながる最初の大きな試験研究は、「Fire Testing Program at the German HDR Test Facility」であり、1995 年に試験の概要が米国サンディア国立研究所によって報告されている [20]。この火災安全実験は、ドイツ政府の支援の下で、廃止されたドイツの加熱蒸気パイロット原子力発電所 (HDR) の原子炉建屋を使って行われたものである。この建屋は、複数の区画、複数階から成る非常に複雑な建物であり、NPP に関する様々な運転安全性実験のための試験施設として使われているものである。この実験では、様々な火災試験が行われ、試験の火源としては、ケーブルトレイ内のケーブル、油、ノズル噴出油、ガスバーナー、木製ベビーベッドなどが使われた。自然換気、強制換気、自然換気と強制換気の組み合わせを含む広範囲の換気条件の下で火災評価が行われた。こ

これらの換気条件の下での大規模な火災の伝播挙動が観測され、それは国際的な火災モデルの検証に用いられた。

OECD/NEA-PRISME プロジェクト [21] では、2006 年から 2010 年まで、フランス IRSN（放射線防護・安全研究所）の火災試験用のマルチルーム DIVA 試験施設を使って、NPP のマルチルーム、マルチコンパートメントを想定した試験研究が実施された。このプロジェクトでは、油、ケーブル、および電気盤を火源としたマルチルームでの火災伝播試験が行われて、煙の伝播、発熱速度、温度等が測定され、参加国間でシミュレーション・モデルの検討が行われた。使われた評価ケーブルは、単段トレイに敷設された PVC ケーブルであった。このプロジェクトに引き続き、2011 年から 2016 年までの間、PRISME 2 プロジェクト [22] が実施された。そこでの試験は、主としてマルチルーム試験施設での 2 段～5 段の多段ケーブルトレイの火災試験であり、参加国からは種々のケーブルが提供された。また並行して電気盤の火災試験も行われ、上部敷設 3 段ケーブルトレイへの延焼に関する評価も行われた。この試験の目的は、ケーブルの損傷基準の評価ではなく、ケーブルトレイの火災時燃焼モデルおよび煙の伝播モデルの構築と検討が主目的であった。ケーブルの評価はハロゲン化ケーブルとノンハロゲンケーブルという材料区分で行われ、熱可塑性および熱硬化性混合材料のケーブルについての評価は行っていない。

ケーブルの損傷に着目した代表的な試験研究は USNRC の後援で行われた CAROLFIRE [23] と CHRISTIFIRE [24] である。

CAROLFIRE 試験は、熱によるケーブルの損傷、すなわち火災時のケーブルの絶縁破壊に関する試験研究であり、熱硬化性ケーブル、熱可塑性ケーブル、および両者混在ケーブルの 3 種類のケーブルについて行われた。混在ケーブルは、絶縁材に熱硬化性材料を、被覆材に熱可塑性材料を用いたケーブルである。試験は小規模試験と中規模試験から成り、小規模試験では、Penlight と呼ばれる円筒形の電熱管状の炉の中心に置かれたトレイ内にケーブルを 1～6 本置いて放射加熱に曝す試験が行われた。中規模試験では、ガス拡散バーナーによって発生させた直火にケーブルを曝し、火災プルームおよび高温ガス層の曝露条件下におけるケーブルトレイ内のケーブルの絶縁破壊条件に関連する温度、絶縁破壊時間、発火温度等が測定されている。ケーブルの絶縁破壊に関わる温度と時間の相関関係に関する提案は行われていない。

CHRISTIFIRE 試験は、絶縁破壊限界を超えたケーブル（熱硬化性ケーブルと熱硬化性ケーブル）の火災時燃焼挙動を評価したものであり、得られたデータを基に火災モデルが考えられ、ケーブル火災時の発熱速度（HRR）と炎の広がりに関する評価が行われた。この試験では、小サンプルのケーブルを用いたベンチスケールの試験と、実規模のラダータイプのオープンケーブルトレイ内に敷設したケーブルの HRR と延焼率を測定する試験が行われた。この試験によって、これまでで最も広範囲な、ケーブルの熱反応と損傷に関するデータセットが得られた。小規模試験の結果は、火災モデルの入力データとして使うことができ、実規模試験の結果は、モデルの検証データとして貴重なものである。ただし、この試験はケーブルの損傷基準を評価するものではない。



### 1.3 本研究の目的

東北地方太平洋沖地震の際には東北電力の女川 NPP 1 号機の高電圧開閉器で高エネルギーアーク事故 (HEAF) 事象が発生した。この種の事象は過去に海外の NPP でも発生しており、HEAF に関する審査基準が見直されてはいるが、未だ HEAF にはさらに解明すべき部分 (特にケーブル火災の発生条件) が残っている (検討課題 1)。

また、HEAF に起因するケーブル火災については、福島第一事故の後に、米国の規制基準を参考として新しい新規性基準が整備されたが、そのケーブル損傷基準は米国規格のケーブルを対象とした基準であり、(大きな違いはないものの) 日本規格のケーブルに対する適用性が未だ確認されておらず、適用性の根拠を示す必要があり、また、火災時のケーブル損傷に係る評価手法についても整備する必要がある (検討課題 2)。

一方、原子力規制委員会は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて原子力発電所の安全に関わる規制を大幅に強化しており、原子炉等の安全設計の審査に関する新しい基準を作成し、原子力発電所の再稼働に関わる審査を行っている。この安全審査の中で、原子力発電所 (NPP) の火災防護に関する評価は最も重要な項目の一つである。また、原子力事業者が定期的実施する安全性向上評価に含まれる確率論的安全評価 (PRA) の一部である火災 PRA では、特に火災発生の原因として事例の多いケーブル火災の評価が最も重要な評価項目の一つになっており、ケーブルの絶縁特性および難燃特性のより高い精度での解明が必要とされている。

高電圧開閉器での高エネルギーアーク事故 (HEAF) 事象については、女川 NPP での事故を受けて、わが国では、米国の規制基準を参考とした「高エネルギーアーク損傷 (HEAF) に係る電気盤設計に関する審査ガイド」が制定されたが、火災防護障壁への影響等に関してはさらなる評価が必要とされている。

このような状況に鑑み、本研究は、今後の原子力発電所の安全性向上評価の取り組みに資するために、次の事項を目的として行われた。

- (1) 女川原子力発電所の高圧電源盤における HEAF 事象に関する再現試験に基づき、HEAF 事象の挙動を確認するとともに、試験結果に基づいて未だ十分に解明されていない HEAF 事象時の総発生エネルギー、HEAF と二次火災火の関係、発生圧力、発生熱流束等における HEAF による影響範囲 (ZOI) を解明し、今後の HEAF に伴う 2 次火災の防止策、および火災障壁の防護策等に使うことができる知見を提供する。
- (2) 材料区分別損傷評価を考慮したケーブル火災時の損傷評価に関する試験を実施し、未だ評価されていない現行のケーブル損傷基準の適用性について評価するとともに、ケーブルが損傷に至るまでの時間を評価する簡易な手法について検討する。

以上、筆者らは、今後の安全性向上評価の取り組みに資することを目的として、検討課題 1 に関する試験研究「高エネルギーアーク事故 (HEAF) 事象の評価」と、検討課題 2 に関

する試験研究「材料区分別損傷評価を考慮したケーブル火災時の損傷評価」を実施してきた。本論文は、それらの試験研究を基に総合的な評価を行ったものである。

## 1.4 本研究の概要

原子力発電所 (NPP) の火災区域内での高エネルギーアーク故障 (HEAF) の発生は、NPP の安全機能に大きな影響を与える。本研究では、東北地方太平洋沖地震の際に女川 NPP で発生した高電圧開閉器 (SWGR) での HEAF 事象を評価事例とした再現試験を行うことによって、発生エネルギーおよび熱、圧力を評価した。試験に際しては、特に、アーク発生電極となるアルミニウム材料の酸化エネルギー、アークエネルギーと 2 次火災との関係、バスダクトのアーク移動、およびアークによって引き起こされる圧力効果に着目した。HEAF 事象の再現試験によって、発生電気エネルギーに加え、アーク発生場所のアルミ部材の酸化エネルギーの寄与が大きく、そのために総発生エネルギーが電気エネルギーの 3 ~4 倍になっていたことが確認された。また、発生圧力の発生源設置空間 (機器室、火災区域) への影響が大きく、火災防火障壁として重要な防火扉への影響が大きな課題であることも確認された。さらに、安全性評価基準に係る電源盤 HEAF 時の影響範囲 (ZOI) の現行の設定値が必ずしも保守的でないことが、ZOI を超えての防火扉の損傷事例より示されていることが確認された。この研究によって、今後の NPP の継続的な安全性向上に向けた HEAF の評価の方法においては、電気エネルギーだけではなく、アルミニウム材料等の酸化エネルギーを考慮した HEAF 発生時の総発生エネルギーの評価を行い、それを前提とした CFD コード等を使った火災影響評価を行って、熱、圧力、防火障壁強度を評価するとともに、遮断器遮断時間の短縮化による発生エネルギーの低減、HEAF を考慮した排気口 (ベント) の設置、電気盤内の絶縁の強化、ブスバーの絶縁強化、アーク発生時のアルミニウム電極材の影響評価の実施、防火扉の損傷に係る火災区域の防護、早期感知・消火設備の強化等の、発生防止、感知・消火、影響軽減を図るための対策が必要であることが指摘された。

次に、HEAF に伴う 2 次火災の発火源となるケーブル火災に関連して、現行のケーブル損傷評価基準の妥当性とその評価方法について、ケーブル試験による検討を行った。「実用発電用原子炉およびその附属施設の火災防護に係る審査基準」[6]、および「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」[25] には、原子力発電所で使われるケーブルの損傷評価基準が定められているが、TS (熱硬化性) と TP (熱可塑性) の混合材ケーブルについては、基準の適用性が必ずしも明確ではない。本研究では、ケーブルトレイに敷設したケーブルを対象にコーンカロリメータ燃焼試験を実施して、材料区分別に定められた損傷基準を適用することの妥当性の根拠を明確にした。また、今後の NPP の安全性評価で重要なケーブル損傷事象の評価に資するために、火災時のケーブルの温度と絶縁抵抗の時間変化を求め、ケーブルの絶縁特性がアレニウスプロットを用いて整理できること、およびアレニウスプロットを使って各ケーブル温度における短絡発生時間と各抵抗値に達するまでの時間を求めることができることを示した。この試験研究により次の結論が得られた。

- (1) TS/TP 混合材ケーブルの場合、ケーブルがケーブルトレイ上に明瞭な隙間間隔で敷設されている場合には、NUREG/CR-6850 [26] の TS 損傷基準を適用することができる。
- (2) TS/TP 混合材ケーブルを含むわが国のケーブルに NUREG/CR-6850 の材料区分別基準を適用することは妥当だと言える。
- (3) ケーブルの絶縁特性はアレニウスプロットを用いて整理することができ、アレニウスプロットを使って各ケーブル温度における短絡発生時間と各抵抗値に達するまでの時間を求めることができる。

以上、試験研究「高エネルギーアーク事故 (HEAF) 事象の評価」と、試験研究「材料区分別損傷評価を考慮したケーブル火災時の損傷評価」から得られた知見は、HEAF 事象に関してこれまでに得られていた知見のギャップを埋めるものであり、今後の NPP の安全性向上評価に関する審査、および火災 PRA を用いた火災影響評価に活用することができるものである。

## 第 1 章の参考文献

- [1] Ministry of Economy, Trade and Industry/Agency of Natural Resources and Energy, “Operational Status of Nuclear Power Plants in Japan”, August 31, 2020, [in Japanese]. [https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity\\_and\\_gas/nuclear/001/pdf/001\\_02\\_01.pdf](https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/pdf/001_02_01.pdf)
- [2] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Option for Publishing Regulatory Improvement in Fire Protection Regulation for Nuclear Plants”, *NRC Commission Paper (SECY), SECY-96-134*, June 21, 1996. <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/1996/secy1996-134/1996-134scy.pdf>
- [3] OECD/NEA/CSNI, “FIRE Project Report: “Collection and Analysis of Fire Events (2002-2008)-First Applications and Expected Future Developments”, *NEA/CSNI/R(2009)6*, January 2009.
- [4] U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research / Electric Power Research Institute, “Nuclear Power Plant Fire Ignition Frequency and Non-Suppression Probability Estimation Using the Updated Fire Events Database-United States Fire Event Experience through 2009”, *NUREG -2169*, January 2015.
- [5] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Recommendations Related to Browns Ferry Fire”, *NUREG 0050*, February 1976 2015.
- [6] Japan Nuclear Regulation Authority, “Standard for Examining Fire Protection for Commercial Power Reactors and their Auxiliary Facilities”, 19, June 2013, [in Japanese]. <https://www.nsr.go.jp/data/000069151.pdf>
- [7] Japan Nuclear Regulation Authority, “Operation Guide for Safety Improvement Evaluation of Commercial Power Reactors”, November 27, 2013 [in Japanese]. <https://www.nsr.go.jp/data/000069245.pdf>
- [8] OECD/NEA/CSNI, *FIRE Project Report: “Collection and Analysis of Fire Events (2010-2013) - Extensions in the Database and Applications”, NEA/CSNI/R (2015)14*, December 2015.
- [9] OECD/NEA/CSNI, “OECD Fire Project - Topical Report No.1, Analysis of High Energy Arcing Fault (HEAF) Fire Events”, *NEA/CSNI/R (2013)6*, June 25, 2013.
- [10] OECD/NEA/CSNI, “Event Combinations of Fire and Other Events, The Fire Incidents Records Exchange Project Topical Report No.3”, *NEA/CSNI/R (2016)7*, July 27, 2016.
- [11] OECD/NEA/CSNI, “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*, May 23, 2017.
- [12] H. Kabashima, S. Tsuchino, “Analysis of High Energy Arcing Fault at Nuclear Power Plants”, *NRA Technical Report Series NTEC-2016-1002*, March 2016, [in Japanese].
- [13] Japan Nuclear Regulation Authority, “The Guide for Evaluating the Designing Electrical Cabinets for High Energy Arc Fault (HEAF)”, July 19, 2017, [in Japanese]. <https://www.nsr.go.jp/data/000198398.pdf>
- [14] K. Shirai, M. Iwata, T. Miyagi, Y. Goda, K. Namba, K. Tasaka, “Experimental Studies of the HEAF (High Energy Arc Fault) Fire Event for High Voltage Switchgears”,

- Report No. O16001*, Central Research Institution of Electric Power Industry, March 2017, [in Japanese].
- [15] T. Miyagi, K. Shirai, K. Tasaka, Junghoon Ji, M. Iwata, “Experimental Studies of the HEAF (High Energy Arc Fault) Fire Event for a MCC (Motor Control Center)”, *Report No. O18002*, Central Research Institution of Electric Power Industry, December 2018, [in Japanese].
- [16] K. Shirai, T. Miyagi, M. Iwata, K. Tasaka, Junghoon Ji, M. Iwata, “Experimental Studies of the HEAF (High Energy Arc Fault) Fire Event for High Voltage Cabinet to Energize an Diesel Generator”, *Report No. O18003*, Central Research Institution of Electric Power Industry, March 2019, [in Japanese].
- [17] M. Iwata, S. Tanaka, T. Miyagi, T. Ohtaka, T. Tadokoro, T. Amakawa, Y. Goda, K. Anantavanich, D. Pietsch, “Development of Simulation Method of Pressure Rise Due to Arc in a Closed Container”, *Report No. H09021*, Central Research Institution of Electric Power Industry, 15. June 2010, [in Japanese].
- [18] Sandia National Laboratory, “Aluminum High Energy Arc Fault (HEAF) Particle Size Characterization Test Plan”, *SAND2018-07060*, 2018.
- [19] V. Babrauskas, “Electric Arc Explosions”, *Interflam 2010-Proc.12<sup>th</sup> Intl. Conf.*, Interscience Communications Ltd, London (2010) pp1283-1296, Fire Science and Technology Inc. USA, 2010.
- [20] S.P. Nowlen, “Summary of the Fire Testing Program at the German HDR Test Facility”, *SAND94-1795, NUREG/CR-6173*, Sandia National Laboratories, November 2. 1995.
- [21] OECD/NEA/CSNI, “OECD/NEA PRISME Project Application Report”, *NEA/CSNI/R (2012)14*, July 27, 2016.
- [22] OECD/NEA/CSNI, “Investigation Heat and Smoke Propagation Mechanisms in Multi-Compartment Fire Scenarios, Final Report of the PRISME Project”, *NEA/CSNI/R (2017)14*, January 11, 2018.
- [23] Sandia National Laboratories / U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research, “Cable Response to Live Fire (CAROLFIRE) Volume1: Test Descriptions and Analysis of Circuit Response Data”, *NUREG/CR-6931 Vol.1/ SAND2007-600/V1*, April 2008. <https://www.nrc.gov/docs/ML0811/ML081190230.pdf>
- [24] National Institute of Standards and Technology / University of Dayton Research Institute / U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research, “Cable Heat Release, Ignition and Spread in Tray Installations During Fire (CHRISTIFIRE) Phase1: Horizontal Trays”, *NUREG/CR-7010- Vol.1*, July 2012.
- [25] Japan Nuclear Regulation Authority, “Guides for Evaluating the Effects of Internal Fires at Nuclear Power Stations”, 19, June 2013, [in Japanese]. <https://www.nsr.go.jp/data/000198397.pdf>
- [26] U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research / Electric Power Research Institute, “Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities Volume 2: Detailed Methodology”, *NUREG/CR-6850*, September 2005. <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6850/v2/cr6850v2.pdf>

## 第2章 女川原子力発電所高電圧開閉器火災事故事例を基にした高エネルギーアーク故障 (HEAF) 事象の評価

### 2.1 はじめに

HEAF は、ケーブル、開閉器、ブスバーなどの電気設備の地絡、短絡によってアーク放電が発生し、それに伴って火災等が発生して、発電所の設備に大きな損傷を与える事象であり、世界中の原子力発電所 (NPP) で多く発生している。東北地方太平洋沖地震の際には、女川 NPP 1 号機で高電圧開閉器に高エネルギーアーク (HEAF) 火災が発生し、連続する 10 基の開閉器が損傷した [1]。OECD 2013 [1] によれば、OECD 火災データベースに含まれる 2012 年までに NPP で発生した火災事象 415 件のうち 48 件 (11.5%) が火災を伴う HEAF 事象であった。また米国では 1999 年～2001 年の間、原子力産業界で 11 件の HEAF が発生している [2]。このような状況の下で、現在、NPP の HEAF 事象に関する試験研究が、米国原子力規制委員会 (NRC) を中心として、日本をはじめ世界各国が参加して、OECD 原子力機関 (OECD/NEA) の原子力施設安全委員会の (CSNI) のプロジェクトとして行われている [3]。

今後、事業者によって実施される継続的安全性評価においては、この HEAF 火災のリスクを予測することが 1 つの課題であり、そのためには事象の十分な解明が必要である。また、NPP の安全性をさらに高めるために、HEAF 事象の発生の防止、感知・消火、影響の軽減に関する深層防護対策を定める基準の作成が望まれる。わが国では、火災の発生源である電気盤の HEAF の影響範囲 (ZOI) の基準が必ずしも明確ではなく、その根拠となっている米国基準 NUREG-6850 [2] について現在見直しが検討されている。ケーブル火災に関連するケーブルトレイの ZOI については安全審査基準 (「審査基準 3. 個別の火災区域又は火災区画における留意事項」) に記されている [4]。

このような状況のもと、本研究では、今後の安全性向上評価に向けて、未だ明らかではない HEAF 事象のリスクを評価するとともに、適切な防護策を実行するためのデータの取得を目的として、次の課題に取り組んだ。

- (1) 発電所の機器等に HEAF 事象がどのような影響を及ぼすかを把握するために、まず、HEAF 発生後に筆者が現場調査を行った東北地方太平洋沖地震の際の女川 1 号 NPP での高電圧開閉器 HEAF 事象について、類似の構成を持つ高電圧開閉器 (公称 6900V) 実規模モデルを用いた再現試験を実施し、併せて、開閉器の系統に付随する低電圧 (公称 480 V) のモータコントロールセンタ (MCC) および配電盤 (DP) SWGR についても試験を実施した。試験では発生エネルギー、熱流束、温度、圧力のデータを取得することにより事象の評価を行った。実規模再現試験による HEAF 事象の評価はこれが初の例である。

- (2) また、再現試験において事象全体の最大エネルギーを評価するために、ロケット燃料アーク・シミュレータ (RFAS) を使った評価を行った (アーク試験施設は火災試験施設ではないので、一部測定項目の測定ができず、またオフガス処理施設が完備していないために、女川1号事象の2次火災発生事象の延焼継続に到るまでの試験ができない。)。RFASの使用は2次火災確認のために実施したもので、大型ルームカロリメータを用いて発熱速度 (HRR) が測定された。

電気アークによる試験は、アークを発生させ、高いエネルギー (10~100 MJ) の HEAF を発生させることができる大容量電気システムを持つ米国 KEMA Powertest Laboratory (KEMA) で実施した。また、KEMA の電源施設では実施できない大規模ケーブル火災を含むアーク熱の総合評価を行うために、米国サウスウエスト研究所 (SwRI) で、ロケット燃料アーク・シミュレータ (RFAS) を用いたシミュレーション試験を実施した。

- (3) 次に、実施した試験の結果に基づいて、現在日本の NPP の火災防護に関する審査基準が参照している NUREG/CR-6850 の損傷基準 (NUREG6850 Appendix M の HEAF 影響ガイド) [2] に照らして、HEAF 事象の影響がどの程度のものなのか、また、それに関する損傷基準が妥当であるかを、女川 NPP の事象に関わる高電圧開閉器を中心として評価した。この評価にあたっては、低電圧電気盤 (DP、MCC) の HEAF 試験も実施して、その試験データを考慮した。
- (4) 以上を踏まえて、東北地方太平洋沖地震の後に見直されたわが国の火災防護審査基準において、HEAF の発生防止、感知・消火、影響の軽減に関してどのような方策を考えるべきか、そして安全性向上評価における HEAF 評価の手法がどうあるべきかを検討した。

## 2.2 原子力発電所における HEAF 事象

### 2.2.1 過去における原子力発電所での HEAF 事象の事例とその影響

前述した OECD 火災データベースに含まれる 48 件の火災を伴う HEAF 事象の発生箇所を見ると、変圧器が 34% (18 件)、電気盤が 17% (9 件)、高電圧開閉器が 11.3% (6 件)、遮断器が 13.2% (7 件)、ケーブルが 3.7% (2 件)、ブスバーが 9.5% (5 件)、バスダクトが 5.7% (3 件)、整流器が 1.9% (1 件)、その他が 3.7% (2 件) となっている。このうち 60.4% が原子力発電所 (NPP) の管理区域内にある電気室等に設置された電気盤、高電圧開閉器、遮断器、ケーブル、ブスバー、バスダクトで発生している。

これらの機器での HEAF 事象は、NPP の安全に関連する構築物・システム・機器 (SSC)、に大きな影響を及ぼす可能性がある。例えば、火災区域内の開閉器で HEAF が発生した場合には、原子炉冷却材流量制御系、原子炉圧力制御系、火災区域障壁など、プラントの安全に関連する設備に影響が及ぶ可能性がある。

OECD/NEA の報告書 [5] によれば、火災を伴う HEAF 事象が発生する条件付き確率は、運転時では原子炉 1 基あたり年間約  $8E-03$ 、低出力時および停止状態時では  $2E-02$  と概算されている。これは、原子炉の安全目標  $10E-4$  [6] (炉心損傷頻度) に対する大きな寄与因子になる値であり、火災を伴う HEAF 事象は確率論的安全評価の観点から見て、重大な事象である。

