

## 安全研究成果報告（案）

RREP-2020-1001

# 安全研究成果報告(案)

S/NRA/R Research Report

## 電気・計装設備用高分子材料の 長期健全性評価に係る研究

Study on long-term integrity of polymer materials for electrical equipment

皆川 武史 渡辺 藍己 池田 雅昭 田口 清貴

MINAKAWA Takefumi, WATANABE Aiki, IKEDA Masaaki, and TAGUCHI Kiyotaka

システム安全研究部門

Division of Research for Reactor System Safety

原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department,

Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

令和 XX 年 XX 月

Month 20XX

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究プロジェクトの活動内容・成果をとりまとめたものです。

なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本報告の内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

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

## 電気・計装設備用高分子材料の長期健全性評価に係る研究

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ  
システム安全研究部門  
皆川 武史 渡辺 藍己 池田 雅昭 田口 清貴

## 要 旨

原子力発電所の原子炉格納容器内で使用される電気ケーブルや原子炉格納容器電線貫通部（電気ペネトレーション、以下「電気ペネ」という。）等の安全系の電気・計装設備は、供用期間中において、例えば冷却材喪失事故のような設計基準事故を含め、想定される環境条件下において、機能を維持することが求められる。さらに、2013年に施行された日本の規制基準では、重大事故（以下「SA」という。）等の対策が要求されており、SA対策の一環として、SAに対処するために必要なパラメータを測定するため、有効な情報を把握できる設備の設置が求められている。重大事故等対処設備に属する一部の電気・計装設備は、この目的で使用される。すなわち、これらの電気・計装設備は、供用期間中の通常運転時の経年劣化を受けた後であっても、SA環境条件下において意図した機能を維持することが必要である。

原子力規制庁長官官房技術基盤グループは、ケーブルを対象とした研究を平成23年度から28年度に行い、SAを模擬した蒸気暴露中においてケーブルの電気絶縁抵抗が大きく低下することが分かった。本研究では、SA環境下における電気ペネの電気絶縁性能を調べるための試験を学校法人早稲田大学への委託研究事業により行った。国内の加圧水型原子力発電所と沸騰水型原子力発電所において使用されている常設重大事故等対処設備に属する電気ペネに対して、それぞれ熱・放射線同時暴露により供用期間相当の経年劣化を付与した上で、SA時の放射線劣化を模擬するための放射線暴露を行った。その後、電気ペネをSA環境模擬蒸気暴露試験装置内に設置して種々の試験条件に暴露し、試験中の電気ペネの絶縁抵抗を測定した。その結果、蒸気暴露中においては、電気ペネの絶縁抵抗が低下することが分かった。また試験後、供試体の劣化状況を熱特性、機械特性、誘電特性に関する機器分析手法等により調べた。

**Study on long-term integrity of polymer materials for electrical equipment**

MINAKAWA Takefumi, WATANABE Aiki, IKEDA Masaaki, and TAGUCHI Kiyotaka  
Division of Research for Reactor System Safety,  
Regulatory Standard and Research Department,  
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

## Abstract

Safety-related electrical and I&C equipment, such as electrical cables and containment electrical penetrations assemblies (hereinafter referred to as electrical penetration) used in a primary containment vessel in nuclear power plants, are required to maintain their intended functions under all the postulated environmental conditions, including design-basis accidents, such as loss-of-coolant accidents, throughout their service life. Additionally, the regulatory requirements in Japan, which were put into effect in 2013, require measures for the prevention of a severe accident (SA) as well as mitigation of the consequences. As part of these measures, it is required to install equipment that can grasp effective information in order to estimate the parameters required to deal with SAs. Certain safety-related electrical and I&C equipment in the category called “SA equipment” are used for this purpose. Accordingly, these electrical and I&C equipment must maintain their intended functions during SA environments after having been aged under normal operating conditions throughout their service life.

The Regulatory Standard and Research Department of the Secretariat of Nuclear Regulation Authority conducted a research on cable aging from FY2011 to FY2016 and it was found that electrical insulation resistance of cables decreased significantly during the steam exposure that simulated SA. In this research, a series of tests to examine the electrical insulation performance of electrical penetrations under SA conditions were conducted in a research program entrusted to Waseda University. Electrical penetrations that are part of SA equipment for the pressurized water reactors and for the boiling water reactors were pre-aged via simultaneous thermal and radiation exposure. Then, these electrical penetrations were exposed to high-dose radiation and subsequently high-temperature steam to simulate an SA. The electrical insulation resistance of the electric penetration was monitored during steam exposure. The electrical insulation resistance of the electric penetration decreased significantly during steam exposure owing to elevated temperature and moisture intrusion. After the steam exposure test, the deterioration state of the electrical penetration was examined in terms of thermal, mechanical and dielectric properties via instrumental analyses.

## 目 次

1. 序論 .....	1
1. 1 背景 .....	1
1. 2 目的 .....	2
1. 3 全体行程 .....	2
2. 本論 .....	4
2. 1 研究の概要 .....	4
2. 2 SA 時環境模擬下での電気ペネの健全性評価研究 .....	5
2. 2. 1 評価対象電気ペネの選定及び作製 .....	5
2. 2. 2 健全性評価試験手順 .....	7
2. 2. 3 事前劣化条件の設定及び実施 .....	9
2. 2. 4 SA 時環境模擬試験条件の設定 .....	12
2. 2. 5 SA 時環境模擬試験の実施 .....	15
2. 3 高分子材料劣化評価研究 .....	21
2. 3. 1 ポッティング材の劣化特性の調査・試験 .....	21
2. 3. 2 ケーブル用絶縁材の劣化特性の調査・試験 .....	26
3. 結論 .....	40
3. 1 成果の要点 .....	40
3. 2 目的の達成状況 .....	40
3. 3 成果の活用等 .....	40
参考文献一覧 .....	41
主な執筆者一覧 .....	45

## 表 目 次

表 2.2.3.1	AEA 研究 <sup>10</sup> で設定した劣化条件.....	9
表 2.2.4.1	SA 時に対する電気ペネの試験条件.....	14
表 2.3.1.1	H-EP 及び S-EP の熱・放射線劣化条件.....	22
表 2.3.2.1	試験ケーブルの名称、製造メーカー、材料、構造.....	26
表 2.3.2.2	ケーブル供試体及び劣化条件.....	28
表 2.3.2.3	ケーブル供試体及び劣化条件.....	33
表 2.3.2.4	管状供試体.....	36

## 目 次

図 1.3.1	本研究の全体行程図	3
図 2.1.1	電気ペネの構造模式図	4
図 2.2.1.1	選定した PWR プラント用電気ペネ外形図	6
図 2.2.1.2	選定した BWR プラント用電気ペネ外形図	6
図 2.2.2.1	これまでの研究及び本研究の試験手順	8
図 2.2.3.1	電気ペネ用恒温槽	11
図 2.2.5.1	電気ペネに対する事故時照射	15
図 2.2.5.2	PWR プラント用電気ペネの測定に使用した試験装置	17
図 2.2.5.3	PWR プラント用電気ペネ及び BWR プラント用電気ペネの測定に使用した試験装置	17
図 2.2.5.4	電気ペネのケーブルの配置	18
図 2.2.5.5	PWR プラント用電気ペネの 155°C、0.45MPaG の蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化	20
図 2.2.5.6	PWR プラント用電気ペネの 200°C、0.9MPaG の蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化	20
図 2.3.1.1	S-EP(a)と H-EP(b)の DSC スペクトル	23
図 2.3.1.2	S-EP と H-EP の Tg	24
図 2.3.1.3	S-EP と H-EP の IM	24
図 2.3.1.4	S-EP と H-EP の比誘電率 $\epsilon_r'$ と比誘電損率 $\epsilon_r''$ の比較	25
図 2.3.2.1	蒸気暴露試験及び絶縁抵抗測定回路の模式図	30
図 2.3.2.2	ケーブル大気中加熱試験の装置	30
図 2.3.2.3	FR-EPR ケーブル(B)の 220°C、0.62MPaG の蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化	31
図 2.3.2.4	SiR ケーブル(B)の 220°C、0.62MPa(G)の蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化	31
図 2.3.2.5	FR-EPR ケーブル(B)の 200°Cにおける絶縁抵抗の時間変化	32
図 2.3.2.6	SiR ケーブル(B)の 200°Cにおける絶縁抵抗の時間変化	32
図 2.3.2.7	SiR ケーブル(B)の 171°Cの NaOH 化学スプレーを伴う蒸気暴露中における絶	



縁抵抗の時間変化 .....	34
図 2.3.2.8 SiR ケーブル(B)の 171°Cの蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化.....	34
図 2.3.2.9 FR-EPR ケーブル(B)の 171°Cの NaOH 化学スプレーを伴う蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化.....	35
図 2.3.2.10 FR-EPR ケーブル(B)の 171°Cの蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化 ..	35
図 2.3.2.11 170°Cで 48h、168h pH 約 13 の NaOH 水溶液に浸漬した SiR の外表面 ...	37
図 2.3.2.12 170°Cで 48h、168h pH 約 13 の NaOH 水溶液に浸漬した SiR の断面 .....	38
図 2.3.2.13 170°C、pH 約 13 の NaOH 水溶液に浸漬した SiR の外径と浸漬時間の関係 .....	39

## 略 語 表

ACA	Assessment of Cable Aging for Nuclear Power Plants (原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究)
AEA	Assessment of Electrical Equipment Ageing for Nuclear Power Plant (電気・計装設備の健全性評価技術調査研究)
AEAI	Assessment of Electrical Equipment Ageing for Nuclear Power Plant II (電気・計装設備の長期健全性評価技術調査研究)
BWR	Boiling Water Reactor (沸騰水型原子炉)
DBA	Design Basis Accident (設計基準事故)
EQ	Equipment Qualification (機器認定)
FR-EPR	Flame-retardant Ethylene Propylene Rubber (難燃エチレンプロピレン ゴム)
FR-XLPE	Flame-retardant Crosslinked Polyethylene (難燃架橋ポリエチレン)
IAEA	International Atomic Energy Agency (国際原子力機関)
IEC	International Electrotechnical Commission (国際電気標準会議)
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers (米国電気電子学会)
JIS	Japanese Industrial Standards (日本産業規格)
JNES	Japan Nuclear Energy Safety Organization (旧独立行政法人原子力安全基盤機構)
LOCA	Loss of Coolant Accident (冷却材喪失事故)
PWR	Pressurized Water Reactor (加圧水型原子炉)
SA	Severe Accident (重大事故)
SiR	Silicone Rubber (シリコンゴム)
XLPE	Crosslinked Polyethylene (架橋ポリエチレン)

## 用語の定義

重大事故	発電用原子炉の炉心の著しい損傷又は核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷 <sup>1</sup> を伴う事故。本報告においては、特に断りのない限り、前者を指す。
重大事故等	重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く）又は重大事故 <sup>2</sup>
重大事故等対処設備	重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く）又は重大事故に対処するための機能を有する設備 <sup>2</sup>
設計基準事故	発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの <sup>3</sup>
低圧	交流 600V 以下又は直流 750V 以下 <sup>4</sup> の電圧区分
安全系	原子炉の安全停止若しくは炉心の残留熱除去又は運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の影響を限定するために設置される安全上重要な系統 <sup>5</sup>
ケーブル	電線（絶縁物で被覆した電気導体） <sup>6</sup> の上にシース（保護外被）を施したもの <sup>7</sup>
電線貫通部 （電気ペネトレーション）	絶縁導体、導体シール、モジュールシール、開口シールの組み立て品で、原子炉格納容器の単一開口を通る導体の通路を提供し、同時に、原子炉格納容器の内部と外部との間の圧力障壁を提供する。電線貫通部には、その一体部として設計・装備された端子箱、端子ブロック、コネクタ及びケーブル支持部材、並びに継ぎ手が含まれる <sup>8</sup>

## 1. 序論

### 1. 1 背景

原子力発電所で使用されている安全系電気・計装設備（ケーブル、原子炉格納容器電線貫通部（電気ペネトレーション、以下「電気ペネ」という。）等）には、設計基準事故（以下「DBA」という。）時に原子炉を安全に停止し、事故を収束するために必要な安全機能が要求されている。これらの電気・計装設備の絶縁体として使用される高分子材料は、通常運転時の熱・放射線等により徐々に劣化し、さらに、DBA 環境下で高放射線量及び高温水蒸気にさらされると急激に劣化する。このため、供用期間中の経年劣化と DBA の環境を模擬した耐環境性能試験により、電気・計装設備の長期健全性は検証されている。高経年化技術評価及び運転期間延長認可申請に係る劣化状況評価においては、この検証結果をもって長期健全性が確認されている。

2013 年に規制基準が改訂され、新たに常設重大事故等対処設備に属する機器に対する要求事項が追加となった。これにより、常設重大事故等対処設備に属する電気・計装設備については、通常運転時の経年劣化を受けた後であっても、重大事故（以下「SA」という。）時環境下において必要な機能を維持することが必要となったことから、高経年化技術評価及び運転期間延長認可申請に係る劣化状況評価においても、通常運転時の経年劣化と SA を考慮した長期健全性評価が行われている。電気・計装設備の長期健全性評価手法については、国内外の試験研究、規格基準類の制定・改訂、運転経験等の最新の技術動向を踏まえた安全研究を実施し、現在適用されている手法の確認を行うとともに必要に応じ見直しを行っていくことが重要である。

これまでに、安全系電気・計装設備のうち特に長期の供用が想定される主要な機器としてケーブル及び電気ペネについて先行研究において検討を実施してきた。絶縁性能については、旧独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「JNES」という。）による原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究（以下「ACA 研究」という。）<sup>9</sup> 及び電気・計装設備の健全性評価技術調査研究（以下「AEA 研究」という。）<sup>10</sup> 並びに運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究（以下「AEAI 研究」という。）<sup>11</sup> において、それぞれ DBA 時のケーブル、DBA 時の電気ペネ及び SA 時のケーブルを対象とした研究が行われた。また、高温・高圧下での電気ペネのシール材からの漏えい発生については、過去に旧財団法人原子力発電技術機構<sup>12</sup>において研究が行われた。

このため、電気ペネについても、SA 時環境下における絶縁性能の評価を行うためのデータを取得し、同データを用いて現在適用されている電気ペネの長期健全性評価手法の確認を行うとともに、必要に応じ見直しを図っていくことが重要である。

電気ペネは、本体部分とこれに接続するケーブルにより構成されており、本体内部にはポットイング材と呼ばれる絶縁体（以下「ポットイング材」という。）が使用されている。このため、電気ペネの絶縁性能を評価するにあたっては、電気ペネとして絶縁性能を調査するとともに、本体部分に接続されているケーブル部分単独での絶縁性能を調査する必要がある。また、ポットイング材及びケーブルの絶縁体（以下「ケーブル絶縁材」という。）に用いられている高分子材料の劣化メカニズムを把握することも重要である。

## 1. 2 目的

常設重大事故等対処設備に属する電気・計装設備のうち電気ペネについて、高経年化技術評価等における長期健全性評価の確認に活用できるよう、供用期間相当の経年劣化を付与した状態における SA 時環境下での絶縁性能に係るデータ等を取得し、健全性を評価するための知見を蓄積する。

## 1. 3 全体行程

本研究は平成 29 年度から平成 31 年度にかけて、以下のとおりに分担を決めたうえで、早稲田大学への委託事業として実施した。原子力規制庁は、本事業の SA 時環境模擬試験に係る試験条件（経年劣化を模擬する加速劣化条件及び重大事故環境条件）の設定、試験設備の選定、測定方法の決定等を主体的に検討し、また試験で取得したデータの分析を行い、成果を取りまとめた。早稲田大学は、原子力規制庁が決定した試験内容に従い、試験ケーブルの調達、試験装置の製作、試験機関との連絡・調整を行い、SA 時環境下における電気ペネ及びケーブルの絶縁性能に係るデータの取得を行った。また、ポットイング材及びケーブル絶縁材の高分子材料について、熱特性、機械特性、電気特性の調査・試験を実施し、劣化メカニズムを検討した。図 1.3.1 の行程で研究を実施、得られた成果を本報告書にまとめる。

SA 時環境模擬下での電気ペネの健全性評価研究については、平成 29 年度に早稲田大学、電気ペネ製造メーカーと協議して評価対象電気ペネを選定し、平成 29 年度及び 30 年度に加圧水型原子力発電所（以下「PWR プラント」という。）用電気ペネ 4 台、沸騰水型原子力発電所（以下「BWR プラント」という。）用電気ペネ 4 台を作製した。平成 29 年度に評価試験手順及び供用期間相当の経年劣化を付与するための加速劣化条件（以下「事前劣化」という。）の条件を検討した。また、平成 29 年度及び 30 年度に、SA 時環境模擬試験条件を決めるため、国内外の関連情報の調査を行い、条件を設定した。平成 29 年度に作製した電気ペネを平成 30 年度に事前劣化を付与して、平成 31 年度の SA 時環境模擬試験に供試した。平成 30 年度に作製した電気ペネは、事前劣化処理は行わず平成 31 年度の試験に供試した。SA 時環境模擬試験は、ラジエ工業株式会社と日立金属株式会社の蒸気暴露装置を用いて、平成 31 年度に実施した。

SA 時環境模擬試験下での電気ペネの健全性評価研究に並行して、平成 29 年度から 31 年度にわたり、高分子材料劣化評価研究として、電気ペネに用いられているポッティング材及びケーブル絶縁材の高分子材料について、熱特性、機械特性、電気特性の調査・試験を実施し、劣化メカニズムを検討した。また、電気ペネに接続されているケーブルと同等のケーブルについて、ケーブル単独で絶縁性能を維持できる環境条件を調べるため、高温領域における各種環境下での絶縁性能の試験、調査を行った。試験は、ラジエ工業株式会社と日立金属株式会社の蒸気暴露装置を用いた。

項目	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度
(1)SA 時環境模擬下での電気ペネの健全性評価研究			
①評価対象電気ペネの選定及び作製	■		
②健全性評価試験手順	■		
③事前劣化条件の設定及び実施	■		
④SA 時環境模擬試験条件の設定	■		
⑤SA 時環境模擬試験の実施			■
(2)高分子材料劣化評価研究			
①ポッティング材の劣化特性の調査・試験	■		
②ケーブル用絶縁材の劣化特性の調査・試験	■		

図 1.3.1 本研究の全体行程図  
Fig.1.3.1 Overall process of this research

## 2. 本論

### 2. 1 研究の概要

本研究では、原子力発電所の高経年化技術評価及び運転期間延長認可申請の審査における技術的妥当性の確認に資するため、常設重大事故等対処設備のうち電気ペネについて、供用期間相当の経年劣化を付与した状態における SA 時環境下での絶縁性能に係る調査・試験を実施した。また、電気ペネ内部のポッティング材について、熱・放射線による劣化特性について調査・試験を実施した。電気ペネに接続されているケーブル絶縁材については、電気ペネと同様の絶縁性能に係る調査・試験を実施した。

2. 2に示すように、国内の PWR プラントと BWR プラントにおいて使用されている常設重大事故等対処設備に属する電気ペネのうち、計測制御用モジュラー型電気ペネを評価対象に選定し、調査・試験を行った。まず、電気ペネに供用期間相当の経年劣化を付与するための事前劣化の条件を設定するために、これら電気ペネが通常使用されている温度、放射線量等の環境条件の調査を行った。この調査結果を基に、電気ペネの放射線照射条件や熱サイクル付与条件等を検討し、電気ペネに事前劣化を付与した。また、原子力規制庁の新規制基準への適合性審査において示されている各プラントの SA シナリオでの原子炉格納容器の温度及び圧力に基づく試験条件、その他国内外の関連情報を参考とし、電気ペネの SA 時環境模擬試験の条件を設定した。供用期間相当の経年劣化を付与した電気ペネに、SA 時に受けると推定される線量の放射線を照射（以下「事故時照射」という。）した後、SA 時の熱・放射線による劣化を考慮した SA 時環境模擬試験環境下で絶縁性能に関するデータを取得した。試験後、室温にて気密性の試験を行った。また、試験に供した電気ペネを解体し、絶縁体の劣化状況の評価した。

電気ペネには、図 2.1.1 のように内部にポッティング材及び電気ペネに接続しているケーブルのケーブル絶縁材が用いられている。2. 3に示すように、このポッティング材及びケーブル絶縁材の高分子材料について、熱特性、機械特性、電気特性の調査・試験を実施し、劣化メカニズムを検討した。また、電気ペネに接続されているケーブルと同等のケーブルについて、ケーブル単独で絶縁性能を維持できる環境条件を調べるため、高温領域における蒸気雰囲気、大気雰囲気、並びに化学スプレー噴霧雰囲気等の各種環境下での絶縁抵抗を測定し、これら環境が絶縁性能に与える影響を試験、調査した。結果は、上記の電気ペネの SA 時環境模擬試験の環境条件を設定する際に利用した。

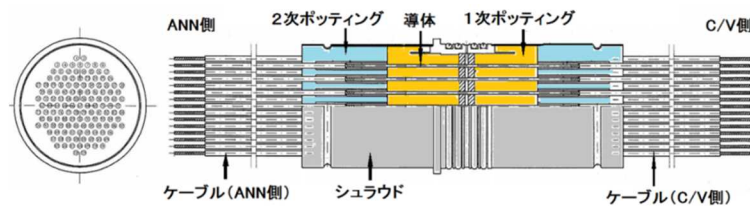


図 2.1.1 電気ペネの構造模式図

Fig.2.1.1 Structure diagram of electric penetration

## 2. 2 SA 時環境模擬下での電気ペネの健全性評価研究

### 2. 2. 1 評価対象電気ペネの選定及び作製

国内プラントにおいて SA 時環境下で機能維持が求められる機器として使用されている電気ペネから、主要な型式の計測制御用電気ペネを評価対象として選定した。選定に当たっては、DBA 時の電気ペネの健全性について検討した AEA 研究における調査結果<sup>13</sup>、運転期間延長認可申請書の劣化状況評価<sup>14</sup>等の情報を参考とした。

#### (1) PWR プラント用電気ペネ

型式：計装制御用モジュラータイプ

ケーブル仕様：難燃エチレンプロピレンゴム絶縁クロロスルホン化ポリエチレンシース  
ケーブル、1.25mm<sup>2</sup>、4 芯

ケーブル本数：31 本

ケーブル長さ：原子炉格納容器内側 0.5m、原子炉格納容器外側 0.5m

絶縁体：ポッティング部分 硬質エポキシ樹脂（以下「H-EP」という。）

ケーブル部分 難燃エチレンプロピレンゴム

図 2.2.1.1 に選定した PWR プラント用電気ペネ外形図を示す。

#### (2) BWR プラント用電気ペネ

型式：計測制御用モジュラータイプ

ケーブル仕様：難燃性架橋ポリエチレン絶縁電線、0.9mm<sup>2</sup>、単芯

ケーブル本数：118 本

ケーブル長さ：原子炉格納容器内側 3m、原子炉格納容器外側 1m

絶縁体：ポッティング部分 軟質エポキシ樹脂（以下「S-EP」という。）

ケーブル部分 難燃性架橋ポリエチレン

図 2.2.1.2 に選定した BWR プラント用電気ペネ外形図を示す。



品番	名称	材質
1	ヘッダー	SUS304
2	モジュールボディ	強化プラスチック
3	導体	銅
4	圧着スリーブ	銅
5	スチールリフタ	ステンレス鋼
6	1次ポッティング	エポキシ樹脂
7	シュラウド	SUS304
8	2次ポッティング	エポキシ樹脂
9	取縮チューブ	架橋ポリオレフィン
10	ケーブル(C/V 外側)	種燃 EPDM 絶縁種燃カドミル酸化ポリエチレン電線
11	ケーブル(C/V 内側)	種燃 EPDM 絶縁種燃カドミル酸化ポリエチレン電線
12	Oリング	EPDM

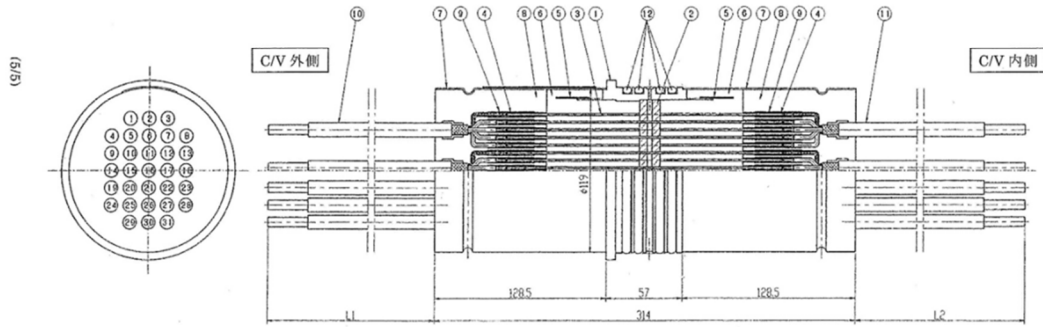
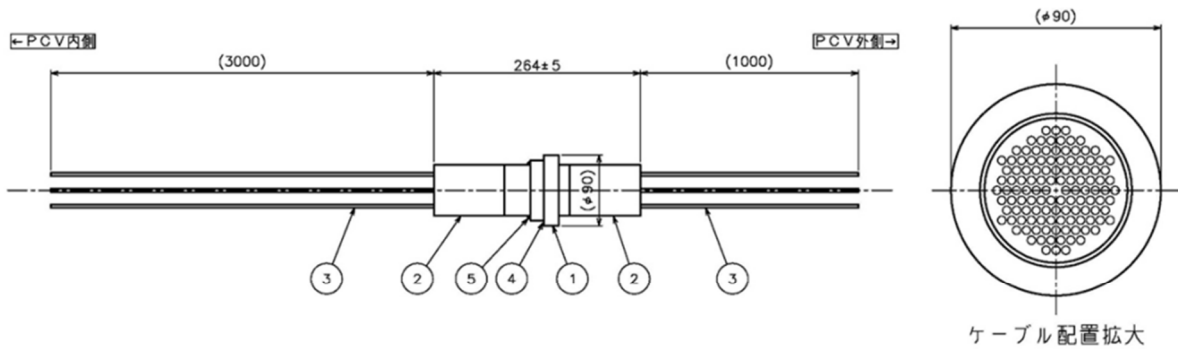


図 1. モジュール供試体の構造(型式 1.25QI)

図 2.2.1.1 選定した PWR プラント用電気ペネ外形図

Fig.2.2.1.1 Structure diagram of electric penetration for PWR plant



5	Oリング	EPR	1	
4	Oリング	EPR	1	
3	絶縁電線	難燃性架橋 ポリエチレン絶縁	118	断0.9mm <sup>2</sup>
2	モジュールスリーブ	SUS304TP	2	
1	モジュールボディ	SUS304TP	1	JIS G3459
番号	部品名	材質	員数	備考

図 2.2.1.2 選定した BWR プラント用電気ペネ外形図

Fig.2.2.1.2 Structure diagram of electric penetration for BWR plant

## 2. 2. 2 健全性評価試験手順

本研究では、ACA 研究<sup>9</sup>、AEA 研究<sup>10</sup>及び AEAI研究<sup>11</sup>のケーブル研究及び電気ペネの研究の試験条件・試験結果を参考として、評価試験手順及び試験条件を設定した。

なお、実際の SA 時においては、電気ペネは、放射線と蒸気に同時に暴露されるが、現在、これらを同時に暴露可能な試験設備が存在しないため、前記研究<sup>11</sup>と同様に本試験の手順も放射線暴露の後に蒸気暴露を行う逐次暴露を行うこととした。

図 2.2.2.1 に、ACA 研究の成果である JNES ガイド<sup>15</sup>でのケーブルの試験手順、AEA 研究での電気ペネの試験手順、AEAI研究でのケーブルの試験手順、並びに本研究の試験手順を示す。図 2.2.2.1(a)に示すように、JNES ガイド<sup>15</sup>では、経年劣化を模擬するため、熱・放射線同時暴露によりケーブルに事前劣化を付与した後、DBA 時の放射線環境を模擬する事故時照射を行い、その後、DBA 時の蒸気環境を模擬する蒸気暴露を行うとしている。また、蒸気暴露中には、ケーブルの機能維持を確認するため、供試ケーブルの監視パラメータが設定されており、低圧ケーブルについては、監視パラメータの例として、定格電圧の課電状態等が示されている。最後に、健全性判定試験として、日本産業規格「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」(JIS C 3005: 2000)<sup>16</sup>に基づく耐電圧試験を行うことが規定されている。

図 2.2.2.1(b)の AEA 研究<sup>10</sup>では、熱・放射線同時暴露により電気ペネに事前劣化を付与した後、事故時照射を行い、その後、DBA 時の蒸気環境を模擬する蒸気暴露を行うとされている。最後に、健全性判定試験として、耐電圧試験を行うことが規定されている。

図 2.2.2.1(c)の AEAI研究では、SA 時のケーブルの絶縁性能を詳細に調査するため、JNES ガイド<sup>22</sup>の試験項目を一部変更するとともに、測定項目を追加した試験を行った。すなわち、新品未劣化ケーブルを JNES ガイド<sup>15</sup>の手法により熱・放射線同時暴露により事前劣化を付与した後に、重大事故等(重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故)のうち、ケーブル布設位置においてより厳しい環境条件が想定される重大事故(炉心の著しい損傷を伴う事故)を保守的に模擬する放射線で事故時照射し、蒸気暴露を行った。さらに、蒸気暴露中には、ケーブルの詳細な絶縁性能を調べるため、ケーブルの絶縁抵抗及びケーブル絶縁体の比誘電率を継続的に測定した。蒸気暴露を行ったケーブルに対しては、最後に耐電圧試験を行い、絶縁破壊の有無を確認した。