HEAF が発生した場合には、原子炉の安全停止に必要な機能が維持されなければならない。NPP は、安全機能を持つ複数の機器や設備が同時に機能を失うことのないように、多重性・多様性・独立性を考慮して設計され、火災防護対象機器および火災防護対象ケーブルについては「実用発電用原子炉およびその附属施設の火災防護に係る審査基準」[4] に従って、関連設備の系列分離設計が行われている。すなわち、一つの系統が損傷しても他の系列で補うことができるようになっている。具体的には、(1) 3 時間以上の耐火能力を有する隔壁等による系列間の分離、(2) 水平距離 6 m 以上の系列間離隔距離の確保と、火災感知設備および自動消火設備の設置、(3) 1 時間の耐火能力を有する隔壁等による系列間分離と、火災感知設備および自動消火設備の設置が設計上の要件となっている。しかしながら問題となるのは、HEAF によって、3 時間耐火隔壁および 1 時間耐火隔壁の隔壁機能が破壊される可能性があること、および同一火災区域内にある複数機器の損傷と、それによる原子炉の停止の可能性が過去の事例で報告されていることである。

OECD/NEA [1] によって報告されている事象で特に原子炉の安全性に関わる事象と考えられるのは以下の事象である。

- (1) 防火扉の損傷：これは原子炉の安全を確保する火災区域の障壁の損傷にあたる。
- (2) ケーブルの損傷：ケーブルは NPP の管理区域内における火災荷重が最も大きく、HEAF に起因する大きな熱エネルギーの放出によるケーブルの延焼は SSC および安全上重要な機器の制御に大きな影響を及ぼす。



- (3) ブスバー、バスダクトの HEAF: 管理区域内電気室等に設置されたブスバー、バスダクトでのアークの発生は、発生エネルギー量も大きく、熔融金属の飛散と連続的なアークの発生が起り得、特にアルミニウム材料の場合には銅材料より大きなエネルギーを発生させ、周囲のケーブルを含む機器に損害を与える。
- (4) 高電圧開閉器における HEAF: 開閉器内の遮断器等で発生するアークフラッシュによる大きな発生熱量と圧力によって、ケーブル火災が発生し、火災区域障壁の損傷等が発生する。

## 2.2.2 主な HEAF 事例の概要

OECD/NEA の火災データベース[1]に記載されている主要な HEAF 事例、およびその他の米国における事例の具体的内容は以下の通りである。

### 2.2.2.1 防火扉の損傷

**事例 1** : 油遮断器の爆発による防火扉の損傷 (2001 年、フランス、PWR プラント)

燃料取替停止中に電機品建屋の電気室内にある高中圧電気盤内の回路遮断器に短絡が発生し、遮断器油が蒸発気化して油遮断器 (オイルブレーカ) が爆発し、防火扉が損傷した。(日本では 1985 年に油遮断器の製造が中止されている。)

**事例 2** : 電気盤内地絡による防火扉の損傷 (1987 年、ドイツ、PWR プラント)

全出力運転中に行われた非常用ディーゼル発電機 (EDG) の供用期間中検査の際に、EDG の電気盤で励磁機システムの地絡によるアークが発生し、EDG 室の両開き防火扉が損傷した。EDG 室の大きさは約 3.6m×5.5m×5m であった [7]。Fig 2.2-1 に防火扉の損傷状況を示す。

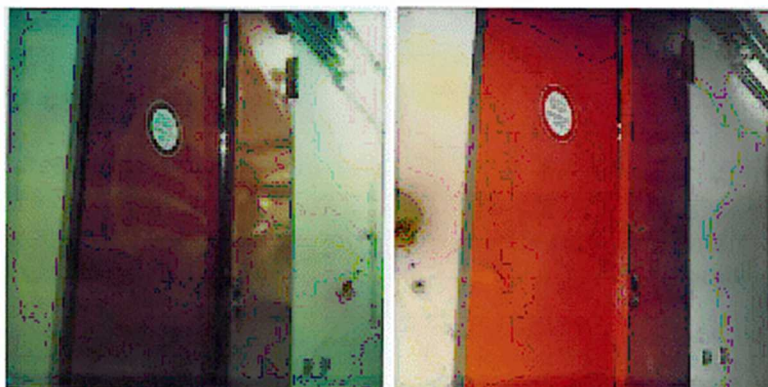


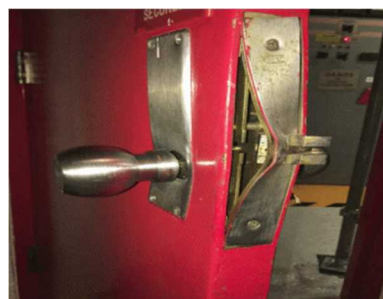
Fig. 2.2-1 Photographs of damaged room door from outside the room [1]

**事例 3** : Turkey Point NPP での HEAF 事象 (2017 年、米国、PWR プラント)

安全系 4kV 開閉器で HEAF が発生し、隣接する安全系 4kV 開閉器室との間の火災障壁の一部である防火扉が、アークフラッシュからの圧力波によって著しく損傷された。圧力波によってドアラッチ機構が変形し、そのために常閉の防火ドアが隣接する 4kV 開閉器室に開いた。この事象により冷却材ポンプ 1 台がトリップし、プラントが自動停止した [8]。開閉器室および防火扉の損傷状況を **Fig. 2.2-2** に示す。



Switchgear Room after the event



Broken fire door

**Fig. 2.2-2** HEAF event damage at Turkey Point NPP [9]

#### 2.2.2.2 ケーブルの損傷

**事例 1**：高電圧ケーブルの HEAF 火災（2004 年、ドイツ、BWR プラント）

10kV 高電圧ケーブルで短絡が起き、HEAF によって火災が発生した。ケーブルの劣化が原因で、PVC 絶縁ケーブルが 1m 蒸発していた。ケーブルは所内変圧器の場所から地下ケーブルチャンネルを通して電気ビルまで配線されていた。**Fig. 2.2-3** にケーブル設置場所とケーブル損傷状況を示す。



**Fig. 2.2-3** Photos of cable damage;

left: location of the damaged cables, right: damage by cable fire/evaporation [1]

## 事例 2 : 動力ケーブルの HEAF によるケーブル火災 (2010 年、米国、PWR プラント)

非安全系 4kV バスへの給電ケーブルの絶縁不良のためにアークフラッシュが起きケーブル火災が発生した。その際、回路遮断器が作動せず、閉じたままであったため電流が流れ続けた。回路遮断器が開かなかったのは、トリップ回路のヒューズに機械的な欠陥があり、トリップ回路への制御電源が供給されなかったためであった。

### 2.2.2.3 ブスバー、バスダクトでの HEAF

#### 事例 1 : 460V バスダクトでの HEAF の発生 (1996 年、日本、BWR プラント)

バスダクトの導体に接続された 460V バスの短絡によりアークが発生し、溶損した金属蒸気等の高温ガスによって断続的なアークが発生した。バスダクトで発生したアークによって溶けたアルミニウムが電気盤内に落下し、電気盤内でさらにアークを発生させた。原因はバスダクト内の絶縁物表面の汚れ、温度等による劣化であった。

#### 事例 2 : 12 kV バスダクトでの HEAF の発生 (2000 年、米国、PWR プラント)

補助建屋内 12 kV 開閉器室内の相非分離 12kV バスダクトで HEAF が発生。それに続いて、損傷した 12 kV バスの真上にあった 4 kV 起動用バスダクトでアーク放電が発生し、当該バスダクトが損傷した。この事象によりタービン発電機がトリップし、原子炉は自動停止した。

#### 事例 3 : 12kV バスダクト内での相間短絡 (2000 年、米国、PWR プラント)

Diablo Canyon NPP で、原子炉冷却材ポンプおよび循環水ポンプに給電する 12 kV バスダクト内で 4~8 秒間の相間短絡が発生し、それにより HEAF 事象が発生した。また HEAF からの煙によって追加の損傷が生じた。この事象によって、一時すべての 4kV 非安全系・安全系電源等が失われた。また、この事象によってタービントリップとそれに続く原子炉トリップが発生した [10]。



Fig. 2.2-4 Photographs of the HEAF event at Diablo Canyon NPP [10]

#### 2.2.2.4 高電圧サーキットブレーカで発生した HEAF

事例 1 : San Onofre NPP での HEAF 事象 (2001 年、米国、PWR プラント)

非安全系 4.16 kV 回路遮断器の遮断器ユニットとブスバーとの接続部で HEAF が発生した。アークによって溶損・蒸発してイオン化された金属が隣接する開閉器でさらにアークを発生させ、二番目の開閉器に壊滅的な HEAF 損傷が発生した [10]。

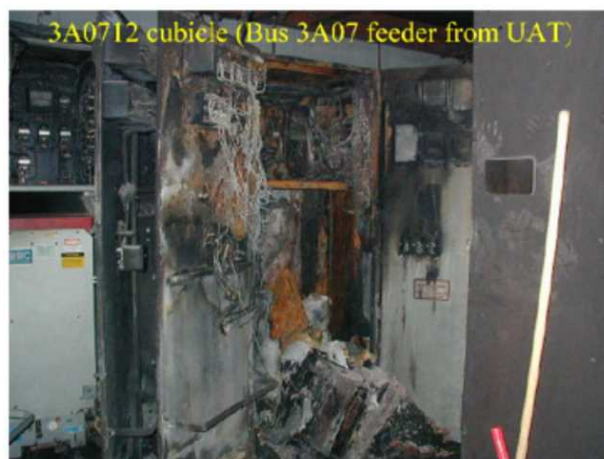


Fig. 2.2-5 Photograph of the San Onofre NPP HEAF event  
(Damage of feed bus within the cabinet) [10]

事例 2 : 女川 2 号における 10 連電気盤の HEAF 損傷 (2011 年、日本、BWR プラン)

東北地方太平洋沖地震」は、非安全系高電圧開閉器の 10 セクターのうち 2 つのセクター (No.7 および No.8) で HEAF が発生し、それによって連結して設置されていた 10 基の開閉器すべてに損傷を及ぼす火災が発生した [11]。Fig. 2.2-6~Fig. 2.2-8 にその損傷状況を示す。



Fig. 2.2-6 Electric cabinet with the sector on the left where the fire started [1]





**Fig. 2.2—7** Ten connected cabinets with damage after the fire [11]



**Fig. 2.2—8** Damage after the event in the control duct [11]

## 2.3 女川原子力発電所高電圧開閉器 HEAF 再現試験

### 2.3.1 HEAF 再現試験の概要

本試験の主目的は東日本大震災の際に女川 NPP 1 号機の公称 6900V 高電圧開閉器で発生した HEAF 事象の解明である。アークは 10 連の開閉器のうち No.7 と No.8 で発生した。損傷は、No.8 の開閉器が最も大きく、そこではアルミニウム製ブスバーが熔融焼損した。このようなことから、試験は、影響の大きかった No.6 から No.10 までの連続する実規模開閉器を試験体として行った。まず単一アークでの事象評価のため No.8 開閉器にアークを発生させた試験を実施し、次に、No.8 と No.7 で連続したアークを発生させて試験を行った。しかし、高電圧アーク試験設備では、連続して発生する火災の評価が困難である。そのために、同じ試験体について、大型の RFAS（ロケット燃料アーク・シミュレータ火災試験設備）を用いた試験を実施して、火災時の評価と HEAF 事象の総合的な評価を行った。

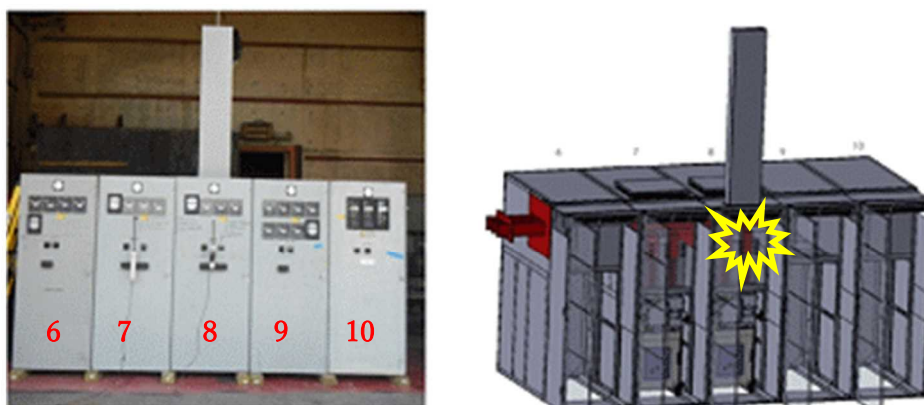
あわせて、原子力発電所（NPP）の配電設備を構成する配電盤（DP）、およびモータコントロールセンタ（MCC）に関する HEAF 試験も実施した。

### 2.3.2 試験体および火災荷重

本研究では、試験体として 5 連の開閉器を用いた。女川発電所で HEAF が発生した開閉器は 10 連であったが、試験施設の制限上 5 連の開閉器でそれを模擬した。女川発電所の電気盤と同じものを試験のために入手することが困難であったために、1970 年代に製造された女川発電所の開閉器に類似する GE 製の開閉器を用いた。試験に用いた開閉器を Fig. 2.3-1 に示す。開閉器は正面図で左から右の順で No.6～No.10 であり、No.7 および No.8 の開閉器の前部は女川発電所の開閉器と類似するように改造した（開閉器 No.7 および No.8 の上部に開口部を設け、その上から蓋を施した）。

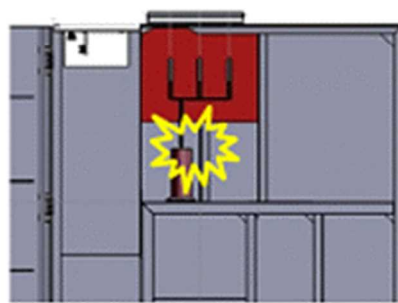
火災荷重として、開閉器前面の水平ダクトおよび電気盤中央の垂直ダクトに CV-4 ケーブルを敷設した。開閉器後方に取り付けられた高電圧ケーブルには、6kV-CSHVT ケーブルを用いた。また、HIV 計装ケーブルも火災荷重として開閉器内部に敷設した。1 回の試験に用いられたケーブルの量は 60 kg（電気盤 1 台当たり 12 kg）である。

遮断器上部の絶縁材のさらに上に設置された母線部を短絡させることでアークを発生させる。2013 年 6 月および 7 月に実施した試験では、No.8 開閉器の 1 次側でアークを発生させた。また、2014 年 3 月に実施した試験では、No.7 開閉器の 1 次側および No.8 開閉器の 2 次側でアークを発生させた。



(a) Front view

The side view shows bus connection to the insulator and arc point on the primary side of the breaker.



(a) Side view

Fig. 2.3-1 Five connected SWGR cabinets used for the test [12]

### 2.3.3 アーク試験およびロケット燃料アーク・シミュレータ試験

#### 2.3.3.1 アーク試験

電気アーク試験は、2秒あるいは3秒間にわたって10～100MJアークエネルギーを発生できる大容量電気システム施設を使って実施した。アーク発生は、女川原子力発電所高電圧開閉器HEAF発生位置ブスバー間にワイヤーを配置し、3相短絡を発生させてHEAF事象を再現した。3相短絡の位置をFig.2.3-2に示す。

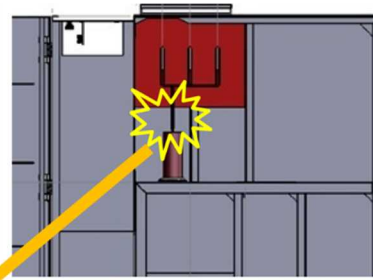
試験は交流電源において、高圧電源盤の三相母線に開回路電圧(OCV)として高圧電源盤定格電圧を設定した。また、アーク放電を発生させる電流の目標値を電源盤上流の変圧器のインピーダンスと変圧器の二次側定格電圧及び定格電流より算出し設定した。試験による発生エネルギーの測定は各相の電流と電圧を乗算して、各相の発生エネルギーを、発生電圧×発生電流×タイムステップ(0.00005秒)として計算する。アーク発生エネルギーは、アーク継続時間における、各タイムステップのエネルギーの累積合計として示される。

### 2.3.3.2 ロケット燃料アーク・シミュレータ試験

2 次火災を含めた総エネルギーを評価するため、ロケット燃料アーク・シミュレータ（RFAS：過塩素酸アンモニウム／アンモニウム／アルミニウム／結合剤等を混合し固めたスラブを材料とする）をアーク試験と同様に No.7 開閉器と No.8 開閉器のアーク発生位置に置き、導火線により発火させることで試験を行った。RFAS の設置を **Fig. 2.3-3** に示す。実施したすべての試験の試験条件を **Table 2.3-1** と **Table 2.3-2** に示す。



The side view shows bus connection to the insulator and primary side of the breaker

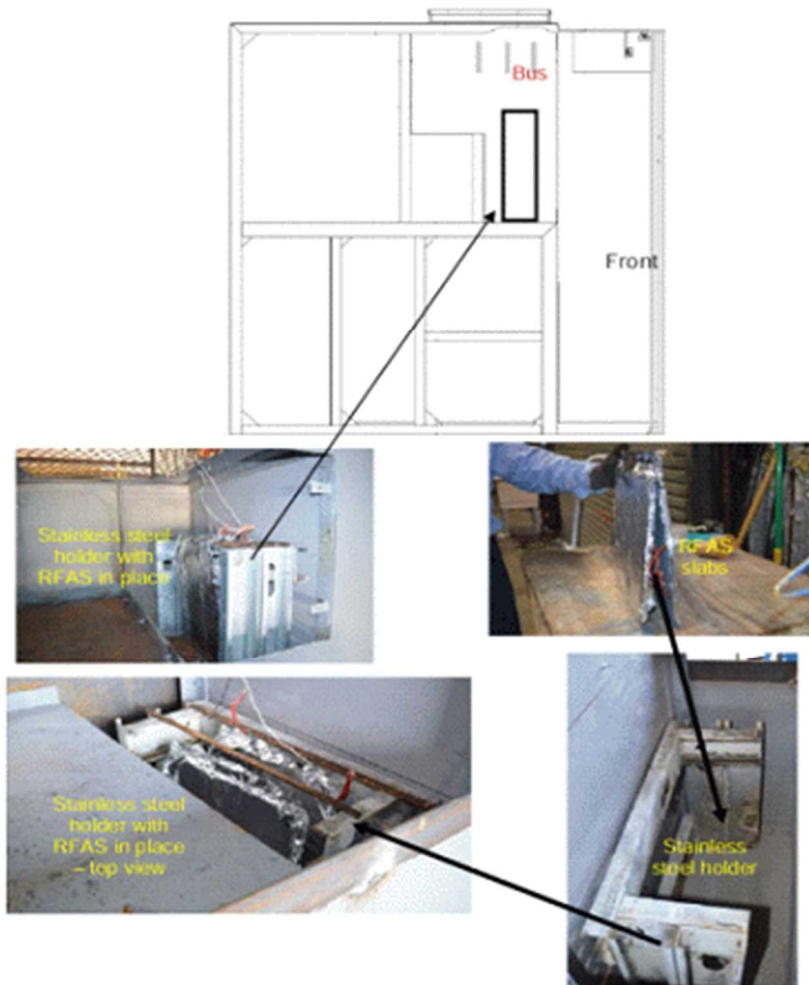


(a) Side view



(b) Short wiring for Arc

**Fig. 2.3—2** Short wire setting for Arc [12]



**Fig. 2.3—3** RFAS setting [12]

**Table 2.3 – 1 SWGR Arc test conditions**

Test	Purpose	Specimen	Volt (kV)	Current (kA)	Arc Duration (sec)	Arc point
Test1	Onagawa Event Reproduction Test (Single Arc evaluation)	5 connecting SWGR	7.1	22.6	2.0	Primary side Vertical bus-bar of No.8 cabinet ( 1 Arc)
Test2	Same as above	5 connecting SWGR	7.1	23.5	3.0	Same as above ( 1 Arc)
Test3	Same as above	5 connecting SWGR	7.1	23.5	3.0	Same as above ( 1 Arc)
Test4	Onagawa Event Reproduction Test (Twice Arc evaluation)	5 connecting SWGR	7.0	25.0	2.5	Primary side Vertical bus-bar of No.7 cabinet and secondary side bus-bar of No.8 Cabinet (2 Arc)
Test5	Same as above	5 connecting SWGR	7.0	25.0	2.5	Same as above (2Arc)
Test6	Same as above	3 connecting SWGR with hood calorimeter	7.0	25.0	1.0	Same as above (2Arc)

**Table 2.3 – 2 SWGR RFAS Test Conditions**

Test	Purpose	Specimen	RFAS Used (# Slabs)	Ignition time (sec)	Ignition point
Test1	Onagawa Event Reproduction Test (Evaluation of HRR and all fire events)	5 connecting SWGR	RFAS1: 2 RFAS2: 2	2.0 ± 0.5	Position of the secondary horizontal busbar of No.7and No.8 cabinet
Test2	Same as above	5 connecting SWGR	RFAS1: 2 RFAS2: 5	2.0 ± 0.5	Same as above

## 2.3.4 測定項目

アーク再現試験での測定項目を **Table 2.3-3** に示す。

**Table 2.3-3** Measurement items and methods for HEAF tests

Measurement item	Measurement method
1. 電流波形	分圧器、同軸シャント、他のコイルを使って電流および電圧の波形を分析し、エネルギー量を計算。
2. 圧力 (a) 内部 (b) 外部	(a) 内部：圧電空気圧トランスデューサを使用。 (b) 外部：ペンシルタイプのゲージ
3. 温度	熱電対、受動式温度センサー、プレート温度計、指向性火炎温度計を使用。
4. 輻射熱流束	スラグ・カロリメータ：ASTM F 1959 のスラグ・カロリメータを使用。
5. 発熱速度	2次火災の HRR 計測を目的として大規模カロリメータを使用。
6. 可視温度分布	赤外線カメラ。高速カメラ（毎秒 500～1,000 フレーム）及び高感度カメラ
7. 近接ケーブルの損傷	短いケーブル試験体（8 cm）を電気盤の内外部に配置し、損傷状況を直接確認。外部に設置する場合は ZOI の境界線上に配置。また、SWGR 上にケーブルトレイを設置した。

## 2.3.5 MCC および分電盤 DP に関する試験

高電圧開閉器の HEAF 事象と比較するために、低電圧（公称 480 V）のモータコントロールセンタ（MCC）および分電盤（DP）に関する電気アーク試験を実施した。

MCC および DP の内部には水平および垂直母線がある。垂直母線は盤の外まで伸び、電気系統に接続している。可燃性のケーブルなど内蔵部材の下部でアークを発生させることによって、大規模な火災が発生することを予想し、アークを発生させるためのワイヤーは母線の下部に取り付けた。**Fig. 2.3-4** と **Fig. 2.3-5** に試験に用いた DP と MCC の背面と外観を示す。

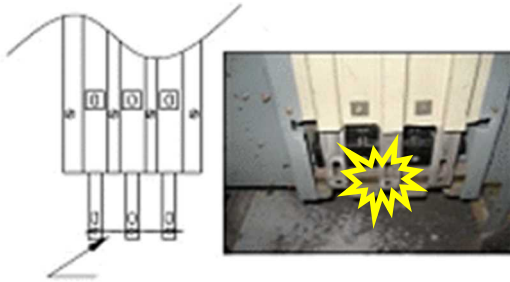


Arc point at the rear of DP



Exterior of DP

**Fig. 2.3—4** Distribution panel used for the test [12]



Arc point at the rear of MCC



Exterior of MCC

**Fig. 2.3—5** Motor control center used for the test [12]

## 2.4 試験の結果

以下に、2011年3月の東北地方太平洋沖地震の際に東北電力女川NPPで発生した高電圧開閉器HEAF事象に関する再現試験の結果、および比較のために行われたNPP用開閉器（配電盤、モータコントロールセンタ）に関する試験結果について以下に記す。

本論文に記す事象の要素は、アーク発生状況、発生エネルギー、熱量、温度、圧力、発生機器の損傷状況、および2次火災の状況である。

### 2.4.1 高電圧開閉器HEAF試験（開閉器試験）の結果

高電圧開閉器試験の電気アーク試験の結果をTable 2.4-1にPFASによる試験の結果をTable 2.4-2にまとめる。

#### 2.4.1.1 アークの発生状況

開閉器試験1~3は、No.8開閉器で単一アークを発生させた試験である。試験1では2秒間のアークを発生させたところケーブル火災が発生したが、火災が継続することなく、誘発火災は発生しなかった。試験2ではアーク持続時間を3秒に増加させたところ、それによってNo.7開閉器でアークが誘発された。1次アーク発生の7分後には垂直ダクトでの火災が誘発され、女川NPPでの損傷に近い状況が発生した。試験3では持続時間3秒のアークを発生させたが、試験設備の火災防護上の配慮から、4分後に消火され、誘発火災にまで進展しなかった。