本研究では、図 2.2.2.1(d)に示すように重大事故時の電気ペネの絶縁性能を詳細に調査するため、図 2.2.2.1(b)の AEA 研究での手順と(c)の AEAI研究の試験項目を組み合わせる試験を行った。すなわち、新品未劣化電気ペネを AEA 研究の手法により熱・放射線同時暴露により事前劣化を付与した後に、重大事故等のうち、電気ペネ布設位置において、より厳しい環境条件が想定される重大事故を保守的に模擬する事故時照射を行い、その後蒸気暴露を行った。さらに、蒸気暴露中には、電気ペネの詳細な絶縁性能を調べるため、電気ペネの絶縁抵抗を継続的に測定した。蒸気暴露を行った電気ペネに対しては、室温にて耐電圧試験及び気密性試験を行うこととした。

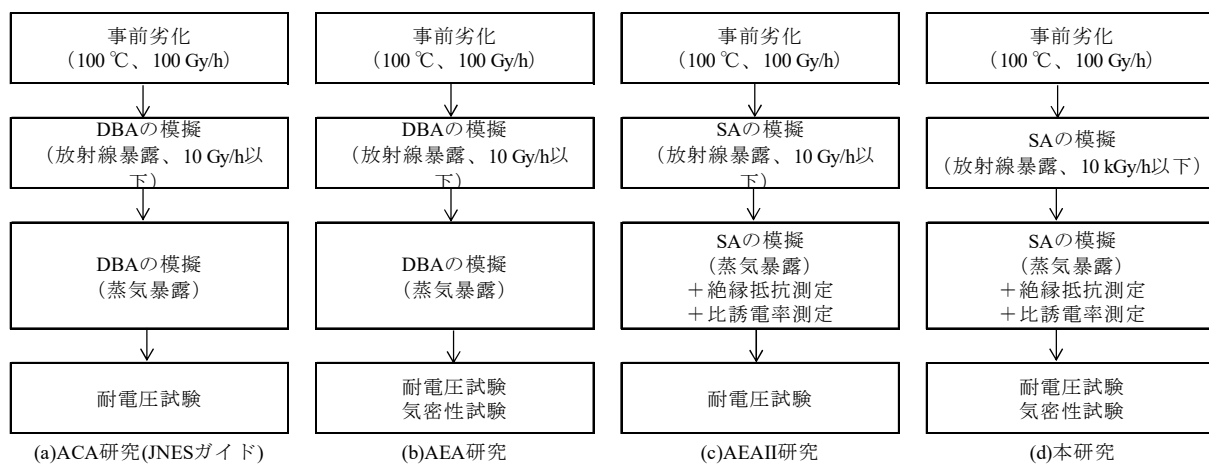


図 2.2.2.1 これまでの研究及び本研究の試験手順

Fig. 2.2.2.1 Test procedures for previous studies and this study

### 2. 2. 3 事前劣化条件の設定及び実施

#### (1) 電気ペネの通常時の環境調査及び事前劣化条件の設定

電気ペネに供用期間相当の経年劣化を付与するための模擬条件を設定するために、電気ペネの設置環境に関する情報を電気事業者が提出した新規規制基準適合性審査資料等を基に調査した。この結果、プラントの通常運転時の温度、放射線量の条件は、AEA 研究<sup>10</sup>で通常運転時の電気ペネの環境条件として示した条件にほぼ包絡されることが確認された。また、ポッティング材及びケーブル絶縁材に用いられる高分子材料は、AEA 研究で用いられたものと同等であることから、事前劣化条件に寄与する破断時のび率等は AEA 研究で得られたデータを利用できると判断し、経年劣化を模擬する事前劣化条件として、AEA 研究で設定された表 2.2.3.1 の条件を用いることとした。

表 2.2.3.1 AEA 研究<sup>10</sup> で設定した劣化条件  
Table 2.2.3.1 Degradation conditions set by AEA study

供試体種類	通常運転時の想定使用条件			事前劣化条件	
	温度 (°C)	線量率 (Gy/h)	供用期間 (年)	温度・ 線量率	劣化期間 (日)
PWRプラント用 電気ペネ	50	$5 \times 10^{-3}$	80	100 °C、 100 Gy/h	133
			60		100
			40		67
BWRプラント用 電気ペネ	50	$2.5 \times 10^{-4}$	80	100 °C、 100 Gy/h	107
			60		81
			40		54

#### (2) 電気ペネの事前劣化の実施

2. 2. 3 (1) の調査結果から、電気ペネの供用期間相当の経年劣化付与のための事前劣化条件は AEA 研究の結果を用いた。通常運転時の条件等を考慮して、PWR プラント用電気ペネの劣化条件は、供用期間 60 年を想定した 100°C、100Gy/h で 100 日間とした。しかし、BWR プラント用電気ペネについては、機器の使用期間が 40 年程度で交換する可能性が高いことから、60 年ではなく 40 年を想定した 100°C、100Gy/h で 54 日間を劣化条件とした。

IEEE Std 317-1983 では、電気ペネトレーションの長期健全性評価試験における熱サイクル試験については、華氏 100°F 以上の熱サイクルを 120 回以上実施すると規定されている<sup>8</sup>。一方、AEA 研究では、「我が国においては、原子炉格納容器内の温度は運転中が約 50°C、停止時が約 20~30°C であること、更に、プラントの起動/停止回数は計画外を除くとほぼ 1 回/年であることから、プラントの起動・停止に伴う熱サイクルの影響は大きくないと考えられるが、参考までに事前劣化期間中に 1 日につき 60°C の熱サイクル (100°C⇒40°C⇒100°C) を 1 回行うこととする。」としている。しかし、AEA 研究<sup>10</sup>での実際の温度変化

は、温度コントローラの制御温度と恒温槽内の実温度には 1～2 時間の時間差が確認されている。つまり、計画では 40℃で 1 時間保持としているが、実際の恒温槽の温度は 40℃に到達して間もなく昇温されており、保持時間はほとんど見られない。この温度は恒温槽の温度であり、電気ペネのポッティング材の温度の推移は更に遅れることが想定される。以上のことを踏まえて、確実に熱サイクルを電気ペネポッティング材に付与するために、40℃での保持時間を長く取ることとして、以下のように熱サイクルの温度と時間を設定した。

すなわち、

- ① 100℃から 40℃へ 5h で降温する。
- ② 40℃で 17h 保持する。
- ③ 40℃から 100℃へ 2h で昇温する。
- ④ 100℃を 24h 保持する。
- ⑤ ①～④を繰り返す。

となり、上記の熱サイクルを PWR プラント用電気ペネでは 60 回、BWR 用電気ペネでは 40 回繰り返す。

このとき、放射線は 1 サイクルで 48h 照射されているが、前述の事前劣化条件である 100℃での熱劣化時間は 24h である。PWR プラント用電気ペネでは 24h×60 回で 1440h となるが、表 2.2.3.1 に示す同時劣化条件に対しては温度及び照射量が不足するので、熱サイクル付与が終了した後に、100℃、100Gy/h で追加して劣化させた。また、この作業により、熱サイクル時の 100℃以下の温度において照射された分が余分に照射されていることになる。この余分な照射量を調整するために、SA 試験に含まれる室温における高線量率の照射分から差し引いて調整した。

電気ペネの同時劣化付与時の設置環境については、実布設環境に可能な限り近い状態を模擬するために、図 2.2.3.1 に示すように恒温槽の壁面に電気ペネを取り付け、電気ペネを恒温槽内部と外部の異なる環境に置き電気ペネ内で温度勾配を付与することとした。

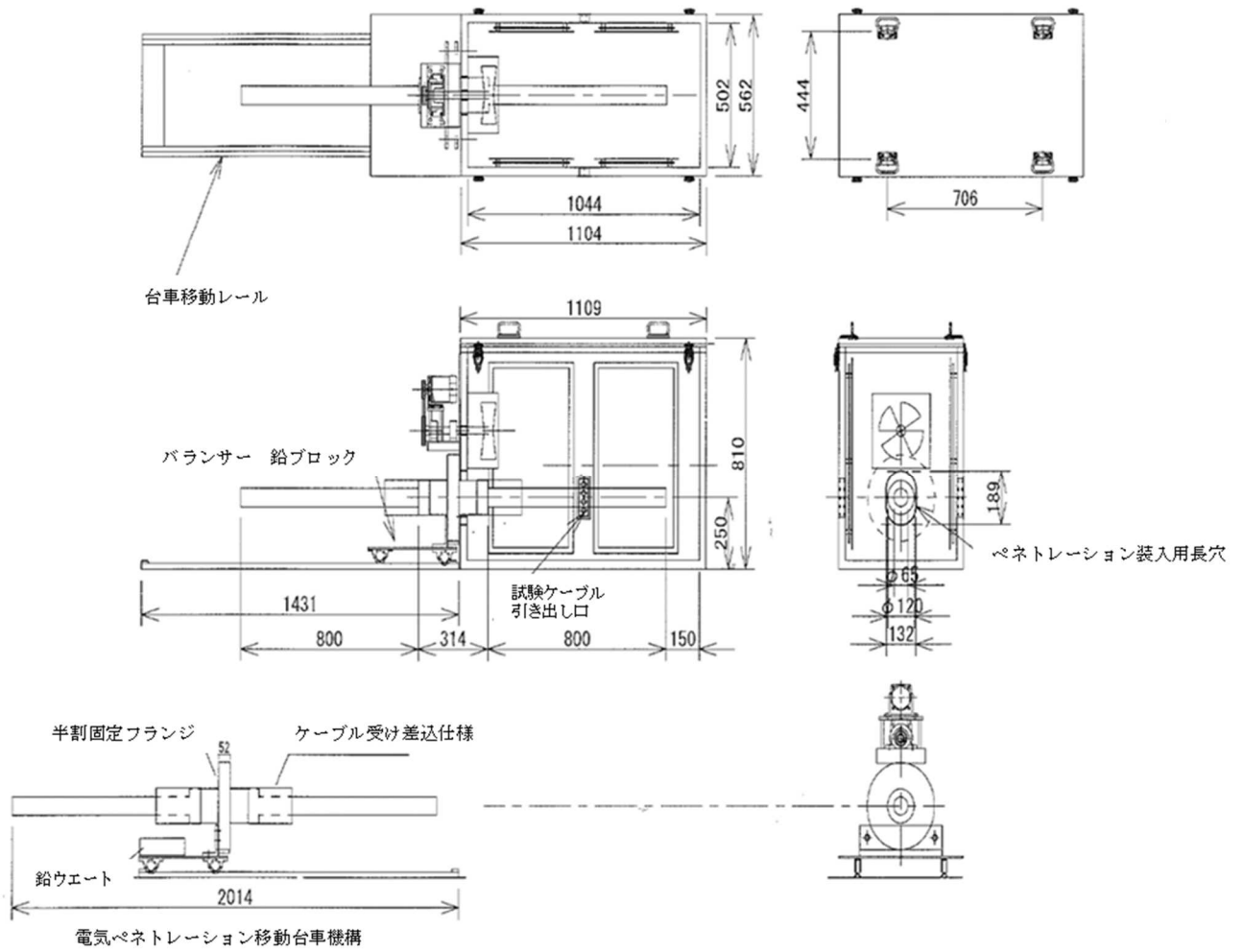


図 2.2.3.1 電気ペネ用恒温槽

Fig. 2.2.3.1 Thermostatic chamber for electric penetration

## 2. 2. 4 SA 時環境模擬試験条件の設定

SA 時環境模擬試験条件の設定のため、温度、圧力、放射線、試験時間、蒸気について検討を行った。

### (1) 温度、圧力

温度及び圧力の条件を設定するに当たり、AEAI研究でのケーブルに対する SA 時の試験条件設定と同様に、以下の4点について試験を実施することにして、条件を検討した。

- ・ PWR プラントの SA 時での最高温度、最高圧力を想定したもの
- ・ BWR プラントの SA 時での最高温度、最高圧力を想定したもの
- ・ PWR プラントの原子炉格納容器の限界温度、限界圧力に基づくもの
- ・ BWR プラントの原子炉格納容器の限界温度、限界圧力に基づくもの

新規基準に対応した設置変更許可申請<sup>14,17-29</sup>においては、考慮すべき事故シーケンスごとに事故発生以降の原子炉格納容器気層部温度、圧力を含めたパラメータの推移が示されている。また、一部の BWR プラントについては原子炉格納容器壁面温度、電気ペネ設置部最高温度についてもデータが示されている。これら資料を基に SA 時環境模擬試験の条件設定のための調査を行った。

各事故シーケンスでの最高温度、最高圧力を比較し、最も高いものが当該プラントの SA で想定される最高温度、最高圧力となる。さらに、PWR、BWR プラントの中で、最も高い温度及び圧力を、PWR、BWR プラントグループで最も高い温度及び圧力とした。SA 時の最高温度、最高圧力について、BWR プラントでは急激に温度、圧力が上昇し、短期間で最高値に達した後、即時に低下する傾向がみられる。このようなパルス状の変化時間は非常に短く、原子炉格納容器の壁面温度は、この気層部の温度上昇に追従できず、温度への影響は小さいと考えられる。そこで、原子炉格納容器壁面に設置されている電気ペネの環境を評価する場合、一定期間継続する温度、圧力を最高値とすることが適切であると考えた。

各プラントにおける原子炉格納容器の限界温度、限界圧力については、重大事故が発生した場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため限界温度及び限界圧力が定められている。このうち限界温度はすべてのプラントで 200°C と一定になっており、また、限界圧力は最高使用圧力の 2 倍としている。

### ① PWR プラント

SA シーケンスで最も高い温度、圧力は、約 144°C、約 0.444MPaG となった<sup>22</sup>。AEAI研究のケーブルの試験では、圧力約 0.444MPa の飽和蒸気の温度が約 148°C であることから 155°C に設定している<sup>11</sup>。電気ペネ試験条件は、ケーブル試験の条件と整合性をとることが適切であると考え、同様の試験条件 155°C、0.444MPaG とした。また、SA 時に原子炉格納容器内でスプレーが行われる可能性があるため<sup>30,31</sup>、これを模擬するため AEAI研究と同様に NaOH+H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> 溶液のスプレーを 24h 行うこととする。

限界圧力については、上記の最も高い温度、圧力を示したプラントで圧力 0.784MPaG を示しているが、保守的に見て以下②に示す BWR プラント用電気ペネの試験条件と同じ 0.9MPaG で試験を行うこととした。

## ② BWR プラント

BWR プラント全体の中での原子炉格納容器気層部で一定期間継続する最高温度は約 194°C<sup>21</sup> で、そのときの圧力は 0.64MPaG である。また、電気ペネが取り付けられている原子炉格納容器壁面温度については、すべてのプラントで公開されてはいないが、公開されたプラントで最も高い温度は 170°C<sup>19</sup> であり、このプラントの原子炉格納容器気層部温度の最高温度は 190°C (圧力 0.58MPaG)<sup>19</sup> である。

これらのことから、原子炉格納容器壁面温度は、170°Cを超える程度と推定した。

AEAII研究で、BWR プラントのケーブル試験条件として 171°Cを採用している。前記のように 170°Cを超える程度と見積もったが、電気ペネは原子炉格納容器壁を貫通する配管の格納容器の外側近傍に設置されていることから、格納容器壁への熱放散の影響により、見積もった温度よりも低い温度であると想定される。このことから、電気ペネの試験温度を 171°Cとしても、電気ペネの温度として相当程度の余裕を持った条件として成立するものとする。圧力については、原子炉格納容器気層温度 194°Cの時の圧力 0.64MPaG を用いて試験を行うこととする。

また、限界圧力については、最も高い限界圧力として圧力 0.854MPaG が示されているが、保守的に見て 0.9MPaG で試験を行うこととした。

なお、2. 3. 2のケーブル用絶縁材の劣化特性の調査・試験で、電気ペネに接続されているケーブルについて、ケーブル単独で絶縁性能を維持できる環境の調査を行い、PWR プラント用電気ペネのケーブルである FR-EPR(P)ケーブルは 220°Cまで絶縁性能を維持できることがわかった。また、BWR プラント用電気ペネのケーブルは単芯であり、近接するケーブルと距離があり、線間抵抗は十分な抵抗があると判断できる。これらのことから、設定した SA 試験条件では、ケーブル部分で絶縁性能が維持できなくなることはなく、電気ペネ本体の絶縁性能を評価できるものと考えられる。

さらに、実際のプラントに取り付けられた電気ペネでは、原子炉格納容器の内側と外側で温度差が発生し、ポッティング材料等がその影響を受ける可能性がある。この点については、本研究の SA 試験において電気ペネが高温の試験装置内と室温外側の境界部に設置されることになるので実機を模擬した試験が実施できると考えられる。

## (2) SA 時放射線暴露

SA 発生後 168h の原子炉格納容器内の積算線量は、国内の BWR 及び PWR プラントの調査結果から<sup>14,17</sup>、AEAII研究でのケーブルに対する SA 時の試験条件設定と同様に試験を



実施することが妥当であると考え、168hの事故を模擬する試験（事故時照射）では、照射線量をBWRプラント用電気ペネでは800kGy、PWRプラント用電気ペネでは500kGyとした。照射は、室温において<sup>60</sup>Coガンマ線線量率7kGy/hで行った。

2. 2. 3 (2) で記載したとおり、事前劣化において、照射量は熱サイクル時の100°C以下の温度において照射された分が余分に照射されている。事故時照射の線量は、この100°Cでの照射量と室温における高線量率の照射量の合計となるよう、高線量率の照射時間を調整した。

### (3) 試験時間

SA対策の有効性評価において、少なくとも7日間(168h)の評価を行うことが要求されている<sup>32</sup>こと、高経年化技術評価及び運転期間延長認可申請の劣化状況評価において7日間の評価が行われている<sup>14,17</sup>ことを踏まえ、本研究では、SAが168h継続する状況を模擬することとした。なお、SA時の原子炉格納容器温度の時間変化を見ると、事故当初は上下の変化が見られるが、一般に最高温度に達する時期は遅くとも事故発生後3日程度であり、それ以降は温度が徐々に低下する形となっているものの、本研究では、保守的に最高温度、最高圧力を168h一定として試験を行うこととする。

### (4) 蒸気暴露条件

蒸気暴露については、原則として飽和蒸気を使用することとした。ただし、試験で模擬する温度における飽和蒸気圧が高く、蒸気暴露試験装置の性能から試験が実施不可能である場合は、過熱蒸気を使用した。

以上より、SA時に対する電気ペネの試験条件を表2.2.4.1に示すように設定した。

表 2.2.4.1 SA時に対する電気ペネの試験条件

Table 2.2.4.1 Test condition on electric penetration for severe accident

型式	想定プラント状況	試験温度・圧力	事故時照射	試験期間
PWRプラント	SAシナリオ	155 °C・0.45 MPaG	室温10 kGy/h以下、 500 kGy	168 h
	格納容器限界値	200 °C・0.90 MPaG		
BWRプラント	SAシナリオ	171 °C・0.64 MPaG	室温10 kGy/h以下、 800 kGy	
	格納容器限界値	200 °C・0.90 MPaG		

## 2. 2. 5 SA 時環境模擬試験の実施

事前劣化した電気ペネを用いて、2. 2. 4で設定した SA 時環境模擬試験条件下における絶縁性能の評価を実施した。

蒸気暴露試験中、絶縁抵抗等の絶縁特性に係るデータを測定した。また、SA 時模擬環境試験後、電気ペネは室温状態にて、気密性試験、電気特性等の測定を行った。その後、電気ペネを解体し、ポッティング材及びケーブル用絶縁材それぞれについて熱特性、機械特性及び電気特性を取得する試験により劣化状態を評価した。

本模擬試験には、前事業で同試験を実施した日立金属株式会社の装置と、ラジエ工業株式会社の化学スプレーが可能な SA 試験装置を使用した。

### (1) SA 時環境模擬試験方法

#### ① 放射線暴露

BWR プラント用電気ペネの照射線量は 800kGy、PWR プラント用電気ペネは 500kGy として、図 2.2.5.1 に示すように、ラジエ工業株式会社の装置で事故時照射を行った。照射は、原子炉格納容器内側に向く端面が線源に向くように配置して、室温で行った。



図 2.2.5.1 電気ペネに対する事故時照射

Fig. 2.2.5.1 Accident simulated irradiation for electric penetration

## ② 蒸気暴露

図 2.2.5.2 に PWR プラント用電気ペネの試験装置を示す。この装置はラジエ工業株式会社の蒸気暴露装置であり、PWR プラント用電気ペネについて、155℃、0.45MPaG の飽和蒸気の暴露を行った。温度が 155℃に達したところで、NaOH+H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> 水溶液を 24 時間噴霧した。なお、この装置では 200℃まで温度が上げられないため、200℃での試験は以下の装置で実施した。

図 2.2.5.3 に PWR プラント用電気ペネ及びBWR プラント用電気ペネの試験装置を示す。この装置は、日立金属株式会社の蒸気暴露装置であり、PWR プラント用電気ペネについて 200℃、0.9MPaG の過熱蒸気の暴露を行った。また、BWR プラント用電気ペネについて、171℃、0.64MPaG の過熱蒸気及び 200℃、0.9MPaG の過熱蒸気で試験を行った。この装置では化学スプレーは行えないため、蒸気暴露のみを行った。

## ③ 絶縁抵抗測定

図 2.2.5.2、3 に示すように、電気ペネは、事故時放射線暴露の際、線源に向けた方の端面を試験容器内側に入れ、反対側は試験容器外側にできるように試験装置に固定した。試験容器外側の電気ペネ端面から出たケーブルの芯線間を流れる電流をエレクトロメータ (Keysight Technologies B2985A)を用いて測定した。また、圧力容器内側のケーブル端末は開放状態で封止した。

図 2.2.5.4 に電流測定を行った電気ペネのケーブルの端面での配置を示す。PWR プラント用電気ペネには、赤線、黒線、白線、緑線の 4 本の芯線を持つケーブルが 31 本取り付けられている。この中で、図 2.2.5.4(a)のように赤丸で示した 4 芯ケーブル No.3, 8, 16, 22, 24, 29 について、それぞれ赤線と黒線の線間に流れる電流を測定した。

また、BWR 用電気ペネには、単芯のケーブル 118 本が取り付けられている。図 2.2.5.4(b)に示すように、No.1 と 2、No.29 と 30、No.47 と 48、No.85 と 86、No.101 と 102、No.117 と 118 の線間に流れる電流を測定した。

測定では、JIS C 3005: 2000<sup>16</sup> の 4.7 項を参考として、図 2.2.5.4 に示すケーブルについて、上記の組み合わせで、直流電圧最大 100V を継続的に印加し、電流を 2 分ごとに測定した。印加電圧値を電流値で除すことによってケーブルの絶縁抵抗が得られる。

## ④ 気密性試験

IEEE Std.317(1983)に従って、加圧した乾燥ヘリウムでリーク量を測定した。判定基準は、温度 20℃±15℃において、 $1.0 \times 10^{-4} \text{Pa} \cdot \text{m}^3/\text{sec}$  以下である。

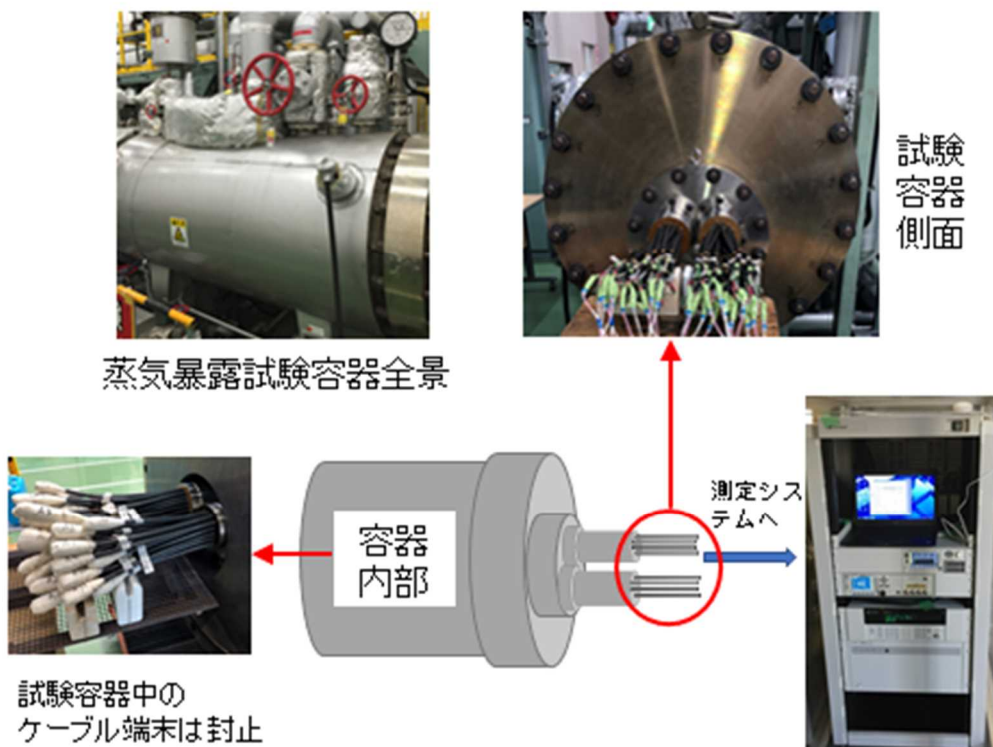


図 2.2.5.2 PWR プラント用電気ペネの測定に使用した試験装置  
 Fig.2.2.5.2 Test equipment used for electric penetrations for PWR plant

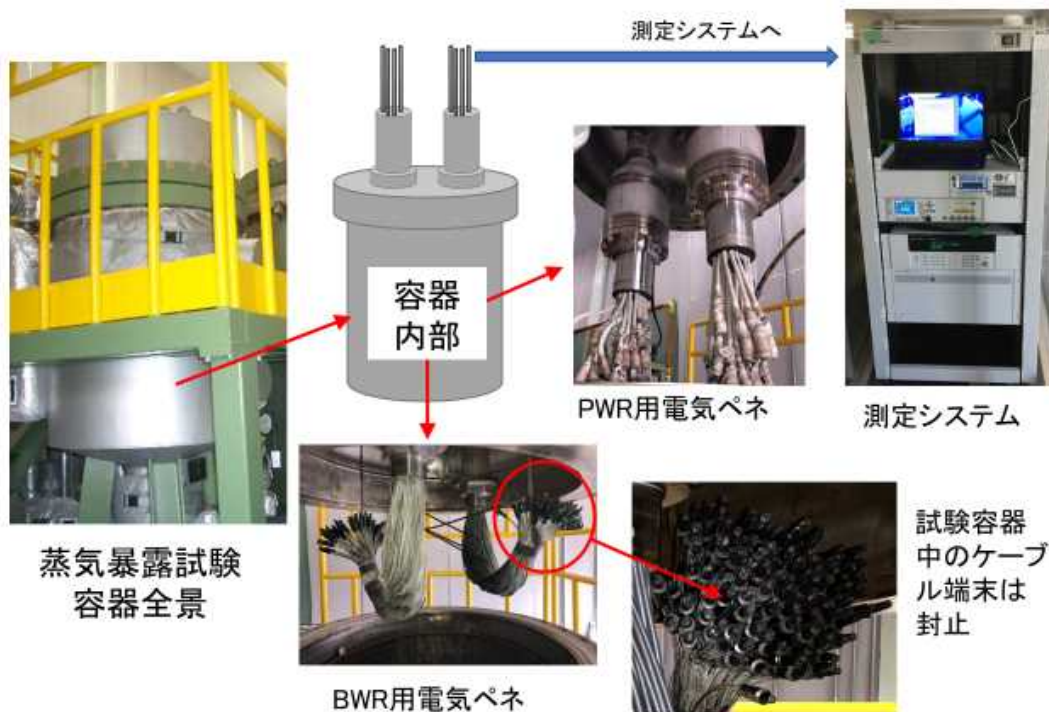


図 2.2.5.3 PWR プラント用電気ペネ及び BWR プラント用電気ペネの測定に使用した試験装置

Fig.2.2.5.3 Test equipment used for electric penetrations for PWR plant and BWR plant

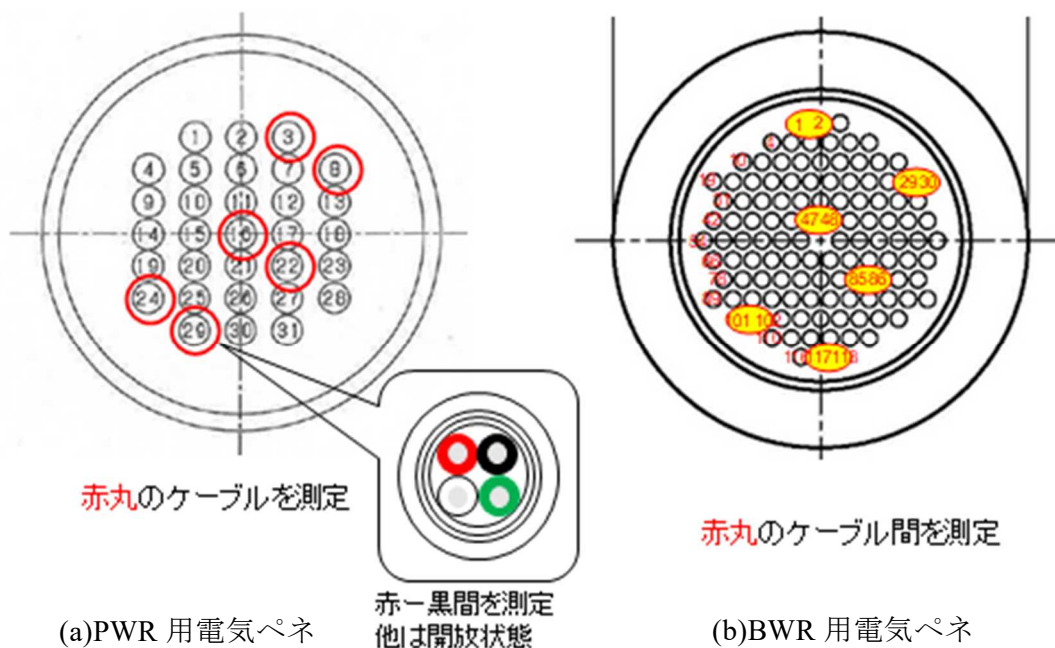


図 2.2.5.4 電気ペネのケーブルの配置  
Fig. 2.2.5.4 Electric penetration cable layout

## (2) SA 時環境模擬試験結果

代表的な試験結果として、図 2.2.5.5 に PWR プラント用電気ペネの 155°C、0.45MPaG で 168h の蒸気暴露時のケーブルの絶縁抵抗の推移を示す。外側、中心部に配置されたケーブル 6 本の中の 2 芯の線間抵抗を測定した。図 2.2.5.5 では、蒸気暴露装置内の温度及び圧力が設定値以上となった時点をも 0h として図示している。なお、これ以降に示す図においても、同様に図示している。蒸気暴露開始後は、事前劣化有りの電気ペネの絶縁抵抗は、6 本とも  $10^7 \sim 10^8 \Omega$  程度まで低下し、その後 168h までほぼこの値で変化はなかった。事前劣化無しの電気ペネの絶縁抵抗は、蒸気暴露開始後  $10^9 \sim 10^{10} \Omega$  程度まで低下し、その後はそのままの値で推移した。絶縁抵抗は、事前劣化有りの方が事前劣化無しに比べ、全体的に低くなり、事前劣化の影響が見られた。