開閉器試験4~6は、No.7開閉器とNo.8開閉器で連続アークを発生させた試験である。試験4では、No.7開閉器でアークを2.35秒間発生させ、その3.7分後にNo.8開閉器でアークを2.08秒間発生させた。No.8開閉器でのアーク発生後、No.7開閉器の盤壁が開口し、アークプラズマがNo.7開閉器に侵入大きな損傷を与えた。試験4では、試験1~試験6の一連の試験の中で最大のエネルギーが発生し、その損傷状況は女川NPPでの事象を再現するものであることが確認された。試験5では、No.7開閉器で2.5秒間のアークを発生させた2.9分後に、No.8開閉器で2.0秒間のアークを発生させた。この場合には誘発アークは発生しなかった。試験6では、No.7開閉器で1.12秒間のアークを発生させた3分後に、No.8開閉器で0.922秒間のアークを発生させた（電源に短絡故障が生じたためにアークの時間が短縮された）。損傷の影響は小さかったが、No.8開閉器の遮断器の2次側からブスバーの電路に沿ってアークが移動した。これはMCC試験でも観察された。

Fig. 2.4-1に試験4の状況を、Fig. 2.4-2に2次火災の発生状況を2番目のアークの前後の開閉器の熱画像と写真で示す。この時点では火災はNo.6開閉器とNo.8開閉器に広がっていたが、No.9開閉器およびNo.10開閉器では火災は発生していなかった。

**Table 2.4—1** SWGR Arc Tests 1 through 6 (KEMA) summary results

Test	Arc	Volt (kV) (1) Current (kA) (2)	Test Peak Current (kA) (3)	Arc Duration (Sec) (4)	Arc Energy (MJ)	Internal Max. Pressure (kPa)/(psi) (6)	External Max. Flux (kW/m <sup>2</sup> ) (5)	Ensuing Fire?
1	1	7.1/0.609 29.5/22.6	58.4	2.0 2.048	42.6	4.8 ± 1.4 0.7 ± 0.2 (6)	52	No
2	1	7.1/0.608 30.5/23.5	59.5	3.0 2.957	58.2	16.5 ± 1.4 2.4 ± 0.2	71	Yes
3	1	7.1/0.633 29.8/22.6	58.9	3.0 2.911	64.2	13.5 ± 1.4 2.0 ± 0.2	107	Yes
4	1	7.0/0.727 24.5/24.4	51.3	2.5 2.354	64.6	23.4 ± 0.7 3.4 ± 0.1	46	Yes
	2	7.0/0.727 34.1/33.3	74.8	2.9 2.081	78.4	12.4 ± 0.6 1.8 ± 0.1	220	Yes
5	1	7.0/0.639 24.5/25.7	50.1	2.5 2.316	57.2	17.9 ± 0.7 2.6 ± 0.1	37	Yes
	2	7.0/0.603 33.9/33.3	60.3	2.0 2.071	62.0	13.1 ± 0.7 1.9 ± 0.1	113	Yes
6	1	7.1/0.882 24.6/21.4	56.2	1.0 1.129	26.5	12.4 ± 1.4 1.8 ± 0.2	—	No
	2	7.1/1.007 33.1/33.5	75.5	3.0 0.568	21.1	9.0 ± 1.4 1.3 ± 0.2	53	No

注：

- (1) 電圧として、目標電圧／アークの線間 (L-L) 電圧を示す。
- (2) 対称アーク電流は試験中にアーク・インピーダンスの上昇に伴ってゆっくり低下する。ここには試験開始時の電流／終了時電流を示す。これらの値は、3相すべての平均値である。
- (3) 全相、全時間で測定された最大電流であり、通常は開始時の対称電流である。
- (4) 持続時間として、目標持続時間と実際の持続時間を示す。
- (5) 最大熱流束は、No.8 開閉器の上方 1.5 m (5 ft) で測定した値。
- (6) アークが発生した開閉器のトランスデューサが故障したために、開閉器 1 基離れた位置での値。他の試験ではアークが発生した開閉器で最大内圧が発生。

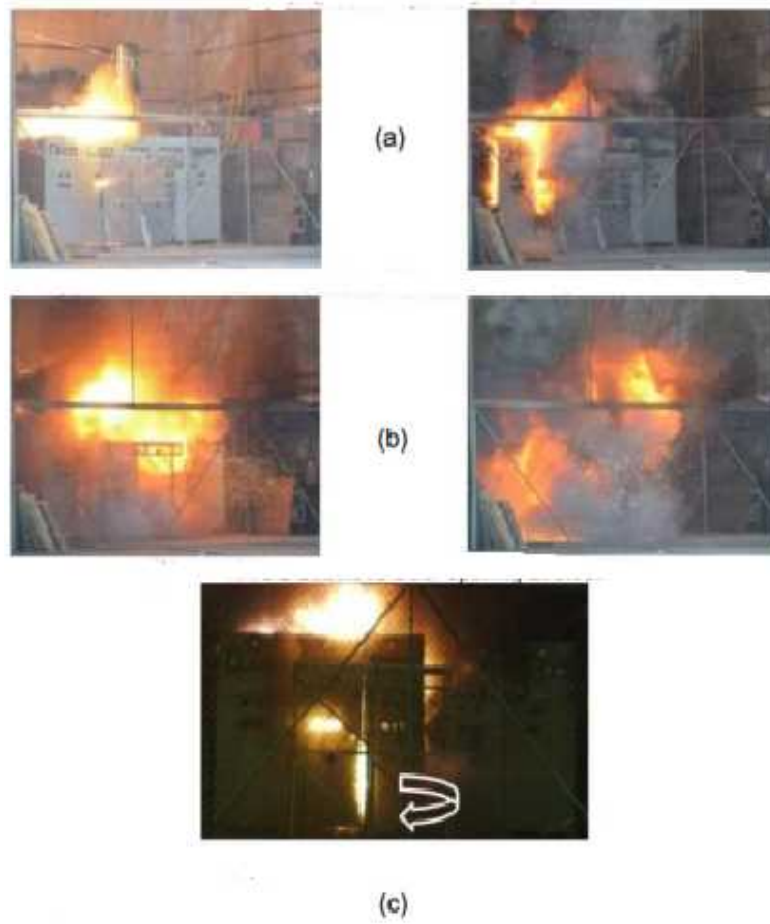
**Table 2.4-2 SWGR RFAS Test Summary Results**

Test	RFAS used (#Slabs) (1)	RFAS ignition time (sec)	RFAS energy- (MJ)	Maximum flux (kw/m <sup>2</sup> ) (2)	Max. Temp. (°C)	Maz. HRR (kw)	Ensuing fire? Key observations
1	RFAS1: 2 RFAS2: 2	RFAS1: 0 RFAS2: 0	140	Front: 3 Top: 14	Door: 97 Cables: 500	RFAS: 3 Fire: N/A	Small. Both RFAS ignited at the same time. High cable temperature was short time.
2	RFAS1: 2 RFAS2: 5	RFAS1: 0 RFAS2: 465	RFAS1: 70 RFAS2: 175 Total: 245	Front: 11 Top: 11	Door: 680 Cables: 812	RFAS: 4 Fire: 0.4	Large. Burned for 90 minutes.

注：

- (1) RFAS1 のスラブは No.7 キャビネット内に、RFAS2 のスラブは No.8 キャビネット内に置かれた。
- (2) 熱流束は、NURED/CR 6850 が定める ZOI (キャビネットの上部 1.5m、およびキャビネットの側面から 0.91m) の境界で測定された。





- (a) Test 4 Arc 1 (in Cabinet 7)
- (b) Test 4 Arc 2 (initiated in Cabinet 8 and moved to 7), 3:40 after Arc 1
- (c) Test 4 Arc 2, Cabinet 8 door opening at 0.037 sec

**Fig. 2.4-1 SWGR Test 4 Arcs [12]**

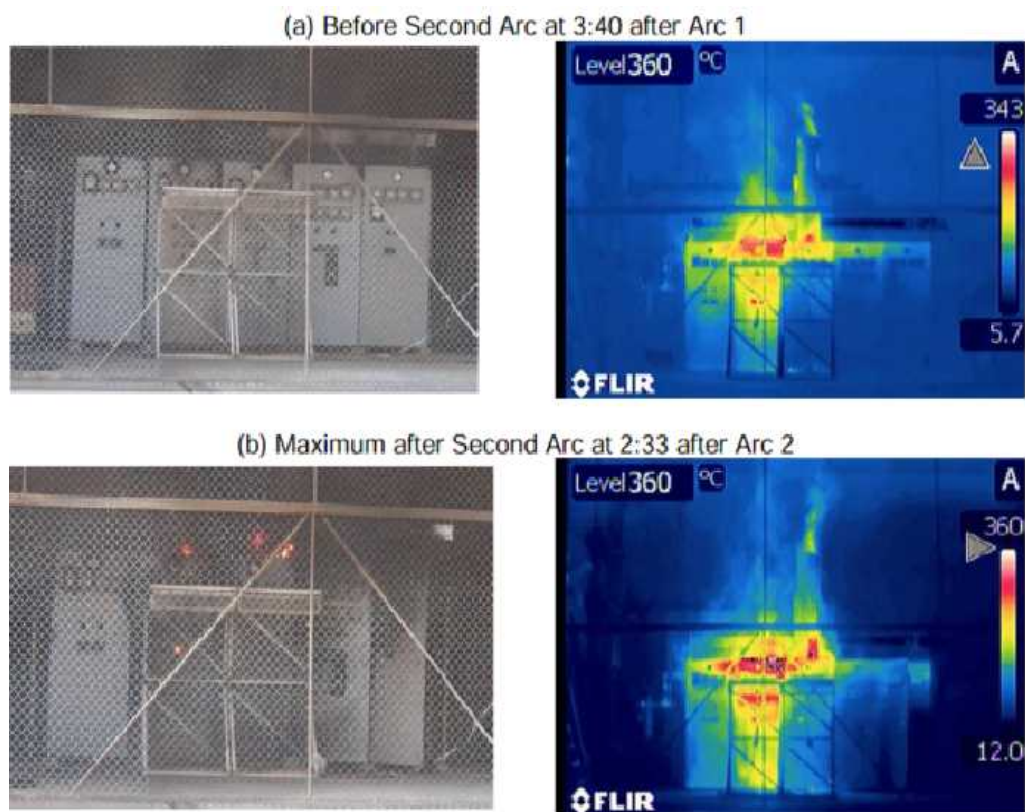


Fig. 2.4-2 SWGR Test 4 after Arcs [12]

#### 2.4.1.2 2次火災の発生状況

単一アーク発生時の2次火災の発生状況が試験2によって確認された。アーク発生後3秒から6秒の間にNo.7とNo.8の開閉器の内部に燃焼の炎が確認され、その7分後にアークが発生したNo.8開閉器上に設置された垂直ダクトから大きな炎が噴き出し、延焼が続いたが、20分後に強制的に消火水により消火された。

6種類の試験の結果から、本試験で使った高電圧開閉器での2次火災（ケーブルダクトへの延焼）の発生は、アークエネルギーが57.2 MJ以上で発生したことが確認された。

#### 2.4.1.3 発生熱量

ケーブルへの延焼が想定される最大熱流束は、SWGR 上部ケーブルダクト想定位置、開閉器の上部1.5m（NUREG6850が定めるHEAFに関するZOI）で瞬間的に観測された107 kW/m<sup>2</sup>であった（試験3）。この最大熱流束はNUREG/CR-6850のTable H-7、Table H-8に示されている1分間でケーブルが損傷に到る熱流束（熱硬化性ケーブルで18 kW/m<sup>2</sup>、熱可塑性ケーブルで16 kW/m<sup>2</sup>）および19分間で損傷に到る熱流束（それぞれ11 kW/m<sup>2</sup>、6 kW/m<sup>2</sup>）を上回っているが、熱流束の観測位置と同じ位置に設置したケーブルのサンプルに損傷はなかった。ZOI内に敷設されたケーブルダクトは、損傷基準を超える輻射熱を受けるものの、HEAFの場合にはアークの持続時間が短いために、ケーブルの延焼には到ら

ないと考えられる。したがって、ケーブルダクトの敷設については、現行の ZOI 基準を適用することは妥当であると考えられる。

#### 2.4.1.4 温度

ZOI 内の温度は、ZOI 内に設置したスラグ・カロリメータ (SG) のメタルプレートの温度で評価した。試験での測定最高温度は、開閉器上部ケーブルダクト想定位置、開閉器の上部 1.5m (NUREG6850 が定める HEAF に関する ZOI) で 122°C であり (試験 2)、Table 2.4-2 に示す審査基準の損傷温度と比較して低いことが確認された。このことから HEAF の場合には、アークの持続時間が短いために、ケーブルの温度上昇が遅く、ケーブルの延焼には到らないと考えられる。したがって、ケーブルダクトの敷設については、現行の ZOI 基準を適用することは妥当であると考えられる。

Table 2.4-3 Cable damage criteria [13]

電気ケーブルの損傷・発火の可能性評価のスクリーニング基準			
ケーブルタイプ	輻射熱の基準	温度の基準	出典
熱可塑性	6kW/m <sup>2</sup>	205°C	NUREG/CR-6850 の Table 8-2
熱硬化性	11kW/m <sup>2</sup>	330°C	NUREG/CR-6850 の Table 8-2
室内ケーブル (PVC)	6kW/m <sup>2</sup>	315°C	(財) 原子力発電技術機構原子力安全解析所平成 12 年度報告書(INS/M00-01)

#### 2.4.1.5 発生圧力

開閉器の内圧測定では、No.7 開閉器で、アーク発生後 0.0129 秒に内部圧力の最大値 23.4 kPa が観測された (試験 4・アーク 1)。これにより、最大内部圧力は、アーク発生後の非常に短い時間内に発生することが確認された。このことから、2 次火災の発生を抑えるために、発生エネルギーの観点から遮断器を開く保護継電器の作動時間を設定することはできるが、内部圧力を最小化するための対応は難しいことがわかる。Fig 2.4-2 に内部圧力の推移を示す。

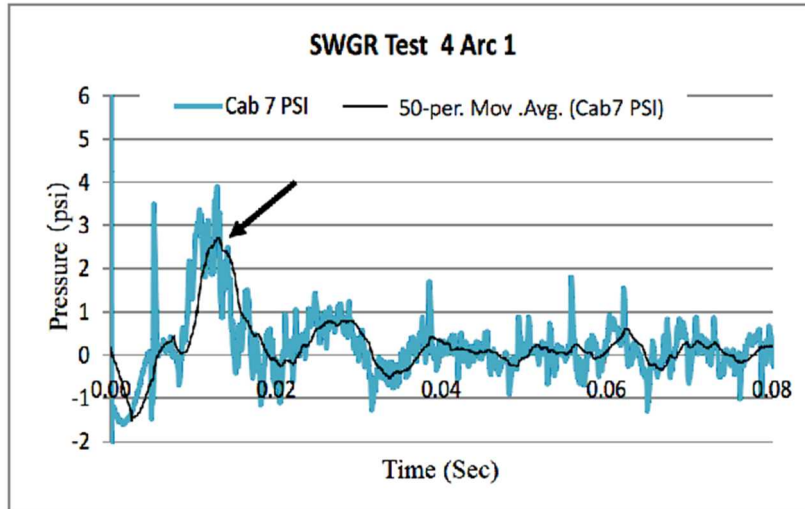


Fig. 2.4-3 SWGR Test 4 Arc 1 Pressure in Cabinet 7

#### 2.4.1.6 発生エネルギー

全ての試験においてエネルギーはアークの持続時間に比例しており、電気アークエネルギーの最大値はアーク持続時間 2.081 秒で 78.4 MJ（試験 4）であった。2 次火災は、アークエネルギーが 57.2 MJ 以上の場合に発生した。このことより、密閉性の高い開閉器については、ある一定のアークエネルギー以上で 2 次火災が発生することがわかる。別途実施した、配電盤（DP）試験では 26.7 MJ 以上で 2 次火災が発生している。MCC ではアーク発生により筐体が破壊され、火災は発生しなかった。盤の密閉性は DP および MCC の方が高く、遮断器の場合には換気口があるので、それに比べて低くなる。これらのことにより、盤の密閉性が高く、内容積が小さい場合に低い発生エネルギーで 2 次火災が発生することが考えられる。

一方、ロケット燃料を用いた試験では総発生エネルギーが 245 MJ で KEMA 開閉器（試験 2：電気エネルギー 58.2 MJ）と同じ 2 次火災事象が発生した。この場合にはアルミニウム製ブスバーは溶損しなかった。

これらの結果より、開閉器のアーク火災には 50～60 MJ の電気エネルギーが必要であり、RFAS の場合には 140～245 MJ が必要で、女川 NPP の事例と同じような 2 次火災発生事象が発生するには電気エネルギーの 3～4 倍のエネルギーが必要であったことになる。女川 NPP 1 号機の高電圧開閉器の HEAF 事象では、アルミニウム製のブスバーの溶損酸化によって大きなエネルギーが加わったと推定される [12]。

#### 2.4.1.7 損傷の状況：女川との比較

女川 NPP 1 号機で常用系高電圧開閉器 6-1A に HEAF 事象が発生した後に行われた現場調査では、タービン建屋地下 1 階にある同開閉器のうち No.7 と No.8 の高電圧開閉器でアークが発生したことが確認された。

再現試験結果における、その再現性の判断は、試験体高電圧開閉器の筐体内外部、高電圧開閉器内部のケーブルおよび遮断器、そして接続する垂直ケーブルダクト等の焼損状況を比較すること、さらに母線の溶損のスケーリングによる写真分析を実施し、比較した。

No. 7 と No. 8 の高電圧開閉器における盤外板の損傷、内部ケーブルの損傷、およびブスバーの損傷の状況は、試験 4 で最もよく再現することができた。また、2 次火災発生の経過と状況については試験 2 の単一アーク試験で良く観察することができた。

試験 2 および試験 4 の終了後の開閉器の写真に示されるとおり、開閉器外装の塗料の燃焼跡が女川 1 号の場合とよく似ており、炭化も観測される。しかしながら、炭化の様子は女川 NPP ほど過酷ではなかった。損傷の比較の写真を Fig. 2.4-4~Fig. 2.4-6 に示す。女川 NPP の事象でも開閉器の扉が開放したように、試験 4 試験でも No. 8 開閉器の扉がアークにより開放した。しかし、試験 2 では、女川 NPP で甚大な損傷が観測された遮断器や開閉器の後方に取り付けたケーブルについては、目立った損傷は見られなかった。主な所見は以下のとおりである。

- (1) 開閉器試験 2、3、4、5 では女川と同様に、アークが発生した No. 7 開閉器と No. 8 開閉器のアルミニウム製ブスバーが焼損した。
- (2) 開閉器外板は DP, MCC ほどには変形しなかった。
- (3) 直接アークを受けた内部板には曲げ、変形、焼損が生じた。
- (4) 試験 3 では No. 7 開閉器と No. 8 開閉器の間の壁に穴が開いた。
- (5) 試験 4 では内部損傷と水平ブスバーのアルミニウム酸化溶損が最も大きく、融解後粒化して飛散したもの見られた。
- (6) 開閉器直上の外部ケーブルトレイ（直上 0.46cm）は損傷しなかった。
- (7) 開閉器の上部 1.5m の ZOI 内にあるサンプルケーブルも損傷していなかった。

これらの試験結果から、電極になったアルミニウム材料がアークによって溶損し、酸化、蒸発、粒化が起きることが確認された。また、盤の設計（強度、絶縁性、密閉性）によって損傷の度合いが異なり、影響の拡大にも影響が及ぶことが判った。そして HEAF の発生エネルギーは大きいですが、ZOI 内のケーブル敷設位置ではケーブルの損傷が見られず、盤上部のケーブルダクト敷設については、現行の ZOI 基準に問題はないと判断される。



Fig. 2.4-4 Ten connected cabinets with damage after the event [11]



Onagawa post-fire damage



SWGR Test 2

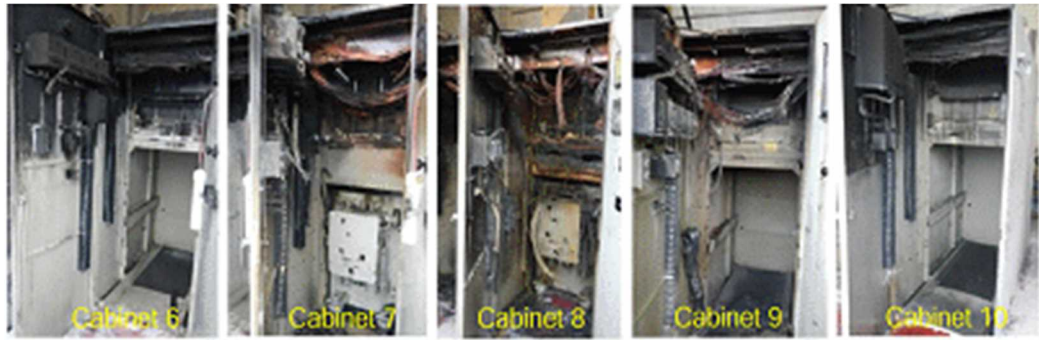


SWGR Test 4

Post-Test charring

Fig. 2.4-5 SWGR Test comparisons to Onagawa damage [12]





**Fig. 2.4—6** SWGR Test 2 interior damage (all cabinets) [12]

## 2.5 考察

### 2.5.1 試験結果に関する考察

#### 2.5.1.1 女川 NPP での HEAF 事象時のアルミニウム酸化エネルギーの推定

女川 NPP 1 号機で発生した高電圧開閉器 HEAF 事象の再現試験で実際の損傷状況はほぼ再現できたが、開閉器の外観、内部の損傷状況については、女川 NPP 1 号の HEAF 事象の方がさらに過酷であったと推定された。試験は、アークの持続時間と最大短絡（3 相短絡）を想定して行われたが、試験の結果は、女川 NPP での実際の事象では短絡によるアークエネルギーを超えるエネルギーの発生があったことを示唆するものであった。アーク発生については、アーク発生時の電極材料の酸化エネルギーの違いが総発生エネルギーの大小に影響を及ぼすことが過去の実験によって指摘されている（Iwata 2010、[14]）。大きなアークエネルギーが発生するブスバーの材料としてはアルミニウム材料と銅材料があるが、女川 NPP の高電圧開閉器のブスバーはアルミニウム製であった。アーク発生部の材料の違いによる発生エネルギーの大小が女川 NPP の場合のように 10 基が連なる開閉器での火災の進展に大きな影響を及ぼすと考えられる。また、バスダクトで HEAF が発生した場合にはバスダクト材料の溶損が大きく、周囲への影響も大きいと考えられる。

アーク中のアルミニウムの酸化は発熱量が非常に大きな反応である。メタルクラッド開閉器のブスバーは通常銅製であるが、アルミニウムが使われることもある。アルミニウムの酸化エネルギーは、次の反応式で酸化アルミニウム（ $\text{Al}_2\text{O}_3$ ）が生成される際に発生する。



$\text{Al}_2\text{O}_3$  の生成熱（ $\Delta\text{H}_f$ ）は、1669.79 KJ/mol または 7.37KJ/g であり、これは二酸化アルミニウムの Born-Haber サイクル [12] に基づく値である。上の式に基づくと、1g のアルミニウムの酸化により、1.89 g の  $\text{Al}_2\text{O}_3$  が生成され、30.9KJ のエネルギーが放出されることになる（Born-Haber cycle の理論より）。岩田は電極材料の酸化式から気化電極酸化による発生エネルギーが推定されると報告している（銅：64.9 KJ/mol、鉄：381 KJ/mol、およびアルミニウム：772KJ/mol）[12]。これは、アルミニウム材料の酸化エネルギーが銅材料の酸化エネルギーの 12 倍であることを示している。このデータからもアルミニウム製ブスバーが、開閉器やバスダクトに大きな損傷を及ぼす要因となる可能性があると言える。