図 2.2.5.6 に PWR プラント用電気ペネの 200°C、0.90MPaG で 168h の蒸気暴露時のケーブルの絶縁抵抗の推移を示す。蒸気暴露開始後は、事前劣化有りの電気ペネの絶縁抵抗は  $10^6 \sim 10^7 \Omega$  程度まで低下し、4 本のケーブルは、その後 168h で  $10^5 \sim 10^6 \Omega$  程度まで低下する。No.8 のケーブルは時間とともに低下し、168h で  $10^4 \Omega$  となった。また、中心の No.16 のケーブルの絶縁抵抗は、蒸気暴露開始直後から  $10^3 \Omega$  まで低下した。事前劣化無しの絶縁抵抗は、蒸気暴露開始後  $10^7 \Omega$  程度まで低下し、その後時間とともに低下した。168h で 5 本は  $10^6 \Omega$  となったが、中心の No.16 は  $10^5 \Omega$  まで低下した。155°Cでの結果と同様に、絶縁抵抗は、事前劣化の方が事前劣化無しに比べ、全体的に低くなった。

BWR プラント用電気ペネの SA 時環境試験中の絶縁抵抗は、上記 PWR プラント用電気ペネと同様な傾向を示した。また、絶縁抵抗の低いケーブルの位置は、PWR プラント用電気ペネと同様に外側だけでなく、内側にも分布していた。

AEAII 研究で、計装システムで使用されるケーブルの絶縁抵抗が低下した場合、ケーブルの絶縁抵抗低下が計装システムの測定結果に与える影響について、検出器として熱電対温度計及び伝送器が使用されている回路を例として考察した。このうち伝送器については、伝送器回路の絶縁抵抗とディストリビュータ内の回路の電流及び出力電圧の関係から、伝送器回路の絶縁抵抗が概ね  $10^5\Omega$  より減少すると、ディストリビュータ内の回路の電流が増加し、このため出力信号  $V_{out}$  も大きくなる。これが誤差の原因となり、例えば、伝送器回路が水位計として使用される場合、実際よりも水位が高く測定される可能性があることを報告した<sup>11</sup>。

電気ペネは、ケーブルとともに計装システムの信号伝送系を構成しており、計装システムにおいて、電気ペネの絶縁抵抗の低下が、ケーブルと同様に誤差の原因となる可能性がある。試験の結果から、PWR プラント用電気ペネでは、 $155^\circ\text{C}$ では事前劣化有りでも  $10^7\Omega$  以上あり誤差は小さいので、十分な絶縁抵抗を有すると言える。 $200^\circ\text{C}$ では、 $10^5\Omega$  より低い絶縁抵抗のケーブルがあることから、誤差が大きくなる懸念がある。BWR プラント用電気ペネでは、PWR プラント用電気ペネより、全体的に低くなっており、誤差が大きくなる可能性があるため、データを慎重に分析している。したがって、電気ペネの SA 時の健全性評価においては、蒸気暴露中に電気ペネの絶縁抵抗を測定し、考慮することが重要と考える。

蒸気暴露試験後、室温で気密性試験を行った。試験に供試した全ての電気ペネで気密試験の結果は判定基準を満足しており、PWR プラント用電気ペネのように  $200^\circ\text{C}$ で絶縁抵抗が  $10^3\Omega$  まで低下したものについても、電気ペネとしての気密性に問題はないことがわかった。気密性試験後、電気ペネを分解して、内部の観察をしたところ、圧力容器内側の端部でポッティング材の劣化が見られた。この劣化した部分から蒸気が浸透して絶縁抵抗が低下した可能性があると考え。この部分の劣化を詳細に分析している。

今後、BWR プラント用電気ペネの絶縁抵抗については、さらにデータの分析を行い、PWR プラント用電気ペネの絶縁抵抗のデータ及びポッティング材の劣化分析結果と合わせて、絶縁抵抗の低下メカニズムを明らかにする。これらの結果は、学会等で発表を行い、議論を受けてから、論文等で公表する。



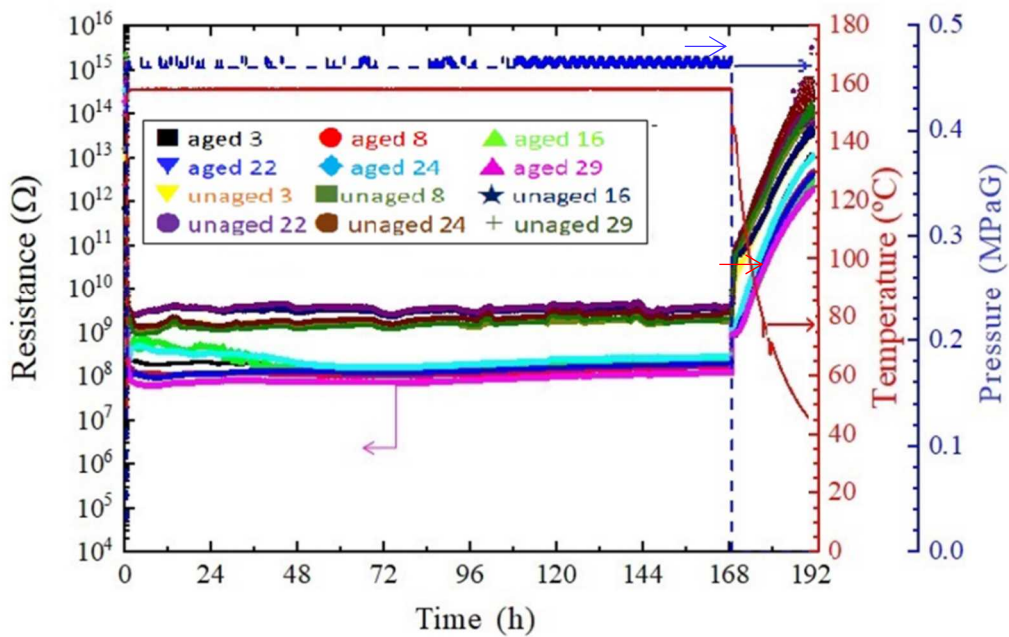


図 2.2.5.5 PWR プラント用電気ペネの 155°C、0.45MPaG の蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化

Fig. 2.2.5.5 Resistance of electric penetration for PWR plant as a function of time under steam condition at 155 °C and 0.45 MPaG

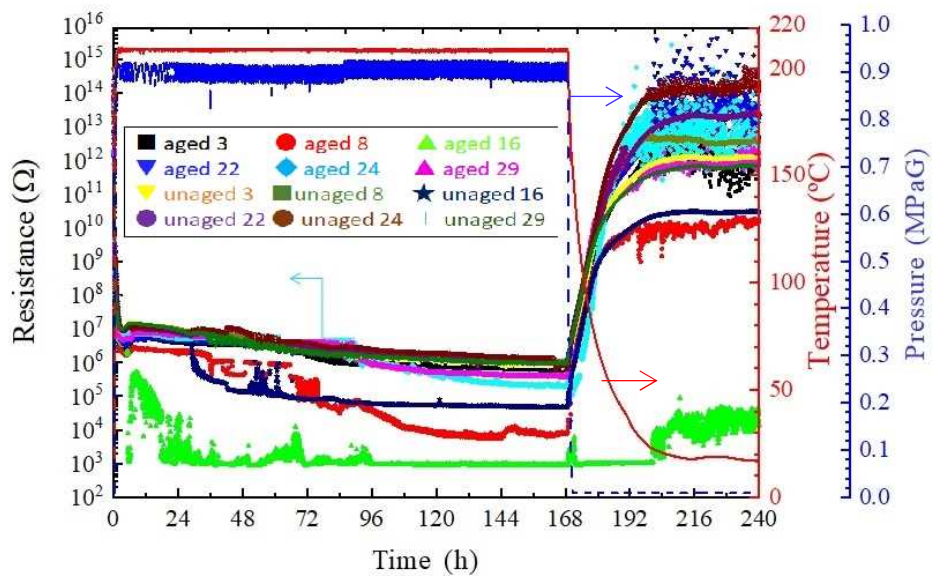


図 2.2.5.6 PWR プラント用電気ペネの 200°C、0.9MPaG の蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化

Fig. 2.2.5.6 Resistance of electric penetration for PWR plant as a function of time under steam condition at 200 °C and 0.9 MPaG

## 2. 3 高分子材料劣化評価研究

ポットイング材及びケーブル絶縁材の高分子材料の熱・放射線同時暴露による劣化特性を調査・試験し、劣化メカニズムを検討した。また、電気ペネに接続されているケーブル等について、高温領域における蒸気、化学スプレーによる絶縁性能を調査し、これらの環境による劣化の影響を検討した。

### 2. 3. 1 ポットイング材の劣化特性の調査・試験

PWR プラント用電気ペネのポットイング材である硬質エポキシ樹脂の H-EP 及び BWR プラント用電気ペネのポットイング材である軟質エポキシ樹脂の S-EP について、熱・放射線同時劣化による熱特性、機械特性、誘電特性の調査試験を実施した。

熱特性を調査するために、示差走査熱量計（DSC3100、ネッチジャパン）を用いて示差走査熱量分析（以下「DSC」という。）測定を行った。図 2.3.1.1 に、S-EP と H-EP の DSC のスペクトルを、図 2.3.1.2 に、そのスペクトルにより得たガラス転移温度(以下「T<sub>g</sub>」という。)と劣化時間の関係を示す。なお、劣化時間 0h のプロットは、未劣化試料の測定値を示す。なお、これ以降に示す図においても、同様に図示している。また、DSC スペクトルの測定に用いた H-EP 及び S-EP の劣化条件を表 2.3.1.1 に示す。S-EP について、未劣化の T<sub>g</sub> は-32℃であり、室温でゴム状態である。熱・放射線同時劣化した S-EP の T<sub>g</sub> は、劣化時間により変動した。熱・放射線同時劣化時間が 2000h を超えると、ガラス転移による吸熱ピーク及びベースラインのシフトは見られなくなる。熱・放射線同時劣化後の T<sub>g</sub> は、未劣化より上昇していることから、架橋の進行が考えられる。さらに劣化時間が増加すると T<sub>g</sub> は低下に転じることから、架橋より分子鎖切断反応の方が優勢になると考えられる。このことから、S-EP では、放射線の影響を強く受けると推定できる。

H-EP については、未劣化の T<sub>g</sub> は 120℃であり、室温ではガラス状態である。熱放射線同時劣化の劣化時間により、T<sub>g</sub> はほとんど変化しない。4000h までの劣化時間では、構造に大きな変化はないものと考えられる。

機械特性を調査するために、インデントモジュラス（以下「IM」という。）測定装置（IM-INSS III、とぶさシステムズ）を用いて IM を測定した。図 2.3.1.3 に、S-EP と H-EP の IM と劣化時間の関係を示す。IM は距離当たりの押針を試料に押し込むための力であるから、試料が硬いほど増加する。S-EP については、1000h まで劣化時間の増加とともに IM は急激増加し、また劣化温度が高いほど IM は大きくなることがわかった。この劣化時間領域では、S-EP は、熱・放射線同時劣化によって硬化し、劣化温度が高いほど硬化反応は促進されることが考えられる。1000~2000h では、劣化時間の増加とともに IM は低下した。この劣化時間領域では、脆化が主に生じていると考えられる。H-EP については、IM は劣化時間、劣化温度によって変化はなく、これら劣化条件に影響されることがわかった。

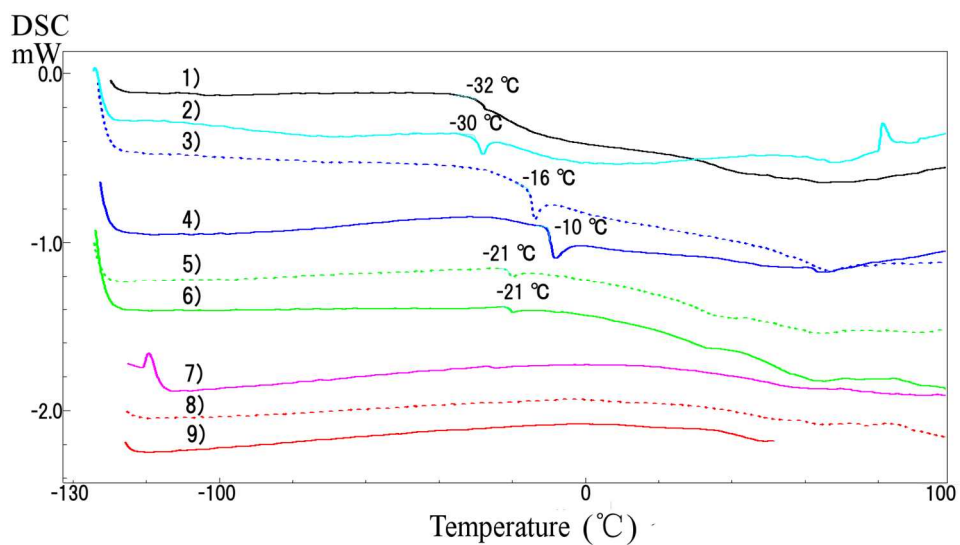


誘電特性については、誘電体測定システム（SI126096W、Solartron）を用いて調査した。図 2.3.1.4 に、50Hz での比誘電率  $\epsilon_r'$ 、比誘電損率  $\epsilon_r''$  を示す。S-EP の  $\epsilon_r'$  と  $\epsilon_r''$  は、熱・照射線同時劣化試料の方が未劣化試料よりも低い。また、熱・放射線同時劣化試料では、 $\epsilon_r'$  と  $\epsilon_r''$  は劣化期間の増加に伴い低下することがわかった。IM の測定結果と合わせて、S-EP は熱・放射線同時劣化によって硬化し電荷の移動が妨げられ  $\epsilon_r'$  と  $\epsilon_r''$  は低下したものと考えられる。また、H-EP については、Tg、IM とも熱・放射線同時劣化により影響を受けないことから、構造に変化はなく、電荷の移動も変化しないため、 $\epsilon_r'$  と  $\epsilon_r''$  は変化しなかったものと考えられる。

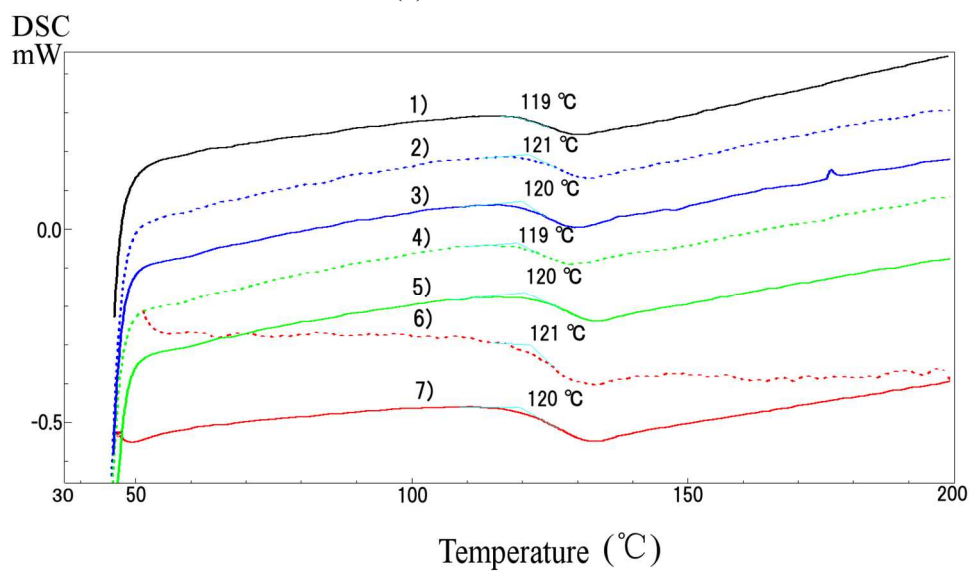
表 2.3.1.1 H-EP 及び S-EP の熱・放射線劣化条件

Table 2.3.1.1 Thermal and radiation degradation conditions of H-EP and S-EP

試料	番号	温度(°C)	線量率(Gy)	時間(h)
S-EP	1)			
	2)	100	100	50
	3)	80	100	100
	4)	100	100	100
	5)	80	100	1000
	6)	100	100	1000
	7)	100	100	2000
	8)	80	100	4000
H-EP	1)			
	2)	80	100	100
	3)	100	100	100
	4)	80	100	1000
	5)	100	100	1000
	6)	80	100	4000
	7)	100	100	4000



(a) S-EP



(b) H-EP

図 2.3.1.1 S-EP(a)と H-EP(b)の DSC スペクトル

Fig. 2.3.1.1 DSC spectra measured for S-EP (a) and H-EP (b).

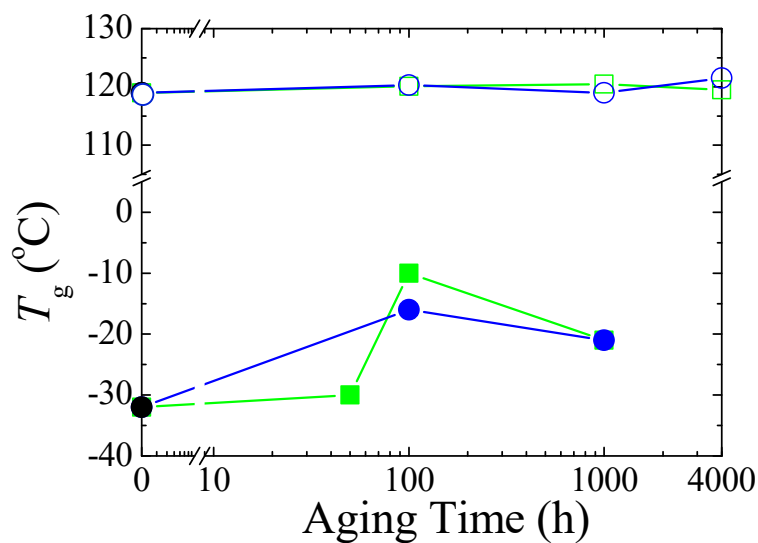


図 2.3.1.2 S-EP と H-EP の T<sub>g</sub>

Fig. 2.3.1.2 T<sub>g</sub> measured for the unaged and aged samples of S-EP and H-EP

注) 凡例 : S-EP は●、■、H-EP は、○、□、劣化条件 80°C、100Gy/h は●、○、劣化条件 100°C、100Gy/h は■、□

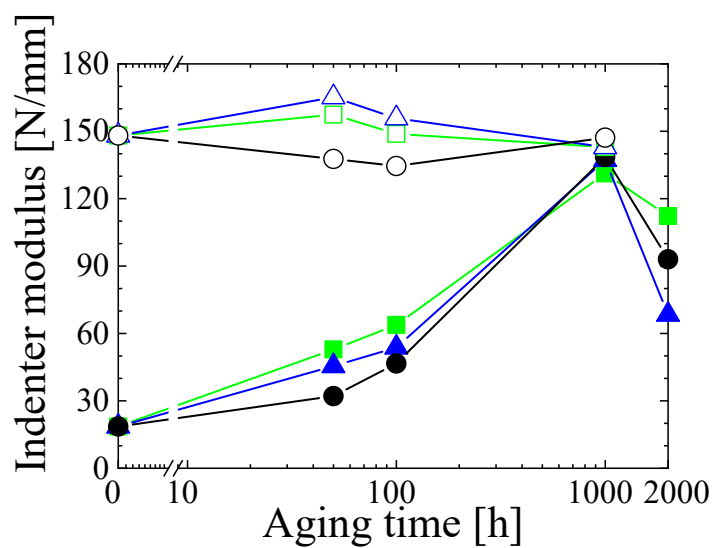


図 2.3.1.3 S-EP と H-EP の IM

Fig. 2.3.1.3 Indenter modulus in S-EP and H-EP

注) 凡例 : S-EP の熱・放射線同時劣化試料、劣化温度 80°C ●、90°C ▲、100°C ■、H-EP の熱・放射線同時劣化試料、劣化温度 80°C ○、90°C △、100°C □)、線量率は全て 100Gy/h

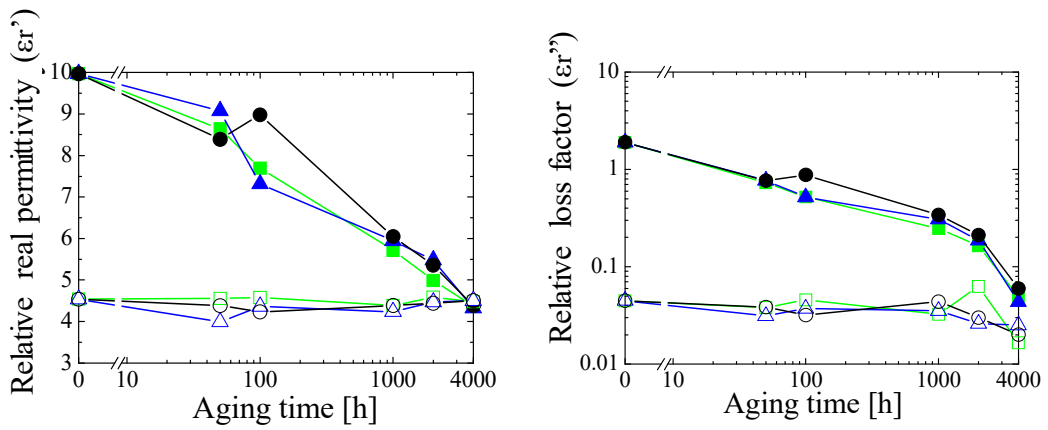


図 2.3.1.4 S-EP と H-EP の比誘電率  $\epsilon_r'$  と比誘電損率  $\epsilon_r''$  の比較

Fig. 2.3.1.4 Real part and imaginary part of the complex permittivity in S-EP and H-EP (20 °C, 50 Hz)

注) 凡例 : S-EP の熱・放射線同時劣化試料、劣化温度 80°C ●、90°C ▲、100°C ■、  
熱・放射線同時劣化試料、劣化温度 80°C ○、90°C △、100°C □、線量率は全て 100Gy/h

## 2. 3. 2 ケーブル用絶縁材の劣化特性の調査・試験

ケーブル用絶縁材について、2. 3. 1と同様に、熱劣化あるいは熱・放射線同時劣化を付与し、絶縁材の劣化特性を調査した。また、電気ペネに接続されているケーブルと同等のケーブルについて、ケーブル単独で絶縁性能を維持できる環境条件を調べるため、AEAII研究で実施した環境条件よりさらに過酷な高温領域における蒸気雰囲気、大気雰囲気、化学スプレー噴霧雰囲気等の各種環境下での絶縁抵抗を測定し、これら環境が絶縁性能に与える影響を調査した。

試験に用いたケーブルの一覧を表 2.3.2.1 に示す。これらについて、ケーブル供試体及びケーブル絶縁体をシート状に加工したシート供試体を用意し、熱・放射線同時処理により劣化を付与した。また、比較のため、劣化処理をしない未処理のもの(未劣化供試体)も試験に供試した。熱・放射線同時劣化の劣化条件は、ACA 研究で実施した事故時環境試験(LOCA 試験)に合格した供試ケーブルの最大事前劣化条件を参考とした。供試ケーブルを高温蒸気、大気雰囲気とした圧力容器内に設置し、温度をパラメータとして絶縁抵抗を測定した。また、化学スプレーによる絶縁抵抗の変化を調査した。

表 2.3.2.1 試験ケーブルの名称、製造メーカー、材料、構造

Table 2.3.2.1 Name, manufacturer, material, and structure of the tested cables

名称 (本報告書における略称)	使用 プラント	製造 メーカー	ケーブル仕様			
			絶縁体材料	シース材料	導体サイズ [mm <sup>2</sup> ]	芯数
FR-XLPEケーブル	BWR	B社	難燃架橋ポリエチレン (FR-XLPE)	難燃ビニル	2	3
三重同軸ケーブル	PWR	C社	架橋ポリエチレン (XLPE)	テトラフルオロエチレン・エチレン 共重合体	1.15	1
FR-EPRケーブル(B)	BWR	B社	難燃EPゴム (FR-EPR)	難燃クロロブレン	2	3
FR-EPRケーブル(P)	PWR	C社		難燃クロロスルホン化ポリエチレン	2	3
SiRケーブル(B)	BWR	B社	シリコーンゴム (SiR)	ガラス編組	2	3
SiRケーブル(P)	PWR	C社		シリコーンゴム	1.25	3

### (1) 熱特性、機械特性及び構造に及ぼす劣化の影響調査

熱あるいは熱・放射線同時劣化によって劣化させた FR-XLPE、XLPE、FR-EPR、並びに SiR のシート供試体について、劣化条件が熱特性、機械特性及び構造に及ぼす影響を調べた。以下に得られた知見をまとめて示す。

#### ① FR-XLPE

・熱劣化と同時劣化試料では、劣化温度と劣化時間の増加とともに、引張伸び率は低下し、IM は増加する。これは、架橋反応により FR-XLPE が硬化したためと考えられる。また、放射線は試料の硬化プロセスを加速するものと見られる。

・未劣化 FR-XLPE には、添加剤由来のカルボニル基が多数存在する。劣化温度と劣化時間の増加とともにカルボニル基が増加し、またヒドロキシ基が出現する。このことから酸化反応が優勢と考えられる。

#### ② XLPE

・熱劣化と同時劣化試料では、FR-XLPE と同様に架橋反応により硬化する。このため、劣化温度と劣化時間の増加とともに、引張伸び率は低下し、IM は増加する。また、放射線照射は、この硬化プロセスを加速すると見られる。さらに、劣化を進めると酸化反応が優勢となり、カルボン酸生成に伴う分子鎖切断により脆化が大幅に進行する。

・線量率が高い放射線劣化では、酸化は進行せず、むしろ架橋が進行し、XLPE は硬化する。

#### ③ FR-EPR

・熱劣化及び高温での熱・放射線同時劣化により、FR-EPR は硬化する。これは、架橋の進行によるものと考えられる。200℃以上で長時間さらに激しく劣化されると、架橋が切断され脆化が起こる。

・未劣化供試体では、検出されないカルボニル基が、劣化を施すことにより出現する。カルボニル基の極性による分子間力は、硬化の一つの原因と考えられる。

#### ④ SiR

・熱劣化及び高温での熱・放射線同時劣化では、熱振動によりシロキサン主鎖が互いに接近することで架橋が進行し、引張強度及び引張伸び率は低下する。さらに激しく劣化させると、SiR は脆化することがわかった。

・室温放射線劣化では、主鎖が互いに接近しないため架橋はあまり進行せず、表面の環状シロキサンの酸化が進行しカルボニル基が生成されるものと考えられる。

(2) 高温領域における蒸気雰囲気及び大気雰囲気でのケーブルの絶縁性能の調査・試験

表 2.3.2.2 に示す電気ペネに接続されているケーブルと同等の SA 環境模擬試験に用いたケーブルについて、高温領域における蒸気雰囲気あるいは大気雰囲気の環境下で絶縁抵抗を測定し、これら環境がケーブルの絶縁性能に与える影響を調査した。

表 2.3.2.2 ケーブル供試体及び劣化条件

Table 2.3.2.2 Cable specimen and deterioration conditions

名称	使用プラント	絶縁体材料	事前劣化	事故時照射
三重同軸ケーブル	PWR	架橋ポリエチレン (XLPE)	- 100 °C、100 Gy/h、 5686 h(568.6 kGy)	室温 10 kGy/h、 500 kGy
FR-EPRケーブル(P)		難燃EPゴム (FR-EPR)	- 100 °C、100 Gy/h、 4003 h(400.3 kGy)	
SiRケーブル(P)		シリコーンゴム (SiR)	- 100 °C、100 Gy/h、 5549 h(554.9 kGy)	
FR-XLPEケーブル	BWR	難燃架橋ポリエチレン (FR-XLPE)	- 100 °C、100 Gy/h、 2500 h(250 kGy)	室温 10k Gy/h、 800 kGy
FR-EPRケーブル(B)		難燃EPゴム (FR-EPR)	- 100 °C、100 Gy/h、 6990 h(699 kGy)	
SiRケーブル(B)		シリコーンゴム (SiR)	- 100 °C、100 Gy/h、 6241 h(624.1 kGy)	