上記の知見に基づき、女川 NPP での実際の事象でのブスバー損傷状況（写真）を基にブスバーの損失質量を推定し、それを用いてアルミニウムの酸化から発生したエネルギー量の計算を行った [12]。計算に際しては、保守的に、すべての損失部分が酸化して  $\text{Al}_2\text{O}_3$  になったと仮定した（実際には蒸発、飛散等がある）。

Fig. 2.5-1 に示すように、女川 NPP の No.7 開閉器での水平ブスバーの溶損は 9.2kg であり、それが全て酸化したと仮定すれば、284 MJ の酸化エネルギーが発生したと推定され



た。(No.8 開閉器の水平ブスバーに溶損はなかった。)

また、女川 NPP の No.7 開閉器と No.8 開閉器の 1 次側垂直ブスバーの損傷状況から推定したアルミニウムの溶損量は 10.8kg、発生した酸化エネルギーの量は 333 MJ であった。したがって、女川 NPP の No.7 および No.8 の開閉器でのアルミニウム製ブスバーの溶解・酸化により発生した酸化エネルギーの総量は 618 MJ と推定された。

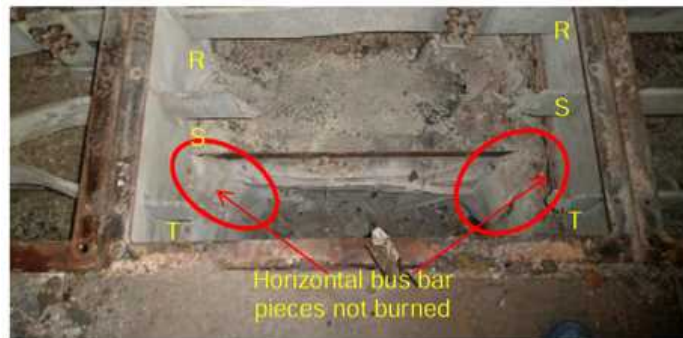
女川 NPP の HEAF 事象を最もよく再現している開閉器試験 4 のアーク 1 では No.7 開閉器で垂直ブスバーに 5.4kg の溶損 (酸化エネルギー 167 MJ) が発生し、アーク 1 から 3.1 分遅れて発生したアーク 2 によって水平ブスバーに 3.7kg の溶損 (114 MJ) が生じた。酸化エネルギーは合計で 281 MJ であった。No.8 開閉器ではブスバーの損傷はなかった。Fig. 2.5-2 と Fig. 2.5-3 に開閉器試験 4 の際の No.7 開閉器内のブスバーの損傷状況を示す。

酸化エネルギーだけを見ると、女川 NPP の HEAF 事象の際の放出エネルギーの推定値 618 MJ は、開閉器試験 4 での放出エネルギー 281 MJ に比べて 337 MJ も大きくなっている。女川 NPP でのエネルギー放出量が試験 4 の場合よりも大幅に大きいことは、Fig. 2.5-4 に示す開閉器の正面の焦げ具合によっても推察できる。

電気エネルギーを含む総エネルギーで見ると、高電圧開閉器再現試験の場合には約 424 MJ (酸化エネルギー 281 MJ + アーク 1 電気エネルギー 64.6 MJ + アーク 2 電気エネルギー 78.4 MJ) であるのに対して、女川 NPP HEAF 事象の場合は、電気エネルギーが不明であるために最低電気アークエネルギー 40 MJ を用いると、658 MJ 程度 (酸化エネルギー 618 MJ + 電気エネルギー 40 MJ) になる。両者間の総エネルギー差は 234 MJ 程度であり、女川 HEAF の電気エネルギーが 40 MJ を超えていた場合 (おそらくは超えていたと思われる) には、この差はさらに大きくなる。

また、高電圧開閉器の電気アーク試験、およびロケット燃料アーク・シミュレータ (RFAS) 火災試験設備を用いた試験結果より、女川 NPP 1 号機高電圧開閉器の HEAF 事象では、アルミニウム製ブスバーの酸化エネルギーの寄与によって、電気的アークの 3~4 倍以上のエネルギーが発生していたと推測された。上記の女川 NPP の HEAF 時のアルミニウム母線の損傷より評価した、総発生エネルギー評価では、試験の結果より電気エネルギーに対する総発生エネルギーは更に大きなものであったことが推測される。

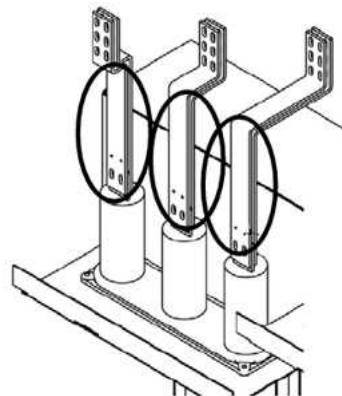
したがって、今後、高電圧開閉器 HEAF の最悪シナリオに基づいて安全性向上評価を行う場合には、ブスバーの材料、特にアルミニウムの酸化エネルギーを考慮して発生熱量、発生圧力等を評価する必要がある。



The aluminum burned for the three (3) horizontal bus bars in Cabinet 7. The aluminum oxidation is estimated as:

- Bus Bar T: 0 % burned;
- Bus Bar S: 65% burned - a little was left on both sides,
- Bus Bar R: 86% burned, and
- The estimated total horizontal bus bar mass burned was 9.2 kg with a net energy of 284 MJ.

**Fig. 2.5—1** Onagawa Cabinet 7 horizontal bus bar damage (oxidation) [12]



**Fig. 2.5—2** SWGR Test 4 Arc 1, Cabinet 7 vertical bus bar damage [12]



**Fig. 2.5—3** SWGR Test 4 Arc 2, Cabinet 7 horizontal bus bar damage [12]

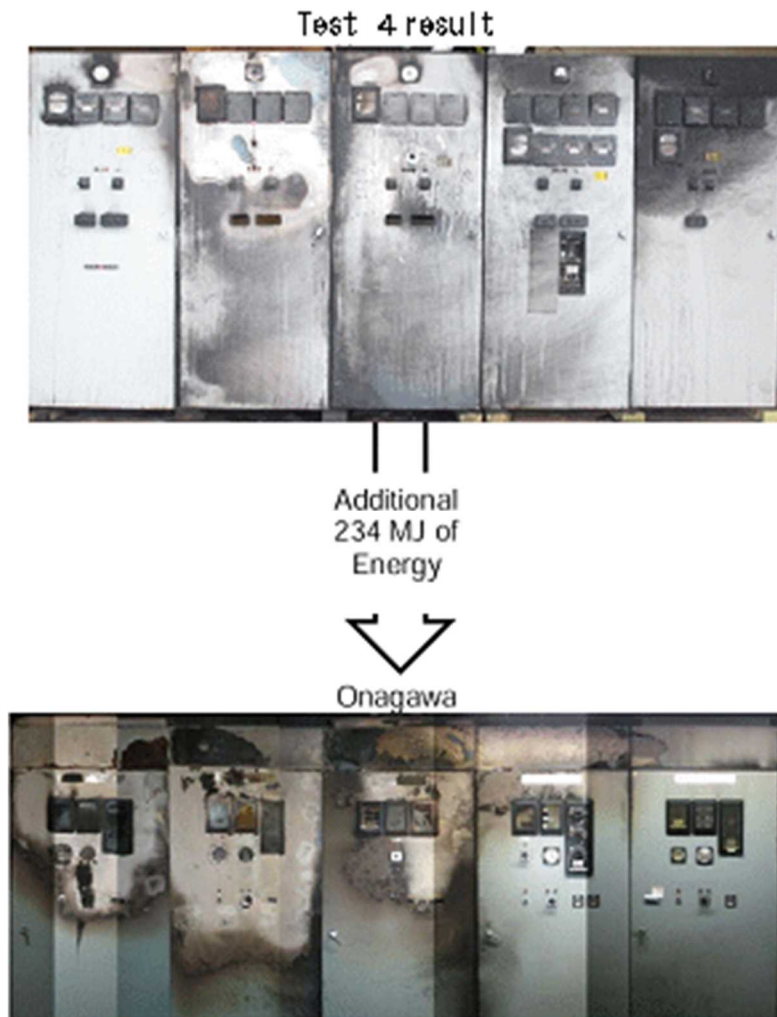


Fig. 2.5-4 SWGR Test and Onagawa front panel damage [12]

#### 2.5.1.2 バスダクトにおける HEAF 事象

新規制基準を適用した安全審査の過程では、火災区域に設置された開閉器の HEAF が近くの安全設備や他の構造物、システム、機器（SSC）に大きな影響を及ぼす可能性があることが、過去に NPP で発生した HEAF 事象に基づいて指摘されている。また、過去の事故事例や実験的研究から、バスダクトの HEAF が隣接する区域に大きな損傷を与えることもわかっている [1]。バスダクトでのアークフラッシュによって発生する熱流束と圧力は、火災区域内の SSC や防火障壁に影響を与える。ブスバーやバスダクトの材料がアルミニウムの場合には、生成されるエネルギーが銅の場合よりもはるかに大きくなる。DP の試験では、垂直ブスバー損傷の周辺に融解後酸化されなかった粒状のブスバー材料が散乱していることが確認されている（Fig. 2.5-5）。また、OECD/CSNI HEAF 2017 試験では、銅製のブスバーとアルミニウム製の外部ダクトから成るバスダクトの HEAF 試験が実施され、酸化されなかった導電性アルミニウム金属がアークフラッシュによって放出され、飛

散して床に堆積していることが確認された (Fig. 2.5-6) [5]。導電性のアルミニウム金属は、短絡やさらなるアークあるいは機器の誤動作を引き起こす可能性がある。

他に、バスダクトのアークがブスバーに沿って伝播する可能性があるという問題がある。開閉器の試験では、試験 6 で No.8 開閉器の遮断器の 2 次側からブスバーの電路に沿ってアークが移動した。また、試験 4 では No.8 開閉器で発生したアークが原因となって、No. 7 開閉器に 2 次アークが誘発された。

この現象は、最初のアークが、接続部位に移動したり曲がったりする可能性があることを示唆するものである。MCC の HEAF 試験では、開閉器の下部から SWGR の上部にアークが移動することが報告されている [12]。

Fig. 2.5-7 は、MCC 内で下部のアークの開始点から上部の最終的なアーク位置まで、ホットガスとプラズマボールがどのように移動したかを示す熱画像である [12]。また、Fig. 2.5-8 は MCC のアーク試験画像で (a)でのアークと、移動後の(d)でのアーク発生の様子を示している。NEA/CSNI (2017) 7 の試験でも同様に、ブスバーに沿ってアークが移動するアークの動きが観察されている [5]。Partyka らは、ブスバーに沿ったアークの移動速度を分析することで、アークの影響をより正確に評価することが可能であると述べている [14]。これらの結果は、絶縁スクリーンの活用など、ブスバーに関する設計改良の必要性を示している。

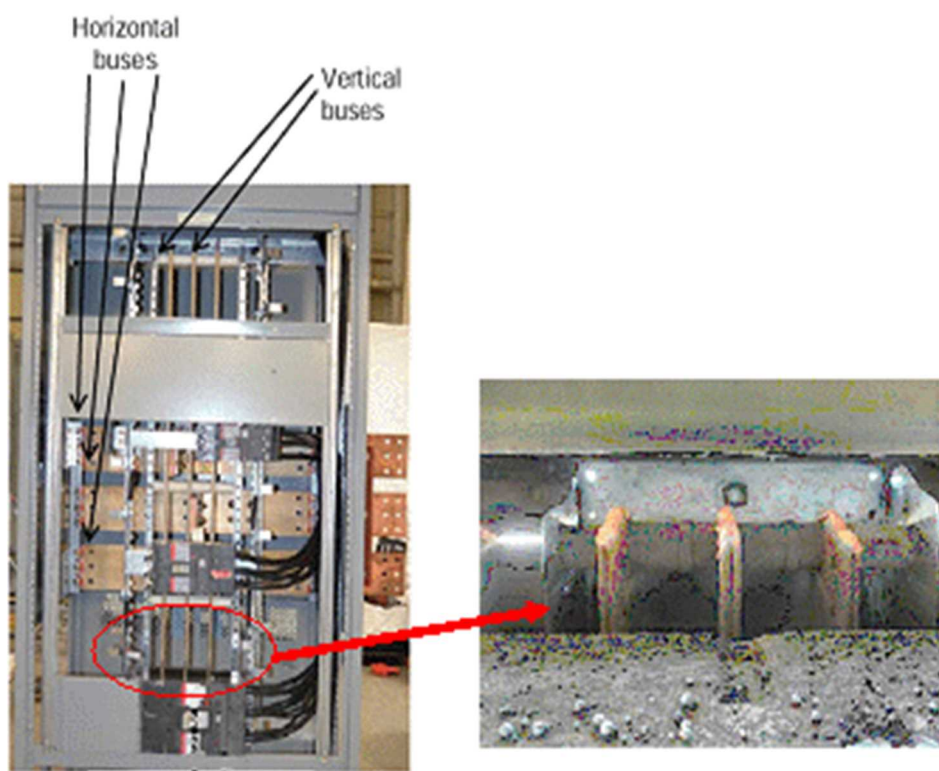


Fig. 2.5-5 DP Test 4 bus bar damage at arc location with scattered granular copper metal [12]





Fig. 2.5—6 Scattered granular aluminium metal at arc location in OECD/CSNI HEAF Test [3]

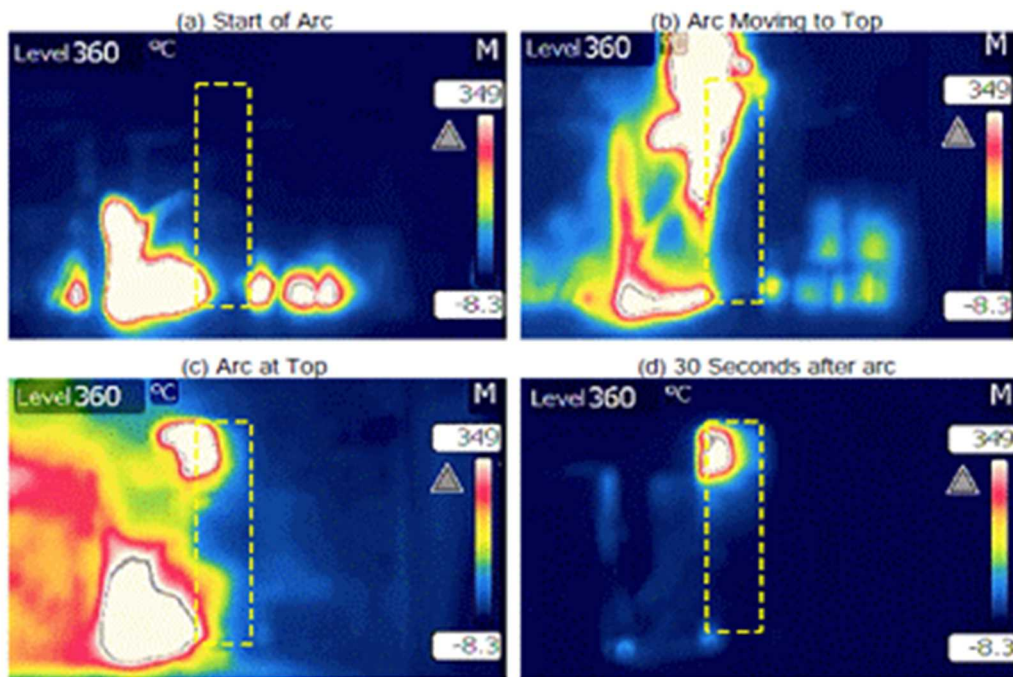


Fig. 2.5—7 MCC arc test thermal image [12]

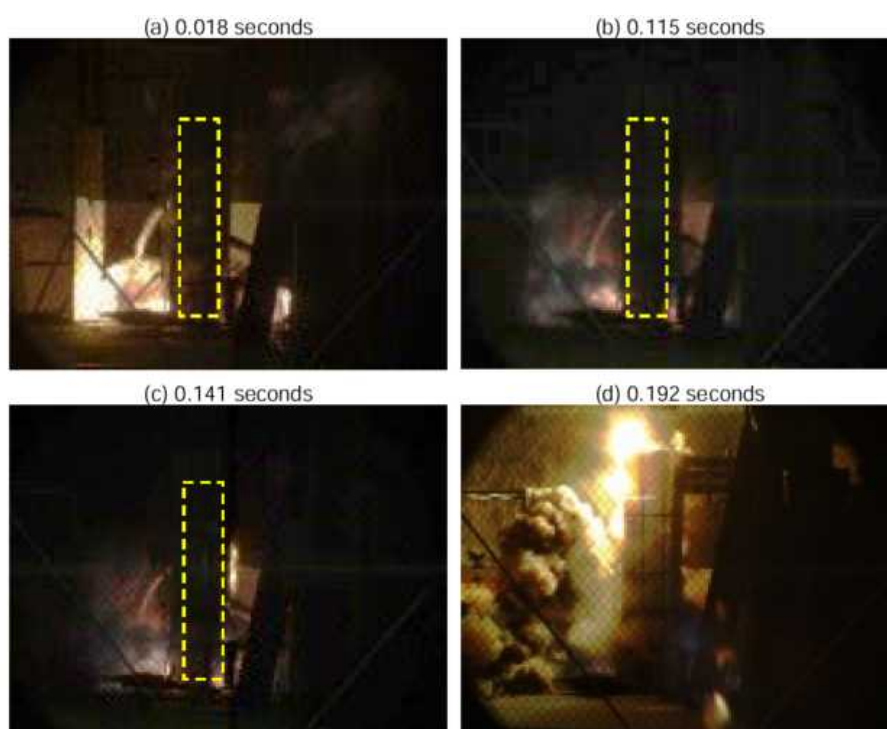


Fig. 2.5-8 MCC Test 2 Sequence for 2 Arcs [12]

### 2.5.1.3 アーク発生エネルギーと2次火災の関係

開閉器試験の結果より、ある一定の電気アークエネルギーを超えると2次火災が発生することが判った。6.9 kV 高電圧開閉器の試験では、57.2MJ を超えるアーク電気エネルギーで2次火災が発生した。また、0.48 kV の DP の試験では、29.6 MJ 以上で2次火災が発生した [12]。CRIEPI 2017 に記された 7.2 kV 高電圧 VB 型開閉器の試験では、2次火災は 27.6 MJ のエネルギーで発生した [13]。本試験および CRIEPI の試験の結果をアークエネルギーとアーク時間との関係で示したものが Fig .2.5-9 と Fig .2.5-10 である。

これらの試験に加えて、さらなる開閉器について、試験データを蓄積することによって、電気アークエネルギーと2次火災発火の関係が開閉器の規格に基づく型式で予想することができる。

以上の知見より、アーク発生時の遮断器の遮断時間を短くすることでアーク持続時間を短縮し、アークエネルギーを抑えることで2次火災の発生を防ぐことが可能である。

実際、本試験の知見を基に、2019年7月、原子力規制委員会によって「高エネルギーアーク損傷 (HEAF) に係る電気盤設計に関する審査ガイド」(以降、「HEAF 審査ガイド」と呼ぶ) [15] が出され、試験によってアーク火災が発生しないアークエネルギーのしきい値を評価し、電気盤の遮断時間の適切性を確認することが求められている。

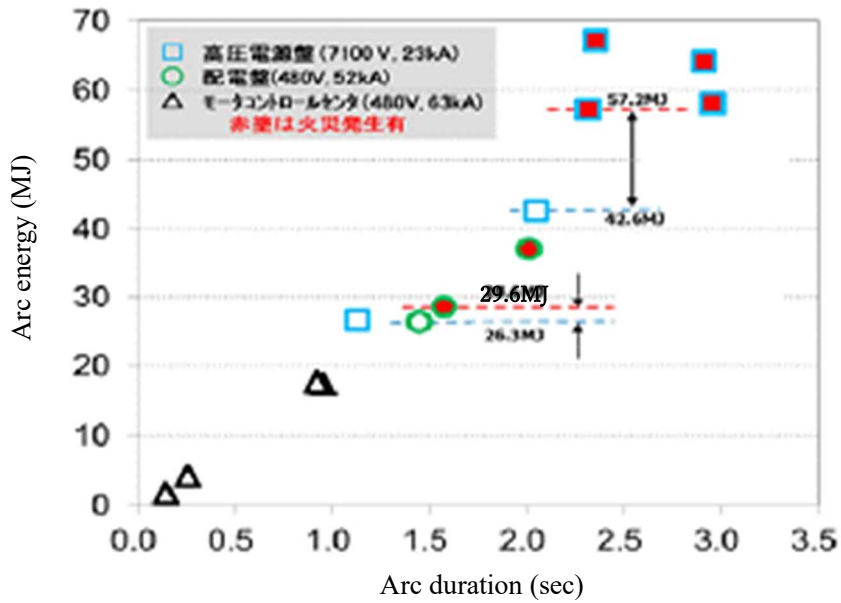


Fig. 2.5-9 Relation between arc duration and arc energy observed in SWGR, DP, and MCC HEAF tests [16]

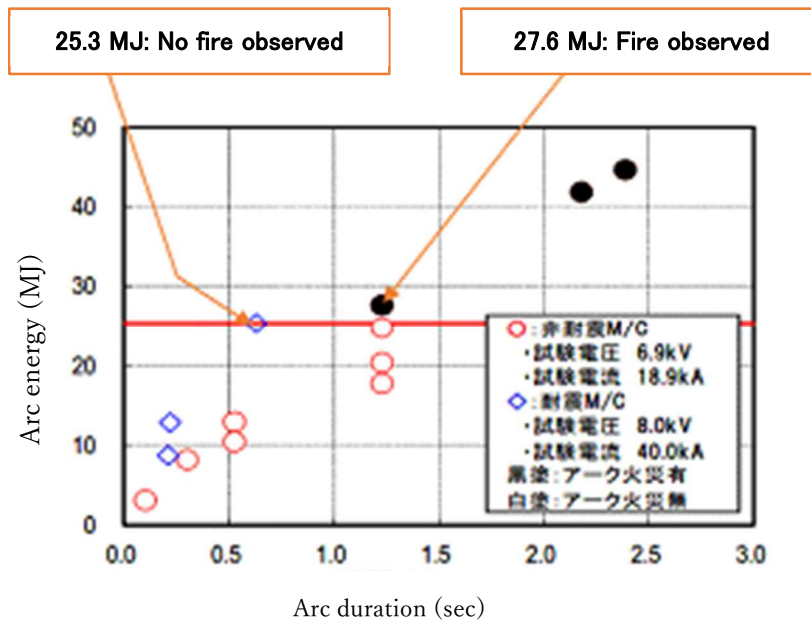


Fig. 2.5-10 Relation between arc duration and arc energy observed in CRIEPI arc fire tests [17]

#### 2.5.1.4 熱的影響

HEAF 審査ガイドは、電気盤に影響を及ぼすおそれのある範囲について、「米国においては、火災防護の要求として、ケーブル処理室でのケーブルトレイの水平距離を 0.9m 以上離すとしている。また、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。ただし、実験等によりアーク火災の影響範囲が特定できる場合は、その結果を考慮する必要がある。」と記している。

一方、火災防護審査ガイドが参照する米国の基準 NUREG/CR-6850 は、HEAF に関する影響範囲 (ZOI) を電気盤の上部 1.5 m、側部 0.9 m、前面および背面 0.9 m と定めている (Fig. 2.5-11)。