図 2.3.2.1 に示すように、蒸気暴露試験容器内にケーブルを設置し、容器外へ引き出したケーブルの芯線に直流電圧を 10~100V 印加し、蒸気暴露中の絶縁抵抗の時間変化を測定した。AEAII研究では、200°Cまでの試験を実施している。本研究では、さらに高温の領域での絶縁抵抗の変化を測定するため、測定中の温度と圧力は 220°C、0.62MPaG とした。また、図 2.3.2.2 に示す試験装置で、大気中加熱試験を行った。恒温槽内にケーブルを設置し、200°C一定の大気中で蒸気暴露試験と同様に電圧を印加し、絶縁抵抗の時間変化を測定した。測定時間は、蒸気暴露中及び大気中とも 168h とした。

図 2.3.2.3 に FR-EPR ケーブル(B)の、図 2.3.2.4 に SiR ケーブル(B)の 220°C、0.62MPaG の蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化をそれぞれ示す。0h に  $10^6 \Omega m$  程度まで低下し、その後 96h 程度まで緩やかに減少し、96h 以上では約  $10^5 \Omega m$  で安定している。図示していないが、FR-EPR ケーブル(P)、SiR ケーブル(P)、FR-XLPE ケーブル、三重同軸ケーブルでも同様の傾向が見られた。

蒸気が絶縁抵抗に及ぼす影響を調査するため、加熱のみの条件下で絶縁抵抗を測定した。図 2.3.2.5 に、FR-EPR ケーブル(B)の 200°Cにおける絶縁抵抗の時間変化を示す。事前劣化無しのケーブルの絶縁抵抗は、加熱開始後低下し、90h 経過後に約  $10^6 \Omega m$  まで下がった。

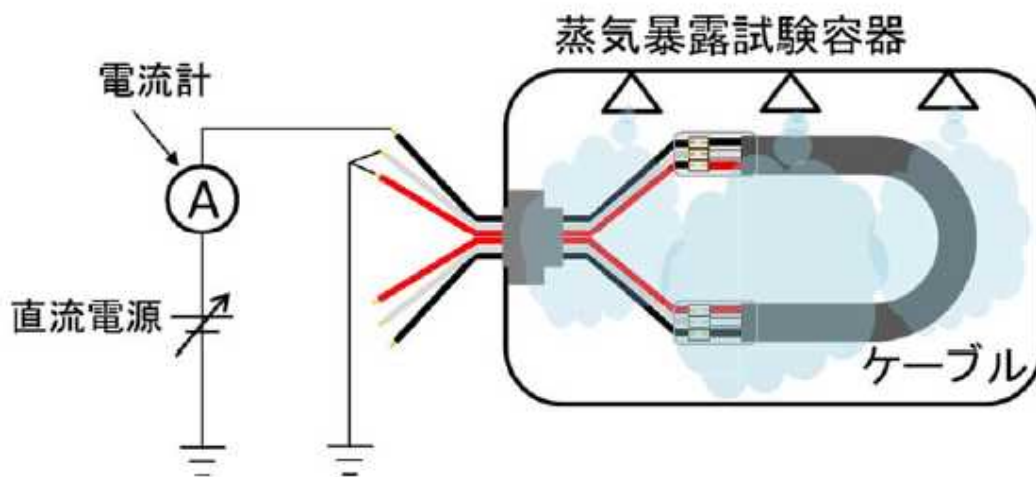
事前劣化有りのケーブルは、少々挙動が異なるものの、加熱開始後 168h 時点において、 $10^7 \Omega \text{m}$  程度となった。

図 2.3.2.6 に、SiR ケーブル(B)の  $200^\circ\text{C}$ における絶縁抵抗の時間変化を示す。SiR ケーブル(B)の絶縁抵抗は、加熱開始後の初期に温度上昇とともに低下し  $10^{10} \Omega \text{m}$  程度となった後上昇し、約 40h 以降においては  $10^{11} \Omega \text{m}$  程度以上で一定となる。

図示していないが、FR-EPR(P)と SiR ケーブル(P)もほぼ同様の傾向を示すことがわかった。図 2.3.2.3、図 2.3.2.5、図 2.3.2.4 及び図 2.3.2.6 を比較すると、加熱温度に  $20^\circ\text{C}$ の差はあるにせよ、両条件における FR-EPR ケーブルの絶縁抵抗の差に比べて、SiR ケーブルの絶縁抵抗の差が明瞭に大きく現れている。このことから、蒸気雰囲気は SiR の絶縁抵抗に大きく影響していることがわかる。

また、全てのケーブルにおいて、蒸気暴露中及び加熱中に絶縁破壊したケーブルは無く、蒸気暴露試験後に実施した耐電圧試験で合格したことから、本試験で設定した環境においては絶縁性能が保たれる可能性が高いことがわかった。





出典) T. Minakawa et al(2019)<sup>33</sup>

図 2.3.2.1 蒸気暴露試験及び絶縁抵抗測定回路の模式図

Fig. 2.3.2.1 Schematic diagram of the configuration of the steam exposure test and the circuit for electrical insulation resistance measurement



出典) 原子力規制庁(2019)<sup>11</sup>

図 2.3.2.2 ケーブル大気中加熱試験の装置

Fig. 2.3.2.2 Apparatuses used for the cable heat exposure test in the air

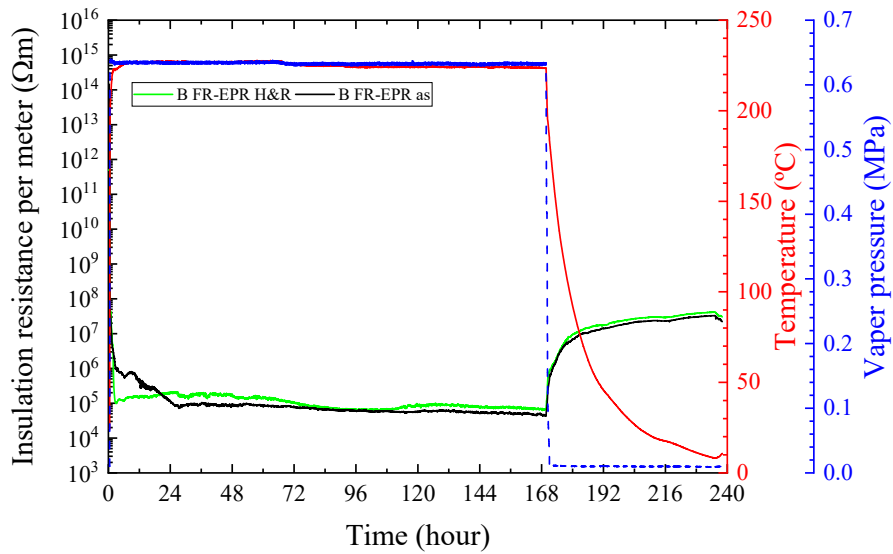


図 2.3.2.3 FR-EPR ケーブル(B)の 220℃、0.62MPaG の蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化

Fig. 2.3.2.3 Electric resistivity as a function of time under high temperature steam at 220 °C and 0.62 MPaG in FR-EPR cable (B)

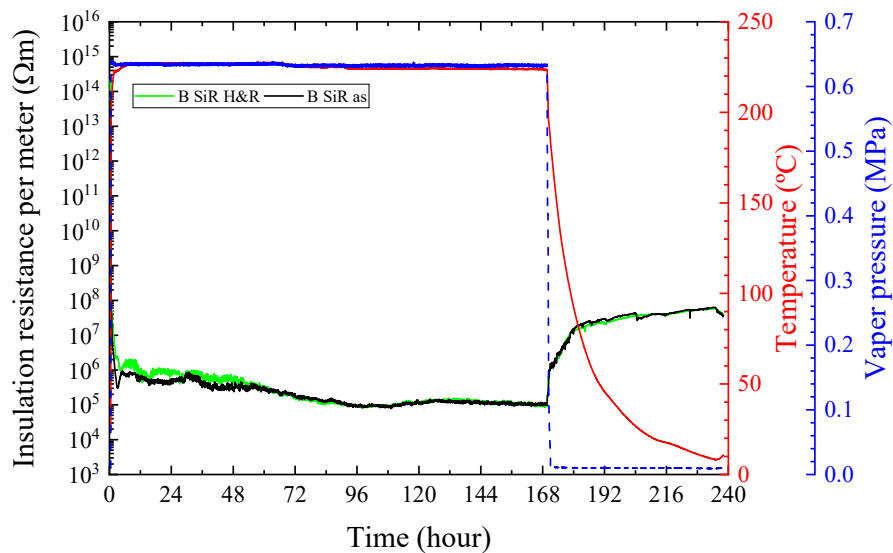
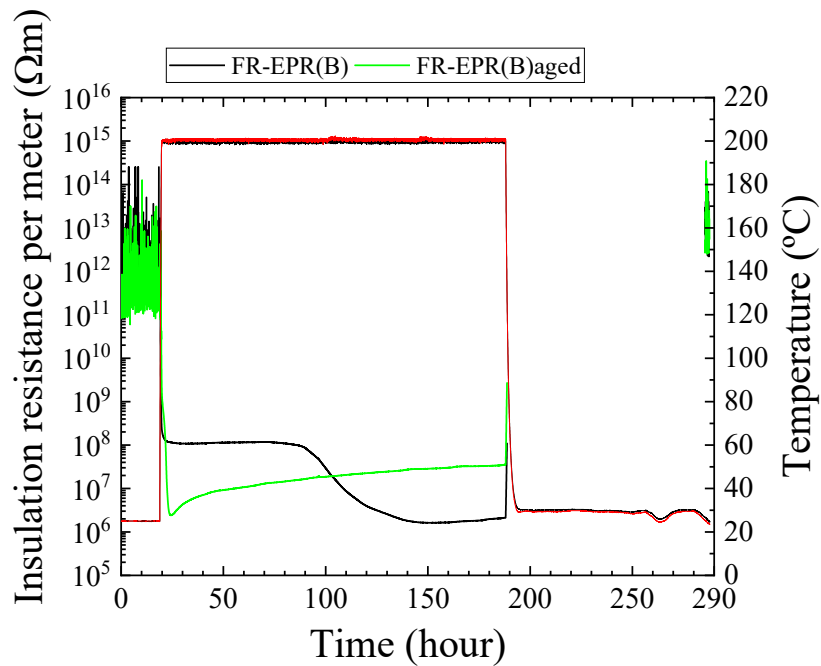


図 2.3.2.4 SiR ケーブル(B)の 220℃、0.62MPa(G)の蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化

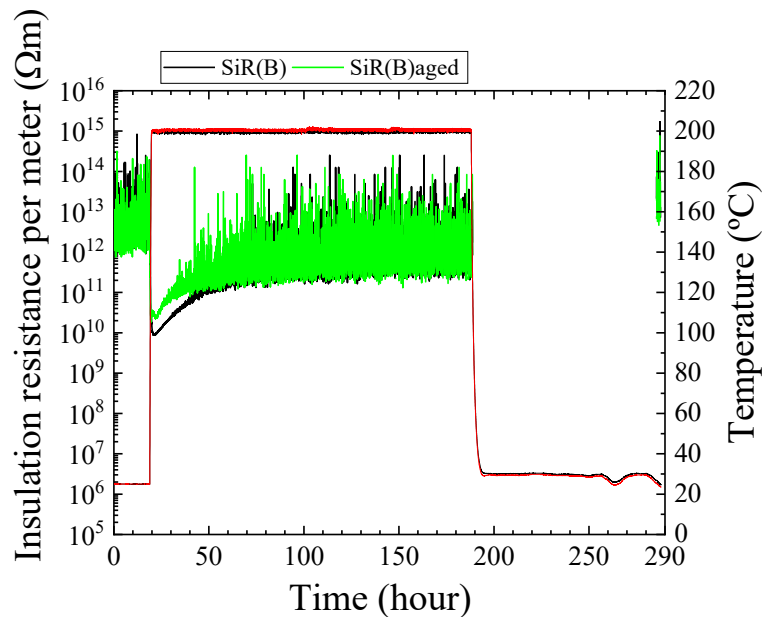
Fig. 2.3.2.4 Electric resistivity as a function of time under high temperature steam at 220 °C and 0.62 MPa(G) in SiR cable (B)



出典) 皆川武史ほか(2018)<sup>34</sup> (一部データ抜粋)

図 2.3.2.5 FR-EPR ケーブル(B)の 200°Cにおける絶縁抵抗の時間変化

Fig. 2.3.2.5 Electric resistivity as a function of time at 200 °C in FR-EPR cable (B)



出典) 皆川武史ほか(2018)<sup>34</sup> (一部データ抜粋)

図 2.3.2.6 SiR ケーブル(B)の 200°Cにおける絶縁抵抗の時間変化

Fig. 2.3.2.6 Electric resistivity as a function of time at 200 °C in SiR cable (B)

### (3) 蒸気暴露中における化学スプレイのケーブル絶縁抵抗への影響

BWR プラントの SA 時においては、放射性よう素の環境への放出量を低減する目的で、原子炉格納容器内に NaOH 水溶液が注入される<sup>35</sup>。このため、原子炉格納容器内で使用されるケーブルは、NaOH 水溶液の噴霧環境に晒されることが想定される。そこで、FR-EPR

ケーブル(B)と SiR ケーブル(B)の 2 種類のケーブルについて、化学スプレイの有無による SA 時模擬環境試験下での絶縁抵抗への影響を調査した。

表 2.3.2.3 ケーブル供試体及び劣化条件  
Table 2.3.2.3 Cable specimen and deterioration conditions

名称	使用プラント	絶縁体材料	事前劣化	事故時照射
FR-EPRケーブル(B)	BWR	難燃EPゴム (FR-EPR)	-	室温 10 kGy/h、 800 kGy
			100 °C、100 Gy/h、 6990 h(699 kGy)	
SiRケーブル(B)	BWR	シリコーンゴム (SiR)	-	
			100 °C、100 Gy/h、 6241 h(624.1 kGy)	

表 2.3.2.3 に示す劣化処理を施した FR-EPR ケーブル(B)と SiR ケーブル(B)の 2 種類のケーブルについて、蒸気暴露試験容器内に設置し、化学スプレイの有無による SA 時模擬環境試験下での絶縁抵抗の時間変化を調べた。化学スプレイは、pH 約 13 の NaOH 水溶液であり測定期間及び化学スプレイ期間は 168h である。

#### ① SiR ケーブル(B)

化学スプレイ有りの SA 試験中の絶縁抵抗測定結果を図 2.3.2.7 に、蒸気暴露のみで化学スプレイ無しの結果を図 2.3.2.8 にそれぞれ示す。図 2.3.2.7 から、事前劣化有りのケーブルは、試験の途中で抵抗値が乱れた後、測定できない状態が確認された。これは、絶縁抵抗が喪失した状態であると推測できる。図 2.3.2.8 に示す化学スプレイ無しの蒸気のみによる SA 試験では、事前劣化有り、無しのケーブルとも絶縁抵抗は  $10^8 \sim 10^9 \Omega m$  で推移しており、化学スプレイ有りの SA 試験で見られたような絶縁抵抗喪失の挙動は見られない。