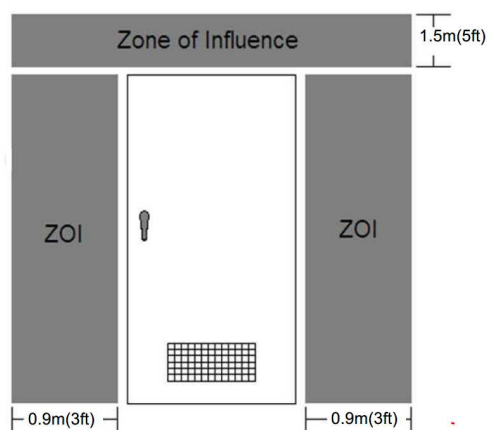


Fig. 2.5-11 ZOIs for HEAF defined in NUREG/CR-6850 [18]

一連の開閉器試験での ZOI 内温度は、SWGR 上部ケーブルダクト想定位置、電気盤の上方 1.5m で 122°C (スラグ・カロリメータ (SG) のメタルプレートの温度) であった (試験 2)。これは内部火災影響評価ガイドの損傷基準 315°C を大きく下回る値である。

試験での最大熱流束は、SWGR 上部ケーブルダクト想定位置、電気盤の上部 1.5m (NUREG6850 が定める HEAF に関する ZOI) 内で瞬間的に観測された 107 kW/m<sup>2</sup> であった (試験 3)。この観測された最大熱流束は内部火災影響評価ガイドの損傷基準 11 kW/m<sup>2</sup>、および NUREG/CR-6850 の Table H-7、Table H-8 に示されている 1 分間でケーブルが損傷に到る熱流束 (熱硬化性ケーブルで 18 kW/m<sup>2</sup>、熱可塑性ケーブルで 16 kW/m<sup>2</sup>)、ならびに 19 分間で損傷に到る熱流束 (それぞれ 11 kW/m<sup>2</sup>、6 kW/m<sup>2</sup>) を大きく上回っているが、最大熱流束が観測された時間が短かった (3 秒) ために、熱流束の観測位置と同じ位置に設置したケーブルのサンプルには損傷は生じなかった。

試験の結果から、火災シナリオで想定する開閉器上のケーブルへの延焼、および前後、側面への熱的火災影響の観点からは、NUREG/CR-6850 が定める ZOI は妥当だと判断できる。



しかし、アークに起因する圧力波の影響に関する ZOI については、ZOI の外で損傷が発生した事例があり、別途評価が必要である。

### 2.5.1.5 HEAF 時の発生圧力

原子力発電所の火災防護のためには、火災区域および多重な系統間を隔てる障壁を防護し、隣接する火災地域および系統への影響を防止する必要がある。そのためには、HEAF に起因する閉じ込め機能の損失あるいは障壁の損傷を防止する必要がある。前述の OECD の火災データベースでは、HEAF によって防火扉が損傷した事例が 2 件報告されている [3]。また、米国 NRC は、2017 年 5 月に Turkey Point NPP で発生した HEAF 事象の際に防火扉が損傷したことを報告している [8]。Turkey Point NPP では、HEAF が発生した高電圧開閉器と防火扉の間の距離が 4.4m であり、防火扉が NUREG 6850 が定める HEAF に関する ZOI の外側にあったにもかかわらず、防火扉に損傷が発生した。したがって、距離のみに基づいて ZOI を設定することは、すべての場合に十分に保守的ではない可能性がある。

上述したように、現行の ZOI は、HEAF の影響を評価するには必ずしも適切ではない可能性があり、HEAF から生じる圧力が NPP の火災区域および系統分離に及ぼす影響を評価する必要がある。圧力に関する評価は、メタルクラッド開閉器などのエンクロージャの内部圧力、および機器室内や火災区域内の圧力という 2 つの点に注目して行うべきである。

岩田らは、異なるアークエネルギーと異なる材料についてエンクロージャ内の圧力上昇を測定するパラメトリック試験を実施するとともに、SCM(標準計算法) ツールおよび CFD (数値流体力学) ツールを用いたシミュレーションを行った [19]。容器内の圧力上昇特性は、アーク電流、電極材料、容器形状に依存する。圧力上昇のエネルギー ( $E_{pre}$ ) は、アーク電気エネルギー ( $E_{arc}$ ) に熱効率係数  $k_p$  (アークエネルギーの増分のうち圧力上昇に使われる分の割合) を乗じた値になると仮定された。このシミュレーションでは、時間依存の物理量 (圧力、温度、密度など) の 3 次元分布が計算された。 $k_p$  は、電極材料とアーク電流に基づいて評価された。 $E_{arc}$  が 150 KJ の場合、圧力上昇最大値  $\Delta P_{arc}$  の電極材料間の比率は、アルミニウム : 銅 : 鉄で 3 : 2 : 1 であった。ここでも、電極の違いによる発生エネルギーの違いによる発生圧力の違いが明らかである。

HEAF エネルギー分析では、電極の溶融および気化によって消費されるエネルギーと、気化した電極の酸化反応によって生成されるエネルギーが考慮される。アークフラッシュ時のエネルギー収支は次式で表される。

$$E_{pre} = E_{arc} + E_{oxi} - E_{mav} - E_{rad} \quad (2-2)$$

ここで、 $E_{oxi}$  は酸化エネルギー、 $E_{mav}$  は溶融・気化エネルギー、 $E_{rad}$  は放射エネルギーである。気化した電極材の酸化によって生成されるエネルギーは、銅で 64.9 KJ/mol、鉄で 81 kJ/mol、アルミニウムで 772 kJ/mol と計算された。

また、P. Li らも、アーク実験研究の一部として、小さな円筒形エンクロージャ（直径 70 cm × 長さ 80 cm）の CFD シミュレーション結果を報告している [20]。

これらの研究結果は、NPP の火災区域にある開閉器や他の電気機器の HEAF について、火災区域（部屋）の圧力上昇と防火扉およびその他の防火壁構造への影響を評価する際には、CFD 分析が必要であることを示唆している。

## 2.5.2 HEAF の安全性評価の基準について

日本の NPP における HEAF に関わる安全性に関する基準には下記のものがある。

- (1) 実用発電用原子炉およびその附属施設の技術基準に関する規則（技術基準規則） [21]
- (2) 実用発電用原子炉およびその附属施設の火災防護に係る審査ガイド（審査基準） [4]
- (3) NPP の火災影響評価ガイド（影響評価ガイド） [13]
- (4) 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（HEAF 審査ガイド） [15]

技術基準規則（保安電源）第四十五条第 3 項 1 号は、「高エネルギーアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するため必要な措置」を講じることを求めている。

HEAF 審査ガイドには、HEAF 試験によってアーク火災が発生するしきい値を求め、アーク放電の持続時間を短縮する方策を取ることを求めており、HEAF に係る対策の判断基準として電源設備および当該開閉器に影響を与えるおそれのある電気盤の遮断器の遮断時間が評価されたしきい値に対応するアーク放電の持続時間に比べて短いことを確認すると記されている。また、HEAF の影響を受けるおそれがある範囲の目安を 2.5m 以内としている。

NPP の火災防護は、火災防護審査基準が示すように、火災の発生防止、火災の感知と消火、火災の影響軽減という深層防護の考えに則って、火災防護対策が講じられなければならない。つまり、設計が基準通りであったとしても、最悪シナリオに基づく火災影響評価を実施し、その安全性が示されなければならない。しかし、現行の基準の下で定められた影響範囲（ZOI）の外に重要な火災障壁として設置された 3 時間耐火防火扉が損傷した米国 Turkey point NPP での HEAF 事象の例もある。上に述べた開閉器の HEAF 試験では、温度、熱流束の影響については、現行の ZOI の妥当性が確認されたが、圧力あるいは衝撃波の影響については、さらなる評価が必要である。

火災影響評価ガイドには、「原子炉の安全機能に影響を及ぼす可能性がある最も過酷な単一の火災を火災区域／火災区画内に想定する」と記されており、最悪シナリオの下で火災影響評価を実施することが求められている。最悪シナリオ、すなわち保護継電器が機能せず、遮断器が遮断できない状況の下で、女川 NPP の HEAF 事象のような事象が発生することを想定して評価を行う必要がある。

### 2.5.3 安全性向上評価に向けて必要となる HEAF 評価手法と防護対策

安全性の向上を目指すには、現状の HEAF 事象の課題に対して、考えられる防護設計を施し、その上で火災影響評価を行って安全性を確認する必要がある。

#### 2.5.3.1 防護設計要件に関する知見

女川 NPP での HEAF 事象の再現試験の結果として、防護設計要件に関連する下記の知見が得られた。

- (1) 女川 NPP での HEAF 事象では、隣接して設置された 10 基の開閉器のすべてが損傷し、内部で接続するケーブルが延焼した。一連の開閉器試験の結果から、アークエネルギーが 57.2 MJ を超す場合に女川 NPP と同様のケーブル火災が発生することが予測される。
- (2) 開閉器試験では、アーク発生後 7 分以降に、水平・垂直ケーブルダクトへの明らかな延焼が起きた。DP 試験でもアーク発生後 7 分で内部ケーブル等の燃焼が拡大した。
- (3) 開閉器試験 4 では No.8 電気盤で発生したアークが隣接する No.7 電気盤でのアークを誘発した。また、試験 3 と 4 では、No.7 電気盤と No.8 電気盤の間の壁に穴が開いた。
- (4) 開閉器試験では、内部圧力がアーク発生後 0.123～0.0155 秒の間に最大値に達し、最大圧力は 23.4 kPa であった。開閉器試験では、排気口（圧力ベント）の効果で、DP および MCC に比べ内部圧力は低かった。SWGR 外板は DP および MCC ほどには変形しなかった。
- (5) 女川 NPP での HEAF 事象におけるアルミニウム母線の焼損状況と、開閉器の RFAS 試験結果に基づいて、女川 NPP での事象の際に発生した総エネルギーは試験結果からは電気アークエネルギーの 3～4 倍であった。女川 NPP での事象では、アルミニウムの酸化エネルギーが 618 MJ と推定され、それに最小のアークエネルギー 40 MJ を加えると、総発生エネルギーは約 658 MJ であったと推定された（女川 NPP での開閉器 HEAF 事象の再現試験での総発生エネルギーは約 424 MJ であった）。女川 NPP での HEAF 事象では、試験の結果より電気エネルギーに対する総発生エネルギーはより大きなものであったことが推測された。
- (6) CSNI 2017 バスダクト HEAF 試験では、融解後に酸化されなかったアルミニウム金属がアークフラッシュによって放出され、飛散して床に堆積した。また、別途実施した DP HEAF 試験でも、損傷した垂直ブスバーの周辺には融解後に酸化されなかった粒状の銅が散乱していた。
- (7) 開閉器の試験では、試験 6 で No.8 電気盤の遮断器の 2 次側からブスバーの電路に沿ってアークが移動した。また、試験 4 では No.8 電気盤で発生したアークによ

て No. 7 電気盤に 2 次アークが誘発され、バスダクトでのアークがブスバーに沿って伝播する可能性があることが示された。別途実施したモーターコントロールセンタ (MCC) の HEAF 試験でも、アークが SWGR の下部から上部にブスバーに沿って移動することが確認された。

- (8) なお、米国では 2017 年に、現行の ZOI の外にあり、影響が及ばないとされる距離に設置された 3 時間耐火の防火扉の損傷が発生しており、OECD の火災データベースにも HEAF によって防火扉が損傷した事象が 2 件含まれている。

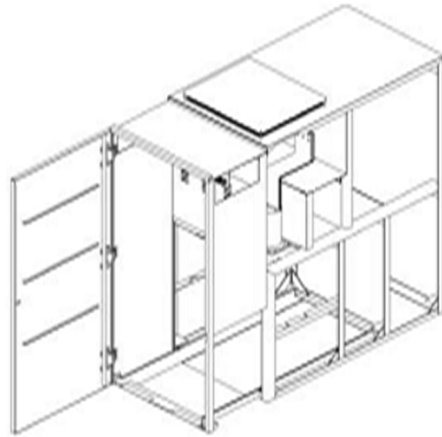
### 2.5.3.2 HEAF 事象に対する開閉器等の防護設計

- (1) 発生アークエネルギーの低減 (知見(2)に関連する対策)

電気アークエネルギーを 2 次火災の発生しきい値以下に抑えるには、遮断器の遮断時間を適切に設定してアーク放電の持続時間を制限することが有効である。NPP の電源系統の設計では、アーク発生等に対処するために、保護継電器によって作動する遮断器を使って電流を遮断する保護協調設計が行われている。この対応は現在すでに実施されているが、2.5 章で述べたように、原子力規制委員会の HEAF 審査指針に沿って、現行の電気盤の設計を見直すことになっている。その見直しは、現行の HEAF 審査指針に対応した対策を中心に行われるが、後述する評価・対策も含めて総合的に安全対策を検討する必要がある。

- (2) HEAF を考慮した排気口 (ベント) の設置 (知見(4)に関連する対策)

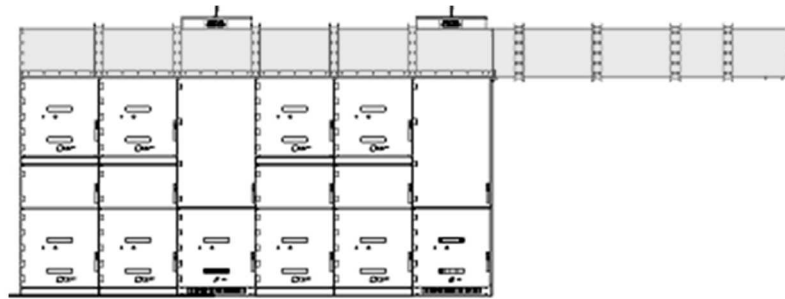
遮断器を内蔵する高電圧開閉器の場合、電気盤躯体の上部に排気口を設けることによって、アークフラッシュによって発生した高温ガスを速やかに排出することで電気盤筐体の損傷を低減することができ、2 次火災を発生させるエネルギーしきい値を高くすることができる。試験の結果によって示されている (Fig. 2.5-12、Fig. 2.5-13)。DP や MCC のような密閉性が高い筐体の場合は、試験の結果が示すように盤の損傷も大きい。女川の高電圧開閉器には排気口が設けられているが、これは開閉器の換気用のものであって、アークフラッシュを考慮したものではない。今後は、施設条件にもよるが、排気口の大きさおよび排気ダクトについても検討する必要がある。Fig. 2.5-14 にアークフラッシュ用の排気ダクトの設計例 [22]を示す。



**Fig. 2.5—12** SWGR Cabinet with top exhaust opening used for Onagawa-HEAF-event-simulation test [12]



**Fig. 2.5—13** Top of cabinets after SWGR Test 1  
The top of the cabinets had some soot deposits and minor scorching where the arc discharged through the top vent. [12]



**Fig. 2.6-14** Plenum exhaust for mitigating arc event  
(ABB Plenum Technical Guide) [22]

(3) 電気盤内の絶縁の強化（知見(3)に関連する対策）

盤内の1次側母線区画の絶縁材および盤間に絶縁材を強化することによって、さらなるアークの発生および影響の拡大を防ぐことができる。また、当然ながら、内部のケーブルには難燃性のものを使用するとともに、ケーブルを耐熱被覆、電線管、可撓電線管に収納することも検討すべきである。盤間を貫通するケーブル回路およびブスバーには、耐火絶縁の障壁およびシールを施すことが望ましい。

(4) ブスバーの絶縁の強化（知見(6)/(7)に関連する対策）

ブスバーに絶縁チューブ等の被覆を施して、アークラッシュ発生時の2次的な地絡や短絡の誘発を防ぐことが望まれる。アークによって溶損しイオン化した電極材料、および飛散した電極材料の小粒は、裸導体に短絡・地絡を誘発する可能性がある。

(5) アーク発生時のアルミニウム電極材料の影響評価の実施（知見(5)に関連する対策）

上記(1)~(4)の防護対策を考える際には、アーク発生電極(母材)の酸化によって発生エネルギーの量を考慮する必要がある。アーク発生電極がアルミニウム製の場合には、アーク発生時の総発生エネルギーが電気アークエネルギーの3~4倍になること、およびアルミニウム材料の酸化エネルギーが銅材料の酸化エネルギーの12倍程度であることを考慮して、発生するエネルギー、圧力、衝撃波等を評価して防護対策を考える必要がある。

(6) 防火扉の損傷に対する火災区域の防護（知見(8)に関連する対策）

火災区域における火災の発生防止、火災の感知と消火、および火災の影響軽減は、NPPの防護に関わる最も重要な安全要件の一つであり、そのための対策を講じる上で、重要な火災の障壁である防火扉の損傷はあってはならないことである。したがって、火災区域／区画に設置された高電圧開閉器等での HEAF 事象について、アーク発生部の材料（特にアルミニウム材料）を考慮した評価を行い、防火扉の健全性、および防火扉が損傷した場合の火災障壁等への影響を評価する必要がある。

また、現行の ZOI の設定は必ずしも保守的とはいえ、特に HEAF が発生する設備が設置されている火災区域・区画内での圧力についてはそうである。HEAF が NPP の安全上重要な SSC に影響を及ぼす可能性があるにもかかわらず、現在は、HEAF 事象の防火扉等の火災区域／区画の障壁に対する具体的な影響評価は行われていない。

まずは、様々な場所・部位で発生する HEAF 事象の際に放出されるエネルギー、熱量、圧力、衝撃波等を評価し、NPP の安全上重要な SSC に対する影響を評価し、(1)～(6) に記した安全設計上の対策を講じることが求められる。そのためには、産業界の現行設計基準の見直し、および安全審査に関わる評価基準の整備が必要である。

#### (7) 早期感知・消火設備の強化（知見(2)に関連する対策）

アークの持続は数秒であり、その後のケーブル等での 2 次火災の発生・延焼までには数分の余裕があることが試験によって示され、2 次火災による影響の拡大に対しては、現状設備の組み合わせで早期の火災感知・消火が可能であることが確認された。すなわち、設置環境およびアーク事象を考慮した高感度煙感知器、熱感知器、赤外線炎感知器、赤外線熱感知器、光ファイバケーブル式熱感知器等を設置することによって、早期に火災を感知することができる。また、HEAF 発生源が設置されている場所に、全自動ガス消火設備、局所ガス消火設備等を設置することで早期の消火が可能である。これらの設備については、審査基準に従って火災区域／区画に設置される設備に加えて、別途（追加）設置することも考えられる。

## 2.6 第2章のまとめ

### (1) HEAF 事象時に発生するエネルギーと圧力

東北地方太平洋沖地震の際に女川原子力発電所1号機の高電圧開閉器で発生した HEAF 事象の再現試験によって、同事象の際にはアークの電気エネルギーに加えて、アーク発生場所のアルミニウム部材の酸化によって多量のエネルギーが発生し、総発生エネルギー量进行评估する場合にはアーク発生母線の酸化エネルギーの考慮が重要であることを明らかにした。また、アークの発生源となった設置が置かれていた空間（機器室、火災区域）への圧力の影響が大きく、重要な火災障壁である防火扉への影響が大きな問題になることが指摘された。

### (2) HEAF に係る安全評価基準

現行の HEAF ガイドに記された2次火災の発生に関するエネルギーしきい値を基に、遮断器の遮断時間を適切に設定することなどによってアークの持続時間を短縮することが HEAF 事象の影響を軽減する有効な方策になり得るが、開閉器試験の結果によってもそれが裏付けられた。しかし、米国の技術指針 NUREG/CR-6850 も含めて、現行基準が定める開閉器 HEAF の影響範囲（ZOI）が必ずしも保守的ではないことが、ZOI の外に設置された防火扉の損傷事例によって指摘された。

### (3) 今後の HEAF 評価手法と火災防護策

今後の HEAF 評価に際しては、電気エネルギーだけではなく、アルミニウム製部材等の酸化エネルギーも考慮して HEAF 時の総発生エネルギーを評価し、それに基づいて火災影響評価を行うべきであることが、女川 NPP HEAF 事象再現試験とその評価によって明らかにされた。HEAF 事象に対処するための対策（防火障壁等を含む）の設計の妥当性を確認するには、CFD ツール等を使った熱や圧力の動的解析が有効である。また、この試験から得られた知見に基づいて、HEAF とそれによる火災に対する下記の対策が考えられた。

- ① 遮断器遮断時間のより短縮化による発生エネルギーの低減
- ② HEAF を考慮した排気口（ベント）の設置
- ③ 電気盤内の絶縁強化
- ④ ブスバーの絶縁の強化
- ⑤ アーク発生時のアルミニウム電極材の影響評価の実施
- ⑥ 防火扉の損傷に係る火災区域の防護
- ⑦ 早期感知・消火設備の強化

これらの対策は相互に関連するものであり、その妥当性については総合的な評価が必要である。①については、単独に個別の遮断器について対応をとるのではなく、プラント全体の電源系統に係る遮断器の作動に係る保護協調を考える必要がある。②の HEAF 対応の排



気口の設置については、HEAF 爆轟排気が閉じ込め性能を有する火災区域内の電源盤に関して、区域外への排気と他の機器への影響の設計対応が必要である。③、④の母線の絶縁化については、材料及び短絡・地絡に係る絶縁設計と保全運用の基準策定が必要である。⑤、⑥については、安全性向上評価の PRA（確率論的評価）による HEAF 危険度を知るため、発生及びその影響シナリオを検討し、プラント全体への影響・危険度を評価する必要がある。⑦については高エネルギーアークの特殊性に対抗する機器の開発と、プラント全体の感知・消火設備との関係性を明確にする必要がある。

最終的なゴールは NPP でいかなる HEAF が発生した場合にも原子炉の安全停止とプラントの安全を確保することである。そのために必要なのは、HEAF 事象の発生防止、感知・消火、影響の軽減に関する適正な深層防護対策を継続的に追求し達成させることである。

## 第 2 章の参考文献

- [1] OECD/NEA/CSNI, “OECD Fire Project-Topical Report No.1, Analysis of High Energy Arcing Fault (HEAF) Fire Events”, *NEA/CSNI/R (2013)6*, June 25,2013.
- [2] U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research / Electric Power Research Institute, “Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities Volume 2: Detailed Methodology”, *NUREG/CR-6850*, September 2005. <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6850/v2/cr6850v2.pdf>
- [3] OECD/NEA/CSNI, “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*, May 23,2017.
- [4] Japan Nuclear Regulation Authority, “Standard for Examining Fire Protection for Commercial Power Reactors and their Auxiliary Facilities”, 19, June 2013, [in Japanese]. <https://www.nsr.go.jp/data/000069151.pdf>
- [5] OECD/NEA/CSNI, *FIRE Project Report: “Collection and Analysis of Fire Events (2010-2013) - Extensions in the Database and Applications”*, *NEA/CSNI/R (2015)14*, December 2015.
- [6] Japan Nuclear Regulation Authority, “An Overview of the New Regulation of Nuclear Power Plants”, July 19, 2013, [in Japanese].
- [7] H. P. Bergl, M. Röwekamp, “Investigation of High Energy Arcing Fault Events in Nuclear Power Plants”, Bundesamt für Strahlenschutz Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Germany, September 6, 2011.
- [8] U.S. Nuclear Regulatory Commission REGION II, “TURKEY POINT NUCLEAR GENERATING STATION – NRC REACTIVE INSPECTION REPORT 05000250/2017008 AND 05000251/2017008”, May 12, 2017.
- [9] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Proceedings of the Information-Sharing Workshop on High Energy Arcing Faults (HEAFS)”, NUREG/CP-0311, July 2019.
- [10] Sandia National Laboratory, “High Energy Arcing Fault Fires in Switchgear Equipment, A Literature Review”, SAND2008-4820, February 2009.
- [11] OECD/NEA/CSNI, “Event Combinations of Fire and Other Events, The Fire Incidents Records Exchange Project Topical Report No.3”, *NEA/CSNI/R (2016)7*, July27,2016.
- [12] S. Tsuchino, H. Kabashima, S. Turner, S. Mehta, D. Stroup, N. Melly, G. Taylor, F. Gonzalez, “Nuclear Regulatory Authority Experimental Program to Characterize and Understand High Energy Arcing Fault (HEAF) Phenomena”, *NUREG/IA-0470 Volume 1*, August 2016.
- [13] Japan Nuclear Regulation Authority, “Guides for Evaluating Effects of Internal Fires at Nuclear Power Stations”, 19, June 2013, [in Japanese]. <https://www.nsr.go.jp/data/000198397.pdf>
- [14] R. Partyka, D. Kowalak, “Dynamics of Fault Arc Traveling Along Bus Bars in High Voltage Switchboards”, *Acta Energetica Number 2/2*, Gdansk University of Technology, June 2009.

- [15] Japan Nuclear Regulation Authority, “Guide for Evaluating the Designing Electrical Cabinets for High Energy Arc Fault (HEAF)”, July 19, 2017, [in Japanese]. <https://www.nsr.go.jp/data/000198398.pdf>
- [16] H. Kabashima, S. Tsuchino, “Analysis of High Energy Arcing Fault at Nuclear Power Plants”, *NRA Technical Report Series NTEC-2016-1002*, March 2016, [in Japanese].
- [17] Kansai Electric Power Co., Inc, “Outline of application for approval of construction plan (change) regarding high energy arc fault countermeasures for Ohi Power Station Units 3 and 4, Takahama Power Station, Units 1, 2, 3, and 4 and Mihama Unit 3”, 13 November, 2018, [in Japanese]. <http://www2.nsr.go.jp/data/000252754.pdf>
- [18] G. Taylor, N. Melly, “Joint Analysis of Arc Faults (Joan of ARC) OECD International Testing Program for High Energy Arc Faults (HEAF)”, *NEI Fire Protection Information Forum, Austin, TX, USA*, September 2012.
- [19] M. Iwata, S. Tanaka, T. Miyagi, T. Ohtaka, T. Tadokoro, T. Amakawa, Y. Goda, K. Anantavanich, G. Pietsch, “Development of Simulation Method of Pressure Rise Due to Arc in a Closed Container”, *Report No. H09021*, Central Research Institution of Electric Power Industry, 15. June 2010, [in Japanese].
- [20] P. Li, J. Ruan, D. Huang, Z. Ou Yang, Li. Zhang, M. Long, M. Wei, “Analysis of Pressure Rise in a Closed Container Due to Internal Arcing”, *Energies 2017*, October 2017.
- [21] Japan Nuclear Regulation Authority, “Ordinance Prescribing Technical Standards for Commercial Power Reactors and their Auxiliary Facilities”, 28, June 2013, [in Japanese]. [https://elaws.egov.go.jp/search/elawsSearch/elaws\\_search/lsg0500/detail?lawId=425M60080000006](https://elaws.egov.go.jp/search/elawsSearch/elaws_search/lsg0500/detail?lawId=425M60080000006)
- [22] ABB ASEA Brown Boveri Ltd, “Switchgear Plenum Safe Gear and Safe Gear HD”, *Technical and application guide*. <https://library.e.abb.com/public/d65eedb3c36b47a39dbe6f938d3defe4/Plenum%20applicationTech%20Guide%201VAL104602-TG%20Rev%20B.pdf>

## 第3章 材料区分別損傷評価を考慮した原子力施設におけるケーブル火災時の損傷評価

### 3.1 はじめに

NPPでは、動力用、制御用、計装用に各種の難燃ケーブルが使われている。これらのケーブルは、単芯から多芯まで用途に応じて多様であり、その直径もさまざまである。また、ケーブルの絶縁材および被覆材の材質面では、大きく分けて熱可塑性材料（TP材）を使ったものと熱硬化性材料（TS材）を使ったものがある。

わが国では2011年3月の東北地方太平洋沖地震時の福島第一原子力発電所事故を契機に原子力規制委員会によって火災防護基準が見直され、2013年6月に「実用発電用原子炉およびその附属施設の火災防護に係る審査基準」[1]が定められた。この新しい審査基準は、原子力施設で使われるケーブルが「火災によって着火し難く、著しい燃焼を起こさず、また、加熱源を除去した場合には、その燃焼部が広がらない性質」を有していることを延焼性および自己消火性に関する実証試験によって確認されていることを求めている。

この審査基準の補足するものとして「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」[2]が定められており、そこではTSケーブルとTPケーブルについて、米国の指針NUREG/CR-6850[3]が定める損傷基準を適用することが規定されている。しかし、現実には、絶縁材にTS材、被覆材にTP材を用いた混合材ケーブル（TS/TP混合材ケーブル）も使われており、そのようなケーブルについてNUREG/CR-6850は、保守的にTPケーブルの損傷基準を適用すべきであるが、ケーブル敷設状況によってはTSケーブルの損傷基準を適用することもできると規定している。

一方、原子力事業者は、施設の安全性について安全性向上評価を定期的実施し、その結果を原子力規制委員会に届け出るとともに公表することが義務づけられている[4]。この評価には確率論的安全評価（PRA）が含まれており、NPPにおけるハザードと事故シナリオを特定して炉心損傷確率（CDF）の評価を実施し、NPPの安全性を評価する必要がある。火災PRAでは火災の発生、延焼に伴う事象が評価されるが、ここでは特に火災発生の原因として事例の多いケーブル火災の評価が最も重要な評価項目の一つであり、そのためにケーブルの絶縁特性および難燃特性のより高い精度での解明が必要とされている。

NPPの火災シナリオでは、発火源としてはポンプの潤滑油、電気SWGR等が主であり、ターゲットとして延焼するものは、発電所内の各所に多くの場合ケーブルトレイに多段に敷設された最も火災荷重の多いケーブルである[5]。ケーブル火災がNPPの火災防護上重要な問題となるのは、火災によってケーブルの絶縁性が破壊され、安全機能を有する系統機器に影響が及ぶためである。

ケーブルの絶縁が破壊されるケースとしては、敷設されたケーブル内の導体間の絶縁の破壊、およびケーブルとケーブルトレイの間の絶縁の破壊が考えられる。その他に隣接するケーブル間での絶縁破壊も考えられるが、本試験ではケーブル火災時のケーブル絶縁破

壊の基本ケースを、敷設されたケーブル内の導体間（導体—導体間）およびケーブルとケーブルトレイの間（導体—トレイ間）の絶縁破壊と考え、この2つのケースに関して試験を行った。試験は、実際のNPPに設置されている多段トレイの下段に多く敷設され、最初に火災源の影響を受ける制御ケーブルと計装ケーブルを対象として実施した。

本研究では、(1) 現在わが国で使用されているケーブルのうち、特に基準適用性の判断が不明確なTS/TP混合材ケーブルについて、米国の基準に基づく材料区分別損傷基準を適用することの妥当性を確認すること、および(2) 今後の安全性評価において重要となる火災時のケーブルの温度と絶縁抵抗の時間変化を測定してその評価方法の適切性を確認することを目的にケーブル燃焼試験を実施した。

## 3.2 ケーブルの絶縁材および被覆材と試験対象ケーブルの分類

### 3.2.1 ケーブルの絶縁材及び被覆材

現在、NPP で使用されている主なケーブルの絶縁材および被覆材には下に挙げる材料（樹脂）が使われている。これらの樹脂は可燃性であり、熱および火炎を受けた場合に軟化、熔融、分解ガスの発生、および発火を起こす可能性があるため、NPP で使用されるケーブルの多くは様々な充填剤を添加することで、難燃性の向上が図られている。これらの難燃ケーブルについては、IEEE 383 等の実証試験によってその難燃性が示されている。

主なケーブル材料の性質としては、ポリエチレンはケーブル用としては特に絶縁用に使用されており可燃性で燃焼熱も大きく、熔融して延焼し、滴下する [6]。架橋ポリエチレンはポリエチレンに架橋剤を添加等して架橋を施すことにより耐熱性を大幅に向上させた材料であり、融点を超えても熔融しない [7]。ポリ塩化ビニル (PVC) は軟化するが熔融しにくいいため、これを難燃化してケーブル被覆材に使用すると、内部の絶縁体を熱から保護する効果が大きい [6]。EP ゴムは耐熱老化性、耐候性、耐有機化学薬品性に優れ、一般的に電線ケーブルの絶縁体に用いられる [8]。

### 3.2.2 試験対象ケーブルの分類

ケーブル火災の評価では、ケーブルが、それを構成する可燃性材料（主として絶縁材と被覆材）の燃焼特性の違いから、熱硬化性 (TS : Thermoset) ケーブルと熱可塑性 (TP : Thermoplastic) ケーブルの 2 種類に分類される。TP 材料は加熱されると溶解し、冷めると再び固まる。それに対して、TS 材料は加熱されると熔融温度に達する前に熱分解温度に達して炭化する。TS ケーブルは TP ケーブルに比べ、火災源としてみた場合には、発熱速度が低く、ターゲットとしてみた場合にはより高温に耐えることができる。

NUREG-1805 には TS 材料および TP 材料の一覧が示されており [9]、それを **Table 3.2-1** に示す。また、NUREG/CR-6850 ではケーブルの絶縁材と被覆材の種類ごとに、TS ケーブルとして扱うか TP ケーブルとして扱うかの分類が規定されている [3]。それらに基づいて本研究で使用したケーブルを分類した結果を **Table 3.2-2** に示す。NUREG-1805 では、今回の試験に使われたケーブルの被覆材であるビニル系材料は TP に、絶縁材である架橋ポリエチレンおよびエチレンプロピレンゴム (EP ゴム) は TS に分類されている。

NUREG/CR-6850 では、素材が絶縁材と被覆材とで異なる場合には、保守的に TP として扱うべきであるが、ケーブルの敷設形態によっては TS とすることもであるとされている。わが国の火災影響評価ガイド [2] では、ケーブルの TS と TP の分類については NUREG/CR-6850 の表 R-1 を参照しているが、ケーブル材料として TS と TP が混在している場合の両者の判定については NUREG/CR-6850 以上の規定はない。NUREG/CR-6850 表 R-1 のケーブル材料の組み合わせは、わが国の NPP で使われているケーブルの材料の組み合わせの一部に過ぎず、それ以外の組み合わせのものも多くある [10]。本研究で試験の対象とした混合材を含むケーブルの材料区分は、上述の、NUREG-1805 のケーブル材料区分を参考にしたものである。

**Table 3.2—1** Thermoplastic vs. thermoset cables [9]

<b>Thermoset Cable Construction</b>	<b>Thermoplastic Cable Construction</b>
Crosslinked polyethylene (XLPE)	Allied Chemical’s Halar (ethylene copolymer with chlorotrifluoroethylene)
Crosslinked polyolefin (XLPO)	DuPont’s PFA (perflouroalkoxy branched polymers)
Chloroprene rubber (CR)	Dynamit Nobel’s Dyflor (polyvinylidene fluoride)
DuPont’s Hypalon (Chlorosulphonated polyethylene)	Ethylenetetrafluoroethylene (ETFE) (known as Tefzel®)
Ethylvinyl acetate (EVA)	Fluorinated polyethylene-polypropylene (FEP) (known as Teflon®)
Ethylene propylene rubber (EPR)	Low and high polyethylene (PE)
Nitrile or rubber butadiene nitrite (NBR)	Nylon, chlorinated polyethylene (CPE)
Styrene butadiene rubber (SBR)	Polyvinyl chloride (PVC)
Polybutadiene, neoprene, and silicone	Polyvinyl fluoride (PVF) (known as Tedlar®)
	Polyurethane, polypropylene (PPE)
	Polytetrafluoroethylene (PTFE) (known as Teflon®)
	Teflon, and fluorinated polymers such as DuPont’s TFE copolymers with ethylene (known as Tefzel®)

**Table 3.2—2** Classification of cables used in tests

<b>Cable classification</b>	<b>Cable name</b>	<b>Insulator</b>	<b>Sheeth</b>	<b>Categorization</b>	<b>Number of conductor</b>	<b>Outer diameter (mm)</b>
Control cable	SHCVV	Special Heat Resistant vinyl (TP)	Heat Resistant vinyl (TP)	TP	8	14
	CCSHV	Cross-linked polyethylene (TS)	Special Heat Resistant vinyl (TP)	TS/TP (Mixed type)	2	9
Instrument cable	FR-STP	Fire retardant ethylene propylene rubber (TS)	Fire retardant Low hydrochloric acid Special Heat Resistant vinyl (TP)	TS/TP (Mixed type)	2	10.5

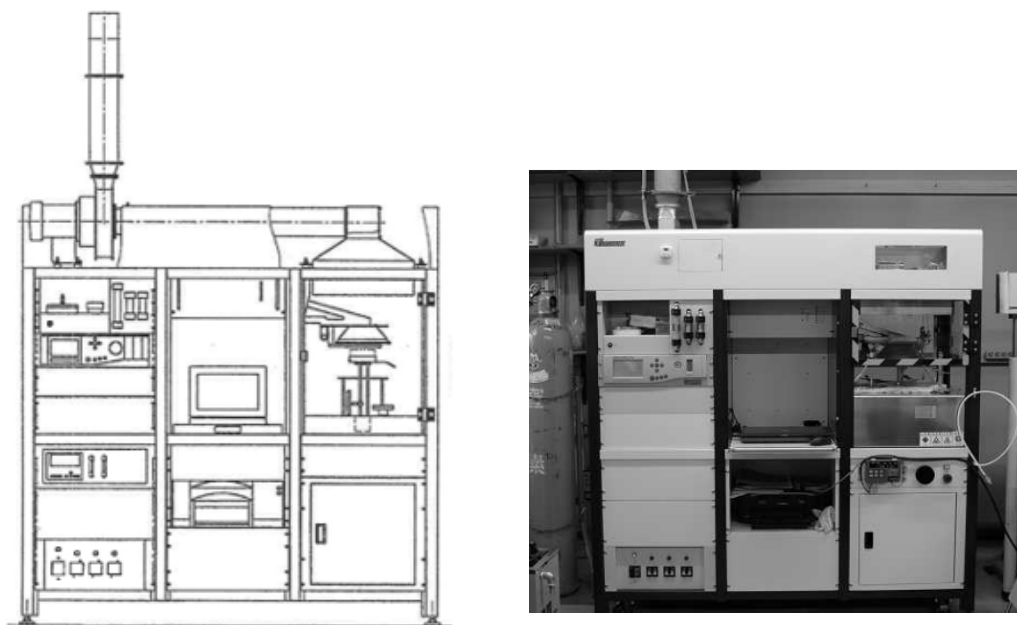


### 3.3 ケーブルの絶縁性・難燃性試験

#### 3.3.1 試験装置

試験は、**Fig. 3.3-1**に示すケーブル燃焼試験装置を使って行われた。この燃焼試験装置は、コーンカロリメータ試験装置を改良したもので、ケーブルトレイに敷設した長さ600mmのケーブルについて試験を行うことができる。ケーブルトレイとケーブルは下部の電子天秤から絶縁されており、ケーブルの絶縁抵抗を計測することができる。コーン型ヒーターの直径は200mmであり、長さ方向150mmの範囲で一定の温度が保たれる。ヒーターは単体で室温から800℃まで昇温可能である。試験に当たっては、ケーブル試験体の長さ方向の中央部表面の温度をレーザー温度計で計測し、試験条件の温度が保たれるようにヒーター温度が設定される。絶縁抵抗は、日置電気製の超絶縁計 SM-8215 を用いて計測され、その計測範囲は $2.5 \times 10^0 \sim 1.0 \times 10^7 \text{ M}\Omega$ である。

今回の試験では、金属トレイの上にケーブルを直接敷設したケーブルトレイ試験体について、発火スパークを断続的に発生させて高温環境を作ることで、加熱条件を変化させた場合のケーブルの絶縁抵抗および温度の時刻暦、およびその時の発火条件といった熱影響に関する詳細なデータを採取した。また、試験体にコーンカロリヒーターで放射熱を与えることで、一定の高温条件下でのケーブルの絶縁性、難燃性を評価した。



**Fig. 3.3-1** Cable burning test apparatus

#### 3.3.2 試験体用ケーブル

NPPでは様々な種類のケーブルが使われているが、入手可能性等を考えて今回の試験体としては混合材ケーブルを中心に次の仕様の3種のケーブルを採用した。それらのケーブルの構造を**Fig. 3.3-2**に示す。

- (1) 絶縁材が架橋ポリエチレン（TS 材）、被覆材が特殊耐熱ビニル（TP 材）の制御用 TS/TP 混合材ケーブル（CCSHV）
- (2) 絶縁材が EP ゴム（TS 材）、被覆材が難燃低塩素酸ビニル（TP 材）の計装用 TS/TP 混合材ケーブル（FR-STP）
- (3) 対照試験体としての、絶縁材が特殊耐熱ビニル（TP 材）、被覆材が耐熱ビニル（TP 材）の TP 制御ケーブル（SHCVV）

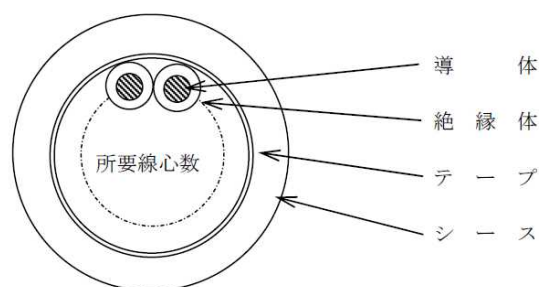


Fig. 3.3-2 Illustration of cable structure

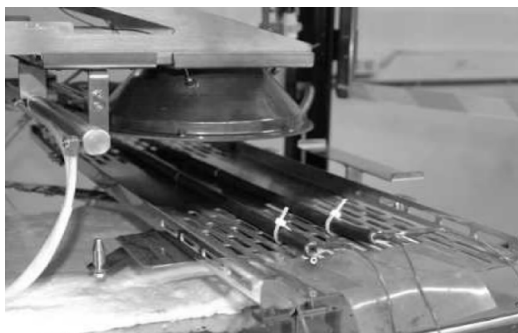
なお、評価結果に保守性を持たせるためには、経年劣化したケーブルを用いた評価を行うべきであるが、原子力発電プラント等で 40 年程度使用された劣化したケーブルは入手が難しいため、本試験では新しいケーブルを使用した。ケーブルの経年劣化については、熱および放射線による加速劣化に起因する酸素指数の変化を評価することで、難燃性の変化を評価することができる。ケーブルの構成材料の絶縁材および被覆材に関する熱・放射線劣化加速試験の結果では、経年劣化したケーブルと新品ケーブルの間で、酸素指数について劣化の変化が認められないことが、供用期間が 40 年に相当するケーブルについて報告されている [11]。したがって、新品のケーブルに関する本試験の評価結果は、NPP の供用期間におけるケーブルの損傷評価にも活用できると判断した。

### 3.3.3 試験条件

金属トレイ上に敷設された 3 種類のケーブルのそれぞれについて、コーンカロリーヒーターの温度を一定に保つことによって放射熱を与え、ケーブル表面の温度、絶縁抵抗、および短絡が発生するまでの時間を測定した。試験温度条件は、NUREG/CR-6850 に記された試験での損傷温度が TS ケーブルで 330°C、TP ケーブルで 205°Cであることを考慮して、200°Cから 550°Cの間に設定した。試験はそれぞれのケーブルについて 1 回行い、試験時間は、ほとんどの火災事故事例で火災が 120 分間以内に消火されている[12]ことを考慮して最長 120 分間とした。

NPP でのケーブル敷設形態、および火災源からケーブルに影響が及ぶ過程を考えると、ケーブルの損傷、すなわちケーブルの絶縁破壊は、ケーブル内の導体—導体間、および導体—ケーブルトレイ間の火災時短絡によって発生すると考えられる。そのため、本試験では基本要素としてケーブル内の導体間、およびケーブルとケーブルトレイとの間の絶縁抵抗の変化に着目した。

ケーブルトレイ上へのケーブルの敷設方法とケーブルトレイの設置方法を **Fig. 3.3-3** に示す。ケーブルトレイには2本のケーブルを敷設し、導体間、および導体とトレイの間の絶縁抵抗を測定した。絶縁抵抗を測定するための印加電圧は500Vとした。絶縁抵抗に関する損傷基準については、電気設備に関する技術基準を定める省令で、回路ごとに規定されている [13]。本試験で使用した制御ケーブル (CCSHV と SHCVV) については300V以上での絶縁抵抗基準値が0.4MΩであり、計装ケーブル (FR-STP) については150V以下での絶縁抵抗基準値が0.1MΩである。



**Fig. 3.3-3** Cable setting on cable tray

### 3.3.4 試験評価の方法

わが国の火災影響評価ガイド [2] では米国の火災 PRA 評価手法ガイド NUREG/CR-6850 が参照されているが、そこに示されているケーブルの損傷基準は発火・絶縁破壊の発生温度であり、TP ケーブルについては205°C、TS ケーブルについては330°Cとされている。

本試験では、NPP で使われている制御ケーブルおよび計装ケーブルに対するこれらの基準値の適用性を評価するために、ケーブルの温度と絶縁抵抗の時刻歴に基づいてケーブル試験体の絶縁破壊温度、発火温度、およびそれに到る（損傷に到る）時間を評価するとともに、各ケーブル温度における短絡発生時間、および特定の抵抗値に達するまでの時間を求める手法として、アレニウスプロットを用いて評価した。

実際の火災ではケーブルが加熱された際には熱による軟化や熔融、発泡などの変形、分解によるガス発生とその固体内拡散、気相における混合と発火が生じるが、これらはケーブルの敷設状態、延焼試験形態にも大きく依存するものである。本研究では、一般的に研究室規模で使用されているコーンカロリメータを改造して、試験装置として使用したために、多段反応を考慮した評価は行わなかった。本研究では、研究室規模の小規模試験での装置条件であること、および米国等での試験方法 [14] と類似させることを考慮して一段炭化反応の評価のみを行った。

## 3.4 ケーブルの絶縁性・難燃性試験の結果

### 3.4.1 試験結果

試験体の燃焼時の様子を Fig. 3.4-1 に、また加熱試験後のケーブル試験片の状態を Fig.3.4-2~Fig.3.4-4 示す。各ケーブルに関する試験中の絶縁抵抗と時間の関係、および温度と時間の関係について下記の結果が得られた。

- (1) TP 制御ケーブル SHCVV に関する試験で得られた、導体—導体間、および導体—トレイ間の絶縁抵抗と時間の関係を Fig. 3.4-5 および Fig. 3.4-6 に示す。いずれの場合も 550°C で発火が生じた。導体—導体間および導体—トレイ間の絶縁抵抗の短絡関係については、導体—導体間の方が、導体—トレイ間よりも低い温度で短絡が発生した。導体—導体間の絶縁抵抗と時間との関係を見ると、ケーブルの加熱とともに急激に絶縁抵抗が低下し、200°C では 120 分（7200 秒）まで絶縁抵抗が維持されたのに対して、340°C 以上では約 12 分（720 秒）以内に短絡が発生している。導体—トレイ間では、280°C では短絡が発生せず、120 分（7200 秒）間絶縁抵抗が保たれたのに対して、340°C では約 28 分（1700 秒）後に短絡が発生した。

加熱試験時のケーブルの変質状況は 340°C までは、被覆材材が Fig. 3.4-2 に示すように膨張し、被覆材、絶縁材とも熔融し、550°C で発火した。SHCVV ケーブルは被覆材、絶縁材とも熱可塑性のブルであるの、加熱とともに軟化、熔融し行くことが特徴である。

- (2) TS/TP 混合材制御ケーブル CCSHV に関する試験で得られた、導体—導体間、および導体—トレイ間の絶縁抵抗と時間の関係を Fig. 3.4-7 および Fig. 3.4-8 に示す。いずれの場合も 540°C より高い温度で発火が確認された。340°C では導体—導体間、および導体—トレイ間のいずれでも 120 分（7200 秒）間絶縁抵抗が保たれた。

加熱試験時のケーブルの変質状況は 340°C までは、被覆材材が Fig. 3.4-3 に示すように膨張する。490°C では被覆材は熔融するが、絶縁材材は熔融することなく、炭化している。CCSHV ケーブルは被覆材が熱可塑性材、絶縁材が熱硬化性材のケーブルであるので加熱時の変質形態が一樣ではない。

- (3) TS/TP 混合材計装ケーブル FR-STP の場合の導体—導体間、および導体—トレイ間の絶縁抵抗と時間の関係を Fig. 3.4-9 および Fig. 3.4-10 に示す。いずれの場合も 590°C より高い温度で発火が起きた。導体—導体間、および導体—トレイ間のいずれでも、310°C では絶縁抵抗が 120 分（7200 秒）間保たれた。ただし、310°C で 120 分後の絶縁抵抗が導体—トレイ間では約 0.5MΩ、導体—導体間では約 30MΩ となり、導体—トレイ間の方が絶縁抵抗の劣化が大きくなっている。

加熱試験時のケーブルの変質状況は 330°C までは、被覆材材が Fig. 3.4-4 に示すように膨張する。540°C では被覆材は熔融するが、絶縁材材は熔融することなく、炭化している。FR-STP ケーブルは被覆材が熱可塑性材、絶縁材が熱硬化性材のブルで

あるので CCSHV ケーブル同様加熱時の変質形態が一様ではない。

各ケーブルについて発火温度と 120 分間絶縁抵抗を維持できる温度をまとめると **Table 3.4-1** に示すようになり、損傷温度が米国基準の値とほぼ同じ温度になることが確認された。

**Table 3.4-1** Cable ignition temperature and insulation resistance maintenance temperature

Cable	Ignition temperature (°C)	Insulation resistance 120minutes Maintenance temperature (°C) (Between conductors)	Insulation resistance 120minutes Maintenance temperature (°C) (Between cable and tray)	Regulation criteria (°C) (NUREG6850)
SHCVV (TP)	550	200	280	TP : 205
CCSHV (TP/TS Mixed type)	540	340	340	TP : 205 TS : 330
FR-STP (TP/TS Mixed type)	590	310	310	TP : 205 TS : 330



**Fig. 3.4-1** View of cable heating by cone heater



SHCVV cable temperature 340°C



SHCVV cable temperature 550°C

Fig. 3.4—2 Cable feature after heating test (TP: SHCVV)



FR-STP cable temperature 330°C



FR-STP cable temperature 540°C

**Fig. 3.4—3** Cable feature after heating test  
(TP/TS: FR-STP)





CCSHV cable temperature 340°C



CCSHV cable temperature 490°C

**Fig. 3.4–4** Cable feature after heating test  
(TP/TS: CCSHV)



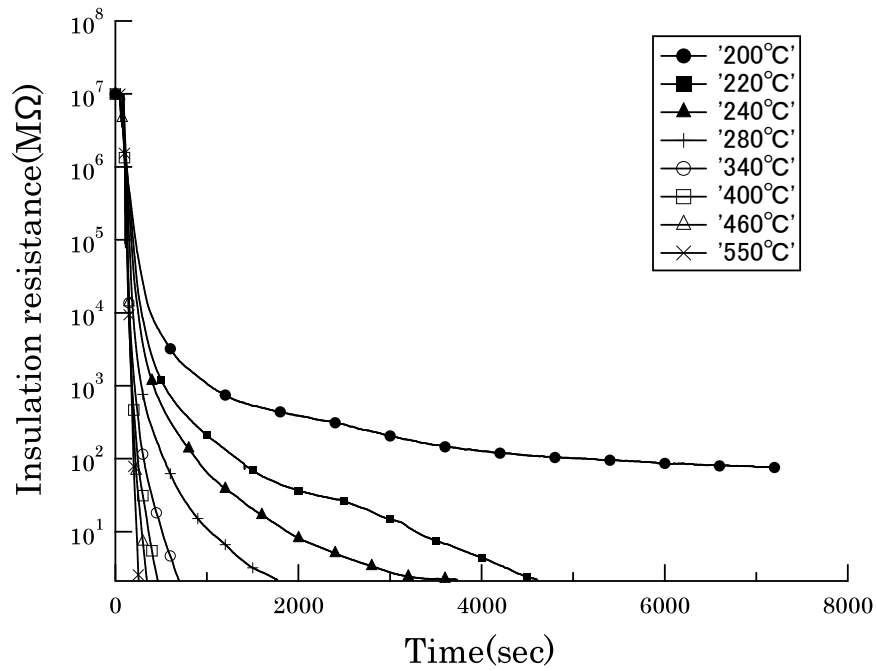


Fig. 3.4—5 Time variation of insulation resistance (SHCVV, between conductors)

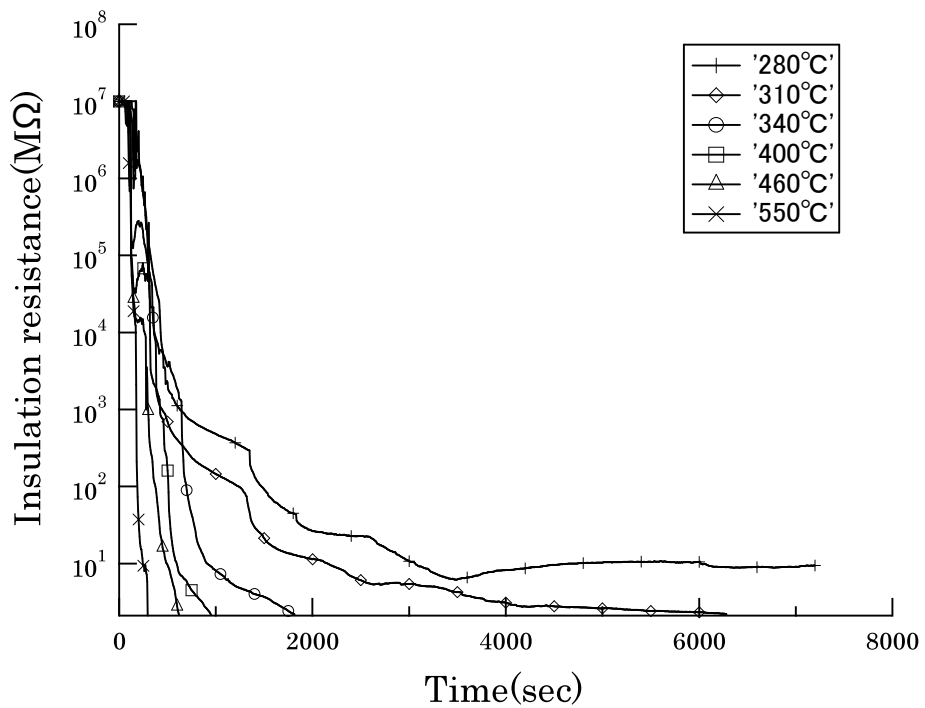
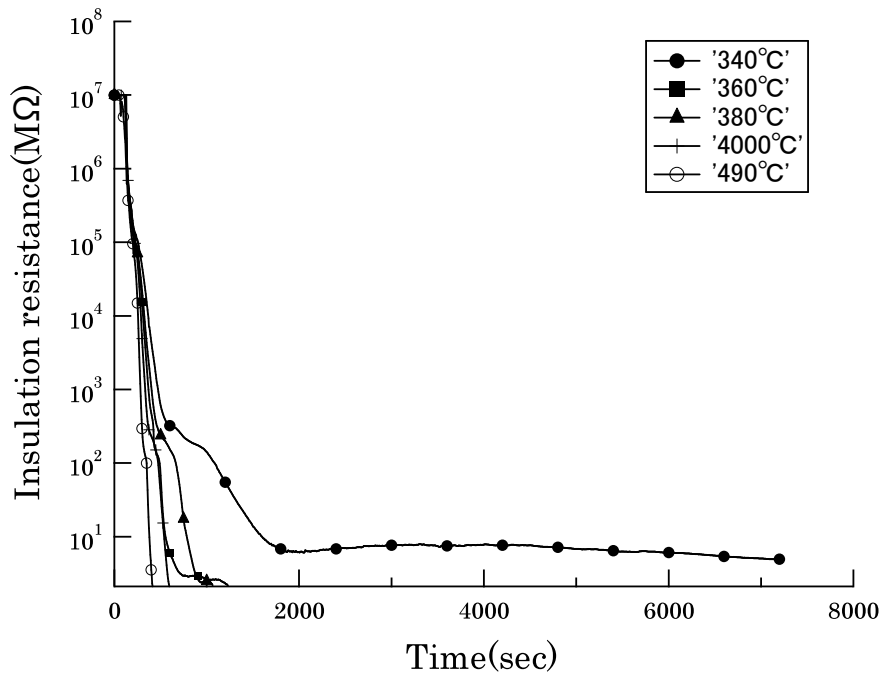
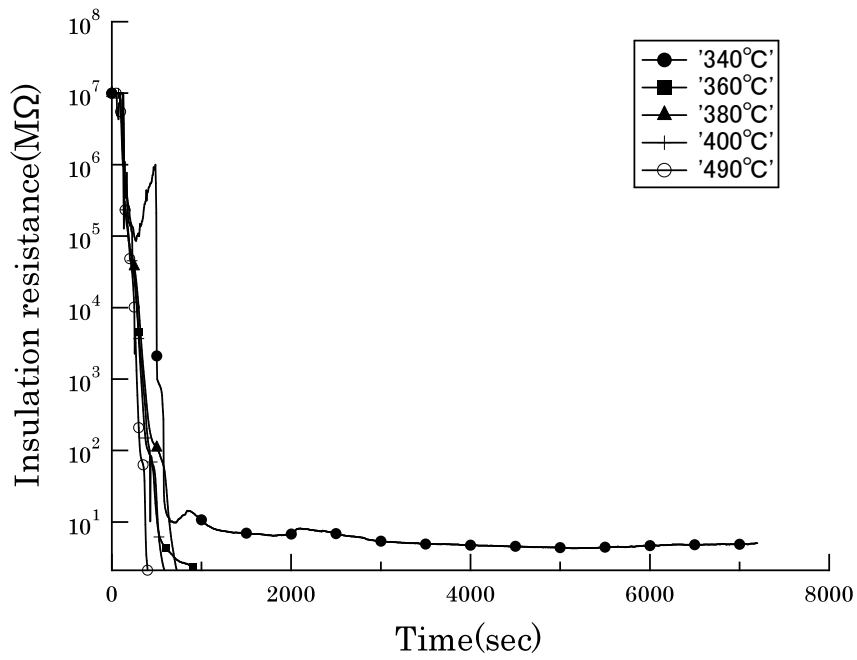


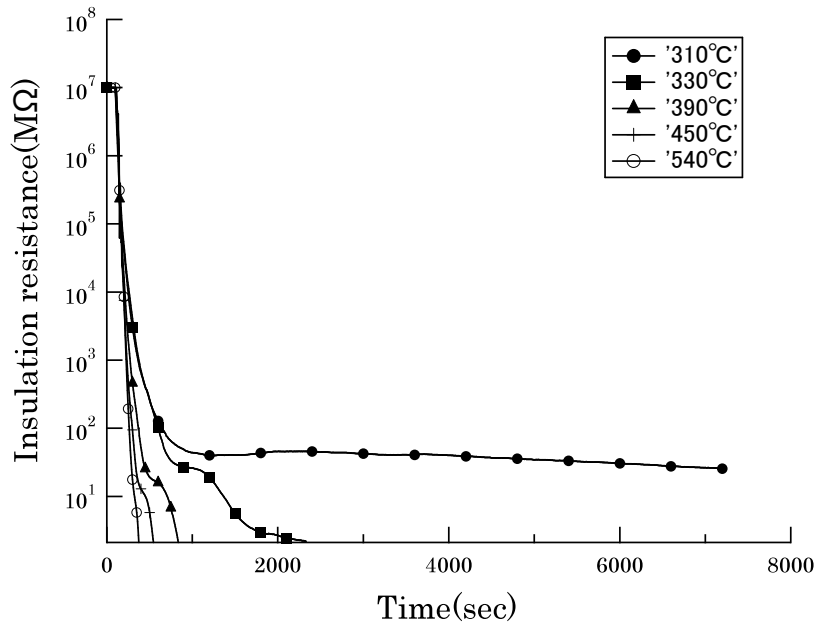
Fig. 3.4—6 Time variation of insulation resistance (SHCVV, between conductor and tray)



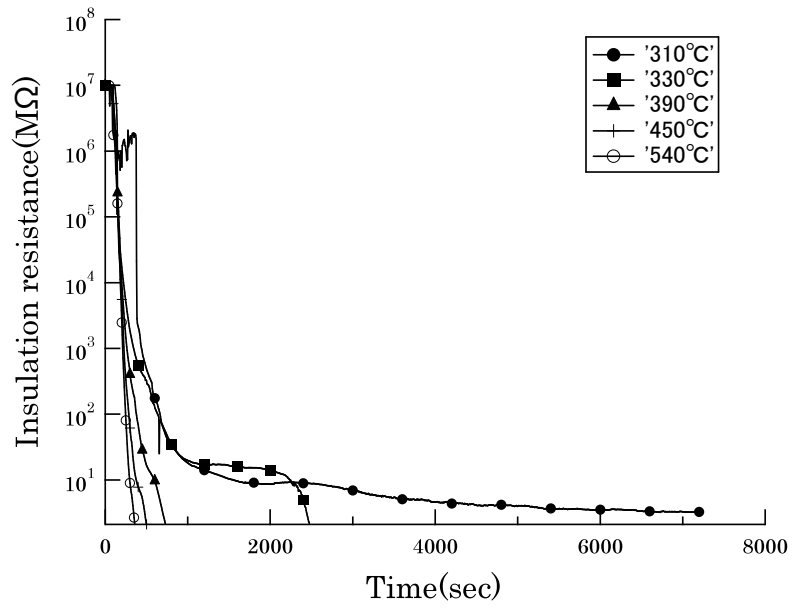
**Fig. 3.4—7** Time variation of insulation resistance (CCSHV, between conductors)



**Fig. 3.4—8** Time variation of insulation resistance (CCSHV, between conductor and tray)



**Fig. 3.4-9** Time variation of insulation resistance (FR-STP, between conductors )



**Fig. 3.4-10** Time variation of insulation resistance (FR-STP, between conductor and Tray)

### 3.4.2 導体-導体間と導体-トレイ間でのケーブル温度と短絡発生時間の比較

Fig. 3.4-11 ~ Fig. 3.4-13 に各ケーブルについて設定温度と短絡時間の関係を示す。縦軸はケーブル温度、横軸はケーブルの短絡時間 (対数) で、プロットされた各点は測定値、実線は近似曲線を表す。これらの図で、曲線の上側が発火や短絡の危険性のある領域、下側が短絡が発生しない安全な領域である。

なお、時間と絶縁抵抗の関係を表す近似曲線は、次の式で求めたものである。

$$\theta_s = \theta_\infty + (\theta_b - \theta_\infty) \exp(-At) \quad (3-1)$$

ここで、 $\theta_s$  はケーブルに短絡が発生する温度、 $\theta_\infty$  は絶縁抵抗が損失しない温度、 $\theta_b$  はケーブルの自然発火温度、 $A$  は材料定数を表す。 $\theta_\infty$  と  $\theta_b$  は試験によって得られた温度である。図に示されるように、近似曲線は概ね実験値と一致しており、短絡発生時間が温度に対して指数関数的に変化していることがわかる。

導体-導体間と導体-ケーブルトレイ間で、ケーブル温度と短絡時間を比較すると、TS/TP 混合材ケーブル CCSHV と FR-STP の場合にはそれほどの差はない。一方、比較試験体である TP ケーブル SHCVV の場合は、導体-ケーブルトレイ間の方が導体-導体間よりも短絡発生時間が長くなっている。これは、TP ケーブル SHCVV では熱によって熔融した被覆材および絶縁材がケーブルとトレイの間に流出して一時的に絶縁破壊を遅らせているためと考えられる。

絶縁材 (樹脂材料) では温度の上昇とともに絶縁抵抗が低下する。絶縁物が高い温度にさらされると、材料の物理的・化学的变化のために電気的性質および機械的性質が時間とともに変わって熱劣化が起きるが、その変化の内容は多様であることが知られている [15]。

TP ケーブル (絶縁材、被覆材とも特殊耐熱ビニル) SHCVV の場合には、発火温度 550°C で被加熱部が大きく膨張、熔融してから発火することが試験によって観測された。Fig.3.4-2 参照。一方、TS/TP 混合材ケーブル (絶縁材難燃性架橋ポリエチレン、被覆材難燃低塩酸特殊耐熱ビニル) CCSHV では、ケーブル被覆材の盛り上がりは小さいが 340°C 以上で炭化が発生し、被覆材が破損して芯線が露出してから発火することが観測された。Fig.3.4-3 参照。同じく混合材ケーブル FR-STP では、CCSHV と同じような変質及び燃焼傾向が見られた。Fig.3.4-4 参照。すなわち、ケーブルの被覆材および絶縁材の違いにより、絶縁材が TS 材である CCSHV、FR-STP では炭化した後に着火し、絶縁材と被覆材がともに TP 材である SHCVV では熔融した後に着火する傾向が見られた。絶縁抵抗の 120 分維持温度は同じ混合材ケーブルでも CCSHV は 340°C、FR-STP は 310°C で絶縁材が同じ熱硬化性材料でも材料の違い (CCSHV 絶縁材: 絶縁材難燃性架橋ポリエチレン、FR-STP 絶縁材: 難燃 EP ゴム) により、若干の温度差があるが、ほぼ同じであることが確認された。

多段トレイに密に敷設された TP ケーブルの場合には、熔融被覆物の燃焼が火災の拡大と延焼速度に大きく影響することが考えられる。

したがって、ケーブルの損傷評価に当たり、TP ケーブルについては導体—導体間の絶縁抵抗損傷データを用いることが妥当であると考えられる。

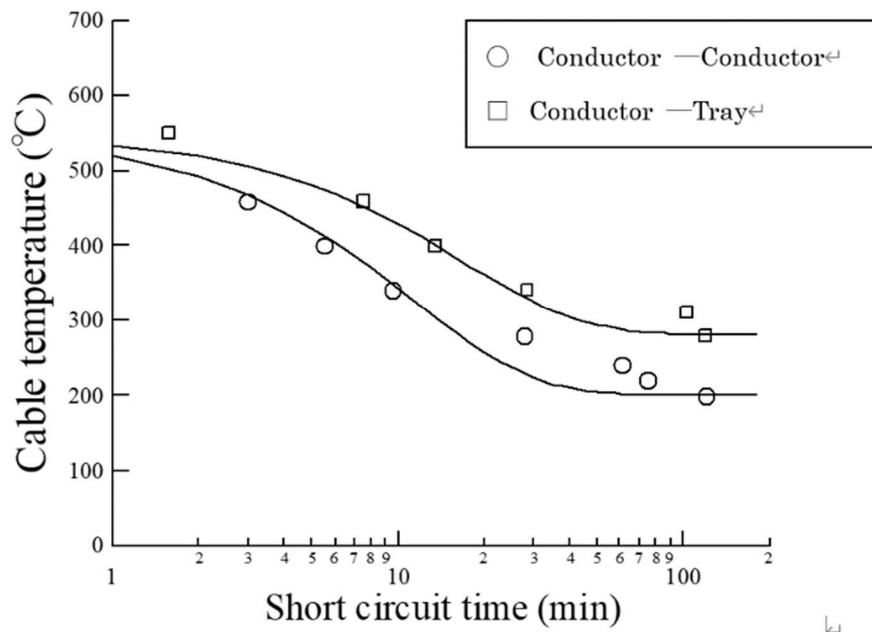


Fig. 3.4—11 Short circuit characteristics (SHCVV)

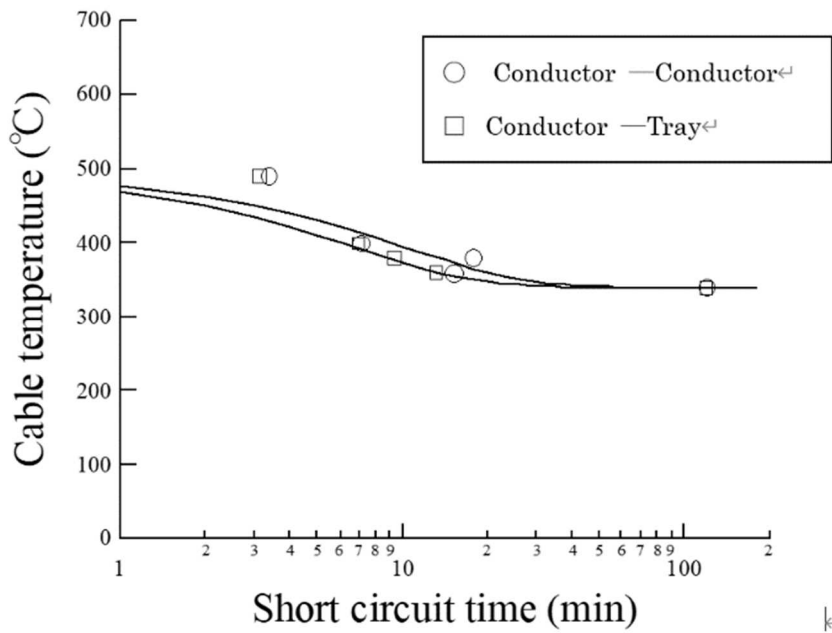


Fig. 3.4—12 Short circuit characteristics (CCSHV)

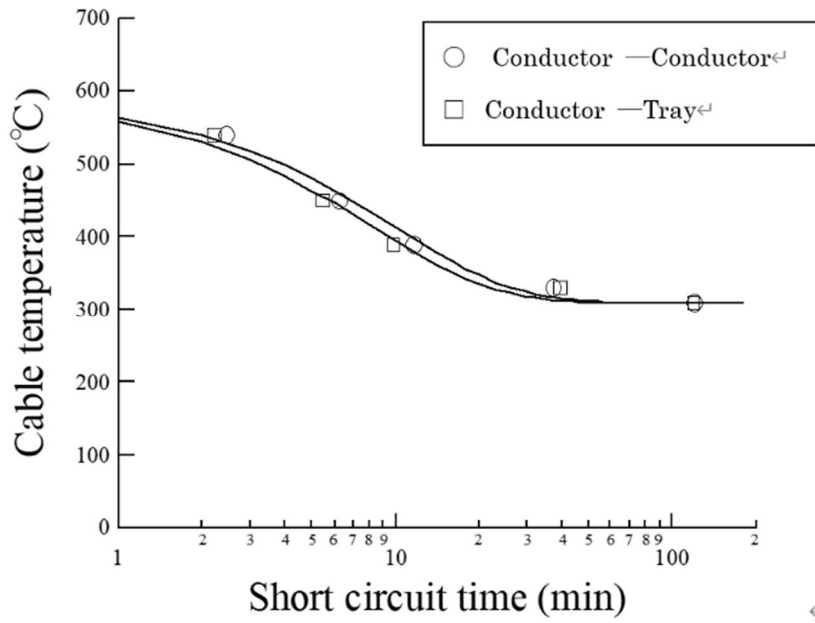


Fig. 3.4—13 Short circuit characteristics (FR-STP)

## 3.5 考察

### 3.5.1 わが国でのケーブル損傷評価に対する米国の損傷基準の適用性

今回の試験で得られた各ケーブルの絶縁破壊温度は、Table 3.4-1 に示すように、TS/TP 混合材ケーブル CCSHV では導体—導体間および導体—ケーブルトレイ間ともに 340°C、TS/TP 混合材ケーブル FR-STP では導体—導体間および導体—ケーブルトレイ間ともに 310°Cであった。それに対して、NUREG/CR-6850 の TS ケーブル損傷温度は 330°Cである。これは、絶縁材に TS 材を用いた混合材ケーブルの損傷温度が、被覆材が TP であっても、TS ケーブルの損傷温度と変わらないことを示している。

NUREG/CR-6850 では、TS/TP 混合材ケーブルについては一般的に TP 材料に対する損傷基準を適用すべきであるが、火災時に溶融した TP 材料がケーブル近傍にプール火災を形成しないと判断できる場合、すなわちケーブル間に明瞭な間隔があり、溶融した TP 被覆材が隣接ケーブルに延焼する恐れがない場合には、この TS/TP 混合材ケーブルを TS ケーブルとして扱うことができるとしている [3]。

今回の試験では、TS/TP 混合材ケーブルがケーブルトレイ上に明瞭な隙間間隔をもって敷設されており、TS ケーブルに関する NUREG/CR-6850 の損傷基準を適用することは妥当である。また、対照試験体 TP ケーブル SHCVV について今回の試験で得られた絶縁破壊温度は、導体—導体間で 200°C、導体—ケーブルトレイ間で 280°Cであり、NUREG/CR-6850 の TP ケーブルに関する損傷温度 205°Cとほぼ同じであり、この場合も NUREG/CR-6850 の損傷基準を適用することは妥当である。

今回の研究では絶縁材と被覆材がともに TS である TS ケーブルについては試験を行わなかったが、混合材ケーブルに関する試験結果から見て、TS ケーブルの損傷温度が NUREG/CR-6850 の TS ケーブル損傷基準と同等かそれ以上であることが十分に予想され、NUREG/CR-6850 の損傷基準を適用することは妥当であると考えられる。

以上のことから、本試験に用いたケーブルの構成材料と主成分が前述した NPP で使われている多くのケーブルの構成材料と主成分とほぼ同じであることを考慮すれば、米国の基準を参照した、わが国のケーブル損傷評価基準を適用することは適切であることが本研究によって確認されたと言える。

また、研究室規模で広く使われており、多くの実績があるコーンカロリメータを改造した装置を使った本試験の方法は、中～大規模な試験装置を使用することなく、実際のケーブルトレイに充填されたケーブルに関する研究室規模の試験に使えることが確認された。

ケーブルの損傷評価方法には、他にも NUREG/CR-6931 [14] で使われているペンライト試験装置による方法や ASTM E 1623 [16] に記載された中規模カロリメータを使った方法がある。今後は、それらの試験方法を用いた比較試験を行い、データの検証を行って、本試験の有効性をさらに評価することが考えられる。その際には、今回用いた試験



手法を拡張し、ケーブルトレイ中のケーブルの充填率を上げて、実際の敷設状態に近い形での試験を行うことが望まれる。

研究室規模で試験を実施できる本ケーブル試験方法は、事業者による今後の安全性向上評価のための、NPPの主要ケーブルに関する基礎データの収集に容易に活用できるものと考えられる。

### 3.5.2 火災時のケーブル温度と絶縁抵抗の時刻歴に基づく評価手法（アレニウスプロットを用いた絶縁抵抗の評価と短絡時間の推定）

ゴムおよび樹脂の劣化予測に関しては、アレニウスの法則を用いた評価手法が知られている。浦辺（2001年）は、熱劣化による材料内部の化学構造変化と特性値は相互に関数関係にあり、加熱温度（絶対温度）の逆数に対して寿命の対数が直線性を示すとして、(3-2)式を用いて材料の寿命予測ができるとしている [17]。

$$\log t_e = \frac{\Delta E}{RT} + b \quad (3-2)$$

ここで、 $t_e$  は寿命、 $\Delta E$  は見掛けの熱劣化の活性化エネルギー、 $R$  は気体定数、 $T$  は絶対温度、 $b$  は定数である。本試験で得られたデータについて、各ケーブルの絶縁抵抗が  $100\text{M}\Omega$ 、 $10\text{M}\Omega$  に至るまでの時間、および短絡が発生するまでの時間を寿命  $T_R$  とし、その時のケーブル温度を  $\theta$  としてアレニウスプロットを作成した結果を Fig. 3.5-1、Fig. 3.5-2、および Fig. 3.5-3 に示す。いずれのケーブルについても、プロットはほぼ直線上に乗っており、ケーブルの絶縁特性がアレニウスプロットを用いて整理できることが確認された。それぞれの図から次の式が成り立つことがわかる。

$$T_R = \exp\left(\frac{a}{\theta}\right) \quad (3-3)$$

ここで、 $\theta$  は絶対温度、 $a$  はアレニウスプロットにおける近似直線の傾き、 $T_R$  は寿命である。これによって、それぞれのケーブルの直線の傾き  $a$  から各温度における短絡発生時間、および各抵抗値に達するまでの時間を求めることができることが示された。

アレニウスプロットでは、CCSHV 混合材ケーブルの場合は、温度による絶縁抵抗の変化がリニアでなく、アレニウスプロットの直線に若干ずれがあるが、これは、ケーブル断面の構造の違い及び積層材料のガラス転移温度の違いによる絶縁抵抗変化が温度に一律でないことが推測される。しかし、絶縁抵抗の維持温度では同じ混合材ケーブルでも、若干の温度差があるが、ほぼ同じであることが確認されている。また、同じ混合材ケーブル FR-STP はアレニウスプロットによく乗っている。このことより、本アレニウスプロットによる評価手法は、さらに多くのケーブル試験によるデータを取得することにより、ケーブルの材料区分に応じた一般化と精度向上は可能と考える。

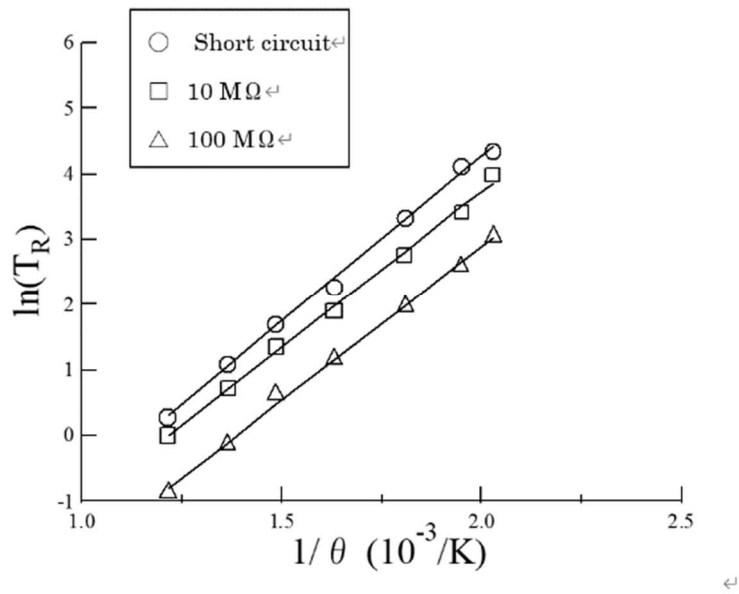


Fig. 3.5-1 Arrhenius' plots (SHCVV)

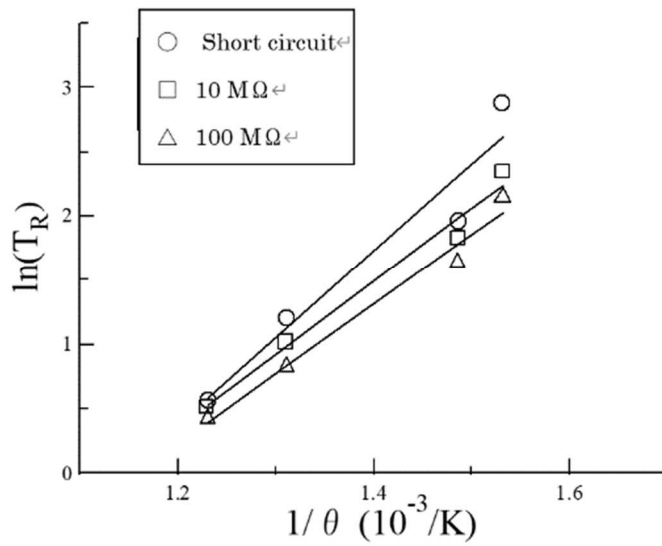


Fig. 3.5-2 Arrhenius' plots (CCSHV)

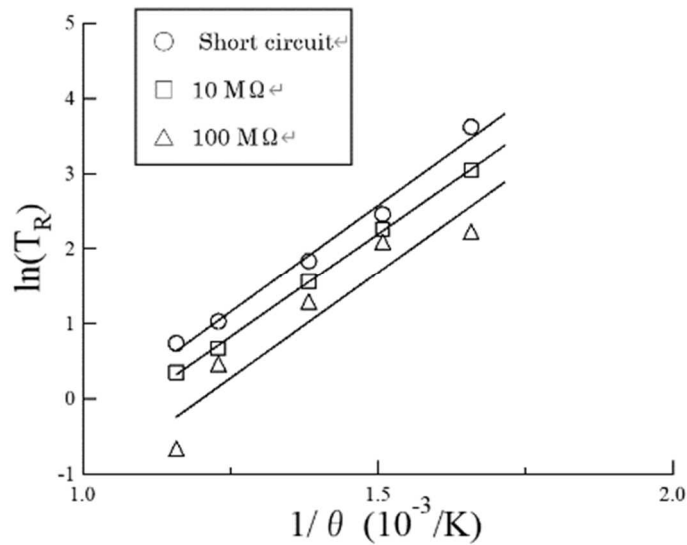


Fig. 3.5—3 Arrhenius' plots (FR-STP)

火災 PRA では、事故シナリオごとに炉心損傷確率（CDF）を評価するために、火災損傷時間等に関するパラメータ解析が必要になる。各種ケーブルに関する損傷基準、およびケーブル温度と絶縁抵抗の時刻歴に基づくアレニウスプロットを用いた評価手法は、そのような解析に活用できるものと期待される。また、安全性向上評価に際しては、ケーブルが損傷に至るまでの時間をこの手法を用いて評価することによって、火災感知設備や消火設備の有効性を評価することが可能である。

火災時のケーブル温度と絶縁抵抗の時刻歴に基づくアレニウスプロットを使う手法は、個別プラントの安全性向上評価における火災 PRA を用いた火災影響評価に使うことができるが、今後は、NPP で使われている様々な材料のケーブルについて、その汎用性を高めるために、動力ケーブルを含む多くの種類のケーブルに関する試験を実施することが望まれる。

### 3.6 第3章のまとめ

本研究で行われたケーブル燃焼試験によって、NUREG/CR-6850 に示された材料区分別損傷基準の適用性に関する判断基準が不明確な、絶縁材に熱硬化性（TS）材料、被覆材に TP 材を使った TS/TP 混合材ケーブル、および絶縁材と被覆材に熱可塑性（TP）材料を使った TP ケーブルについて、以下の結論が得られた。

TS/TP 混合材ケーブルの場合、ケーブルがケーブルトレイ上に明瞭な隙間間隔で敷設されている場合には、NUREG/CR-6850 の TS 損傷基準を適用することができる。また、対照試験体である TP ケーブルに関する試験で得られた損傷温度は、NUREG/CR-6850 の TP ケーブル損傷基準の温度とほぼ同じである。このことより、TS/TP 混合材ケーブルを含むわが国規格のケーブルに NUREG/CR-6850 の材料区分別基準を適用することは妥当だと言える。

ケーブル火災時を想定した場合の短絡発生時間および絶縁抵抗は、ケーブル温度に対して指数関数的に変化する。この関係すなわち時間依存のケーブルの絶縁特性はアレニウスプロットを用いて整理することができ、アレニウスプロットを使って各ケーブル温度における短絡発生時間と各抵抗値に達するまでの時間を求めることができる。

本研究によって新たに得られたこれらの知見は、今後の NPP の安全性向上評価における火災 PRA を用いた火災影響評価に活用することができる。

### 第3章の参考文献

- [1] Nuclear Regulation Authority, *Standard for the Examination of Practical Power Generation Nuclear Reactors and Associated Facilities Regarding their Fire Protection*, 19, June 2013 [in Japanese]. <https://www.nsr.go.jp/data/000069151.pdf>
- [2] Nuclear Regulation Authority, *The Guide for Evaluating the Effects of Internal Fires at Nuclear Power Stations*, 19, June 2013 [in Japanese]. <https://www.nsr.go.jp/data/00198397.pdf>
- [3] U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research / Electric Power Research Institute, *Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities Volume 2: Detailed Methodology*, NUREG/CR-6850, September 2005, Appendix H. <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6850/v2/cr6850v2.pdf>
- [4] Nuclear Regulation Authority, *Operation guide for safety improvement evaluation of Practical Power Generation Nuclear Reactors*, November 27, 2013, [in Japanese]. <https://www.nsr.go.jp/data/000069245.pdf>
- [5] U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research, *Nuclear Power Plant Fire Modeling Analysis Guidelines INPP FIREMAG*, NUREG -1934, November 2012. <https://www.nrc.gov/docs/ML1231/ML12314A165.pdf>
- [6] E. Oda, “Electric cable, Trends in flame retardancy of electric wires and cables”, *the Journal of the Institute of Electric Engineers of Japan*, Vol .101, No.2, December 5, 1980, [in Japanese], [https://www.jstage.jst.go.jp/article/ieejjournal1888/101/2/101\\_2\\_104/\\_article/-char/ja/](https://www.jstage.jst.go.jp/article/ieejjournal1888/101/2/101_2_104/_article/-char/ja/)
- [7] K, Asai, M. Shimada, “History and future of cross-linked polyethylene cable”, *the Journal of the Institute of Electric Engineers of Japan*, Vol .115-B, No.8, December 5, 1995, [in Japanese]. [https://www.jstage.jst.go.jp/article/ieejpes1990/115/8/115\\_8\\_865/\\_article/-char/ja/](https://www.jstage.jst.go.jp/article/ieejpes1990/115/8/115_8_865/_article/-char/ja/), (cited 2020 April 25).
- [8] SUMIDEN HITACHI CABLE Ltd., *Technical data of Sumiden Hitachi Cable Ltd.*, “Cable components materials”, [in Japanese]. [http://www.hst-cable.co.jp/products/tech\\_info.html](http://www.hst-cable.co.jp/products/tech_info.html)
- [9] U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research, *Fire Dynamics Tools (FDT) Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program*, NUREG-1805, December 2004. <https://www.nrc.gov/docs/ML0432/ML043290075.pdf>
- [10] Tohoku Electric Power Co., Inc, *Document 1-1-3 of the 534th Review Meeting Concerning New Nuclear Power Plant Compliance explanatory papers on fire protection of Onagawa No.2 Power Plant*, “Flame-retardant compatibility status of cable”, December 19, 2017, Attachment 1-Material 1-Attachment, [in Japanese]. <https://www2.nsr.go.jp/data/000213601.pdf>
- [11] The Japan Atomic Power Company Tokai No.2 Power Station, *Explanatory papers on fire protection of Tokai No.2 Power Plant*, “Cable ageing over the life”, Tokai No. 2 Power Plant Construction plan, July 12, 2018, Supplement-300-01 Rev 9, [in Japanese]. <http://www.nsr.go.jp/data/000242037.pdf>
- [12] H. Shimada, *Trend Analysis of Fire Events at Nuclear Power Plants*, Japan Atomic Energy Association Annual Meeting / Convention proceedings 2007f (0). October 20

- 07, [in Japanese]. [http://www.inss.co.jp/wp-content/uploads/2017/03/2007\\_14J326\\_336.pdf](http://www.inss.co.jp/wp-content/uploads/2017/03/2007_14J326_336.pdf)
- [13] Ministry of International Trade and Industry, *Ministerial Ordinance for Establishing Technical Standards for Electrical Equipment, Ministry of International Trade and Industry*, Ministry of International Trade and Industry Ordinance, March 29, 1997, [In Japanese].
- [14] U.S. Nuclear Regulatory Commission, *Cable response to Live Fire (CAROLFIRE) Volume1: Test Descriptions and Analysis of Circuit response Data*, NUREG/CR-6931, Vol.1, SAND2007-600/V1, April 2008. <https://www.nrc.gov/docs/ML0811/ML081190230.pdf>
- [15] Y. Saito, “Thermal degradation test for electrical insulation”, *Journal of the Japan Society for testing materials*, Vol.5, No.38, November 1956, [in Japanese]. [https://www.jstage.jst.go.jp/article/jsms1952/5/38/5\\_38\\_629/\\_pdf](https://www.jstage.jst.go.jp/article/jsms1952/5/38/5_38_629/_pdf)
- [16] *Standard Test Method for Determination of Fire and Thermal Parameters of Materials, Products, and Systems Using an Intermediate Scale Calorimeter (ICAL)*, ASTM E 1623, ASTM International, West Conshohocken, PA, 2011.
- [17] S. Urabe, “Life prediction of solid electrical insulation materials and judgment of equipment deterioration”, *Journal of Materials Life Society*, Vol.13, No.1, January 2001, [in Japanese]. [https://www.jstage.jst.go.jp/article/mls2001/13/1/13\\_1\\_23/\\_article/-char/ja/](https://www.jstage.jst.go.jp/article/mls2001/13/1/13_1_23/_article/-char/ja/)

## 第4章 結語

発生エネルギーを含め未解明な部分のある高エネルギーアーク事故事象について、東北地方太平洋沖地震において発生した女川原子力発電所 1 号機の高圧電源盤 HEAF を評価事例として、実スケールの再現試験による評価を行った。その結果、HEAF 時の全体エネルギーを評価するにはアルミニウム母線材料の酸化エネルギーを発生電気エネルギーに加えて評価することが重要であることを明らかにした。本研究の結果、米国規制委員会 NRC では、2018 年より HEAF 時のアルミニウム導体のアークによる発生する粒子と発生速度および発生エネルギーの評価試験を開始する一要因となった。また、本研究を基に、日本の原子力規制庁より 2017 年に「高エネルギー損傷 (HEAF) に係る電気盤の設計に関する審査ガイド」が発行され、事業者による高エネルギーのアーク放電による電気盤の損傷の拡大を防止するため必要な措置を講じる対策が実施されている。

今後の研究課題としては、高電圧開閉器が設置されている火災区域、火災区画に適用されるアークフラッシュによる衝撃波の圧力評価モデルについて、実験による検証が望まれる。

次に、HEAF に係る二次火災の影響評価について重要なケーブルの火災時の損傷評価において、材料区分に応じた現行の米国の基準を参考とするケーブル損傷基準が日本のケーブルにおいても妥当であることを明らかにした。そしてケーブルの絶縁破壊に至る温度と時間の関係をアレニウスプロットで表すことで合理的に火災時のケーブル損傷評価が可能であることを示した。これらのことにより、原子力発電所の継続的安全性評価が合理的に評価できる手段を提供することができた。今後の研課題としては、原子力発電所で使用されている、多くのケーブルについて、本試験と同様の多くのデータを収集し、ケーブルの用途および材料区分に応じた絶縁抵抗と温度の関係の一般化モデルを構築することが望まれる。

## 関連発表論文等

- Susumu Tsuchino, Akihiro Matsuda, Stephen L.Turner, “Structural Effect Caused by High Energy Arcing Faults at Nuclear Power Plants”, Proceedings of 25th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology 2019 (SMiRT 25), Volume 2, D4-S2, pp. 1267-1272, 2019
- 土野進、松田昭博, ” 材料区分別損傷基準を考慮した原子力施設におけるケーブル火災時の損傷評価”、日本原子力学会和文誌、Vol.19. No.04, 2020 年 12 月.
- S. Tsuchino, H. Kabashima, S. Turner, S. Mehta, D. Stroup, N. Melly, G. Taylor, F. Gonzalez, “Nuclear Regulatory Authority Experimental Program to Characterize and Understand High Energy Arcing Fault (HEAF) Phenomena”, NUREG/IA-0470 Volume 1, August 2016.
- 椛島 一、土野 進、“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”、原子力規制庁、NRA技術報告シリーズ NTEC-2016-1002, 2016年3月.
- Takashi Ishibashi, Susumu Tsuchino, Shiro Matsumoto, Fumio Kasahara, Clogging of HEPA Filters by Soot During Fire Events in Nuclear Fuel Cycle Facilities”, Nuclear Technology, Vol.187, No.1, July, 2014.
- 佐野理志、白井孝二、服部康夫、須藤仁、土野進、“換気制限下における密閉空間内の火災挙動把握と火災予測評価手法の検討”、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 12, No. 1, 2013 年.



## ◇ 謝 辞 ◇

本論文は筆者が筑波大学大学院 システム情報工学科 構造エネルギー工学専攻 博士後期課程に在籍中の研究成果をもとめたものである。同専攻准教授 松田昭博先生には指導教官として本研究の実施の機会を与えて戴き、その遂行にあたって終始、ご指導戴いた、ここに感謝の意を表す。同専攻教授 河井昌道先生、並びに、同専攻准教授 松田哲也先生、同専攻准教授 藤野貴康先生、そして、東京都市大学 理工学部原子力安全工学科共同原子力領域教授 大鳥靖樹先生には副査として助言を戴くとともに本論文の細部にわたりご指導を戴いた、ここに深く感謝の意を表す。本研究の2章の試験研究では、共同研究者である米国コンサルタント Stephen L. Turner 氏には、本研究に係る試験計画の立案、試験体の調達、試験場の選定、米国規制委員会 (NRC) と原子力規制委員会との共同技術報告書の作成への支援および、本研究についての有益な助言と協力を戴いた、ここに深く感謝の意を表す。2章の共同研究者である原子力規制庁技術基盤グループシステム安全研究部門主任技術研究調査官 椛島一氏には、試験研究の実行と研究成果のまとめるにあたって、多大な支援を戴いた、ここに深く感謝の意を表す。米国原子力規制委員会 (NRC) 原子力規制研究部 火災研究部門長 Mark Henry Salley 氏には、2章の試験の実行にあたっての一部測定機器の提供と測定および評価の支援そして有益な助言を戴いた。ここに深謝の意を表す。フランス放射線防護原子力安全研究所 (IRSN) 原子力安全研究部門次長 Richard Gonzalez 氏には、2章、3章のケーブルへの火災延焼に関する有益な助言と励ましを戴いた、ここに深く感謝の意を表す。原子力安全基盤機構 OB 横山勉氏には、論文の内容に係る有益な助言と支援を戴いた、ここに深く感謝の意を表す。日本エヌ・ユー・エス株式会社 斉藤健氏、長岐雅博氏、三菱商事パワーシステムズ 西脇泰行氏には米国における試験の実行手配と技術支援および試験ケーブルの調達に係る多大な協力を戴いた、ここに深く感謝の意を表す。2章の研究は経済産業省 原子力安全・保安院平成 24, 25 年度原子力防災分野の規制高度化研究事業において (独) 原子力安全基盤機構 (平成 26 年 3 月に原子力規制庁へ統合) が実施したものである。3章の研究は、(独) 原子力安全基盤機構委託研究「平成 24 年度、平成 25 年度コンポーネント火災時熱劣化試験」により筑波大学が実施したものである。

最後に、本論文の執筆にあたり、励まし、支援してくれた家族に心より感謝の意を表す。

## 公表論文リスト

### 1. 【参考論文】

本論文の主内容は、下記(1)~(4)として公表済みである。

・公表済み論文

- (1) **Susumu Tsuchino**, Akihiro Matsuda, Stephen L.Turner, “Structural Effect Caused by High Energy Arcing Faults at Nuclear Power Plants”, Proceedings of 25th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology 2019 (SMiRT 25), Volume 2, D4-S2, pp. 1267-1272, 2019
- (2) **土野 進**、松田 昭博, ”材料区分別損傷基準を考慮した原子力施設におけるケーブル火災時の損傷評価”、日本原子力学会和文論文誌、Vol.19、No.04、pp.201-210、2020
- (3) Takashi Ishibashi, **Susumu Tsuchino**, Shiro Matsumoto, Fumio Kasahara, “Clogging of HEPA Filters by Soot During Fire Events in Nuclear Fuel Cycle Facilities”, Nuclear Technology, Vol.187, pp. 57-68, 2014
- (4) 佐野 理志、白井 孝二、服部 康夫、須藤 仁、**土野 進**、 “換気制限下における密閉空間内の火災挙動把握と火災予測評価手法の検討”、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 12、No. 1、pp. 32-42、2013

### 2. 【その他の論文】

・公表済み論文

本論文に関連があり専門家によるピアレビューを受けた国際レポート

- (1) **Susumu Tsuchino**, Hajime Kabashima, Stephen L.Turner, Shivani Mehta, David Stroup, Nick Melly, Gabriel Taylor, Felix Gonzalez, ”Nuclear Regulatory Authority Experimental Program to Characterize and Understand High Energy Arcing Fault (HEAF) Phenomena”, NUREG/IA-0470, International Agreement Report, Volume1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2016

本 NUREG レポートは米国原子力規制委員会 (NRC) が規制上の決定、調査結果、事故事象の調査結果、およびその他の技術的および管理的情報に関するレポートであり、本報告書は日本の原子力規制委員会と米国 NRC との国際協力協定に基づき作成されたものである。