#### ② FR-EPR ケーブル(B)

化学スプレイ有りの SA 試験中の絶縁抵抗測定結果を図 2.3.2.9 に、蒸気暴露のみで化学スプレイ無しの結果を図 2.3.2.10 にそれぞれ示す。FR-EPR ケーブルについては、事前劣化の有無及び化学スプレイの有無に関わらず、絶縁抵抗は 0h に  $10^8 \Omega m$  程度まで低下し、その後しばらく減少し最小値となった後は緩やかに上昇し、168h では  $10^8 \sim 10^9 \Omega m$  の範囲となる傾向を示した。すなわち、FR-EPR ケーブルでは、SA 試験時における化学スプレイの影響は小さいことがわかった。

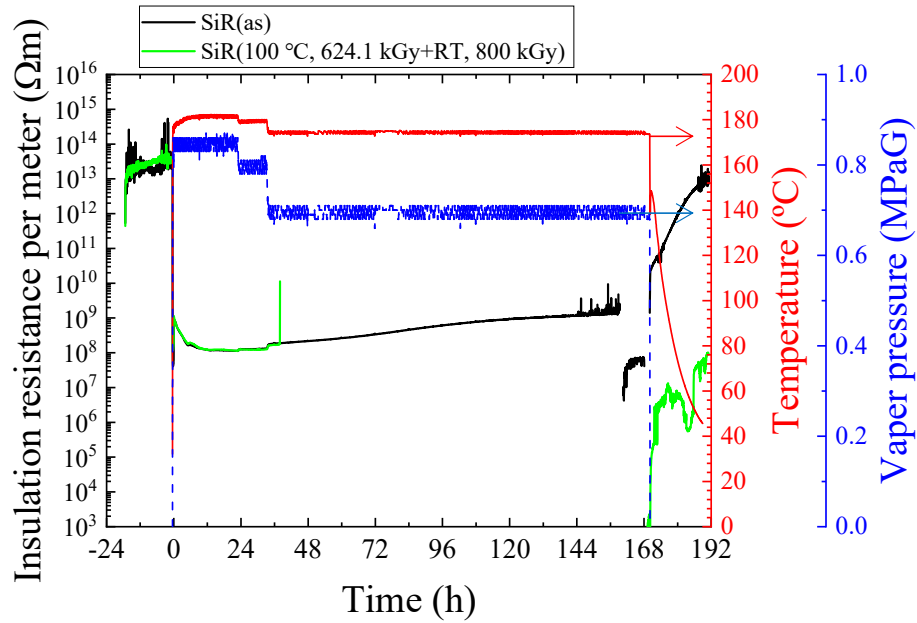


図 2.3.2.7 SiR ケーブル(B)の 171°Cの NaOH 化学スプレーを伴う蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化

Fig. 2.3.2.7 Electric resistivities as a function of time under high temperature steam at 171 °C with NaOH spray in SiR cable (B)

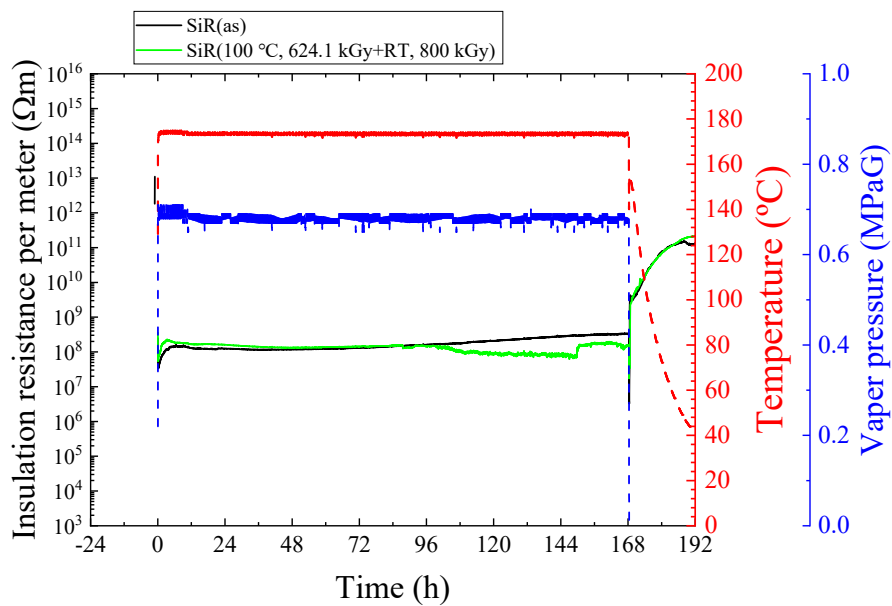


図 2.3.2.8 SiR ケーブル(B)の 171°Cの蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化

Fig. 2.3.2.8 Electric resistivities as a function of time under high temperature steam at 171 °C in SiR cable (B)

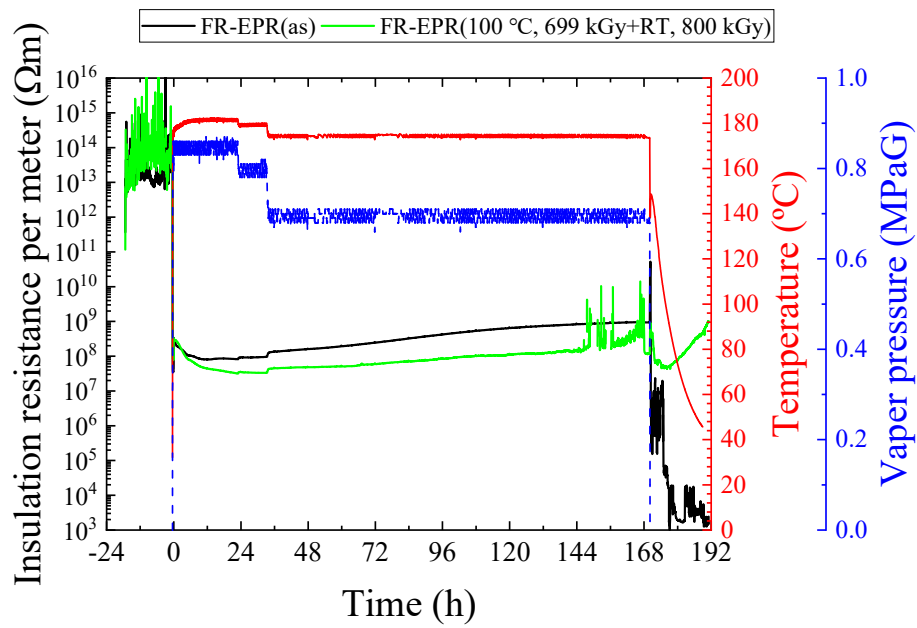


図 2.3.2.9 FR-EPR ケーブル(B)の 171°Cの NaOH 化学スプレーを伴う蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化

Fig. 2.3.2.9 Electric resistivities as a function of time under high temperature steam at 171 °C with NaOH spray in FR-EPR cable (B)

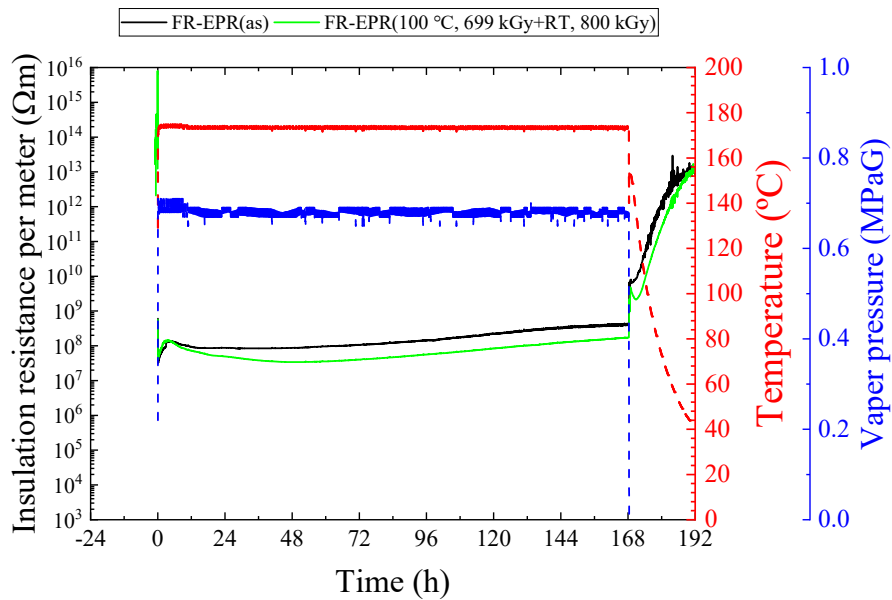


図 2.3.2.10 FR-EPR ケーブル(B)の 171°Cの蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化

Fig. 2.3.2.10 Electric resistivities as a function of time under high temperature steam at 171 °C in FR-EPR cable (B)

(4) 蒸気暴露中における化学スプレイの SiR ケーブルへの影響

SA 時の NaOH 水溶液の噴霧による SiR ケーブルへの影響を調べるため、SiR 絶縁体を高温の NaOH 水溶液に浸漬し、浸漬後の SiR 絶縁体の形状及び高分子構造の変化を調べた。










表 2.3.2.4 管状供試体  
Table 2.3.2.4 Tubular specimen

名称	絶縁体材料	事前劣化	事故時照射
SiRケーブル(B)	シリコーンゴム (SiR)	- 100 °C、100 Gy/h、 6241 h(624.1 kGy)	室温10 kGy/h、 800 kGy

表 2.3.2.4 に示す SiR ケーブル (B) に事前劣化 (Aging processes I)、事故時照射 (Aging process II) の劣化処理を行った後にシースを剥ぎ取り、導体が付いた状態の絶縁体 (管状供試体) を試験に供した。比較のため、事前劣化、事故時照射とも行わない未劣化のものも試験に用いた。設定温度 170°C の恒温槽内に設置した圧力容器内で pH 約 13 の NaOH 水溶液に管状供試体を浸漬した。浸漬時間は、恒温槽内の温度が 170°C に到達時点を 0h とし、24, 48, 96 及び 168h の 4 つの期間とした。外表面及び浸漬試験後に切断して得た断面をデジタルマイクロスコープ (キーエンス、VHX-5000) を用いて観察した。

図 2.3.2.11 に NaOH 水溶液への浸漬前、浸漬後 48h, 168h 時点の管状供試体の外表面の拡大写真を示す。また、図 2.3.2.12 に管状供試体の絶縁体部分の断面の拡大写真を示す。未劣化管状供試体は、図 2.3.2.11(a)及び図 2.3.2.12(a)に示すように、168h まで NaOH 水溶液に浸漬しても外表面及び断面の変化は小さい。一方、図 2.3.2.11(b)及び(c)並びに図 2.3.2.12(a)及び(c)に示すように、劣化管状供試体は、事前劣化の有無に関わらず、NaOH 水溶液に浸漬すると管状供試体外表面の荒れが大きくなるとともに、管状供試体断面の外表面側が白色に変色する。

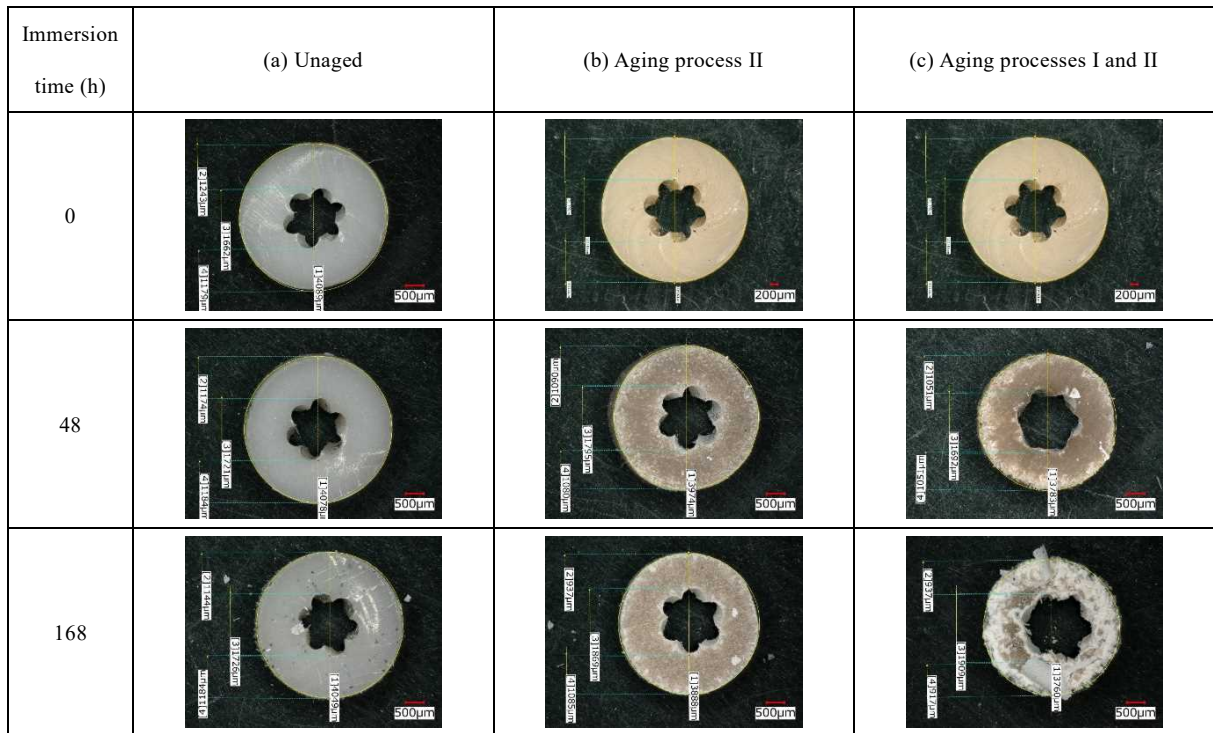
図 2.3.2.12 の管状供試体断面の拡大図に基づき決定した管状供試体の外径を図 2.3.2.13 に示す。未劣化管状供試体は、NaOH 水溶液への浸漬前後における外径の変化が小さい。一方、劣化管状供試体は、NaOH 水溶液に浸漬すると浸漬時間とともに外径が小さくなる傾向が見られる。SiR は、高温の強アルカリにより分解する<sup>36,37</sup>。また、原子力ケーブルの絶縁材料と同等の配合のシート状の SiR は、160°C の pH9.5~13.4 の水溶液中に浸漬すると、分解が進行して重量減少が起こること及び pH が大きいほど重量減少量が大きくなることが報告されている<sup>38</sup>。これらのことから、絶縁体の外径が減少するのは、NaOH 水溶液が接触する絶縁体表面から SiR が分解し、減肉するためと考えられる。

Immersion time (h)	(a) Unaged	(b) Aging process II	(c) Aging processes I and II
0			
48			
168			

出典) 皆川武史ほか(2019)<sup>39</sup>

図 2.3.2.11 170°Cで 48h、168h pH 約 13 の NaOH 水溶液に浸漬した SiR の外表面  
 Fig. 2.3.2.11 Outer surface of SiR insulation before and after immersion in the aqueous solution of NaOH with a pH of around 13 at 170 °C for 48 and 168 h

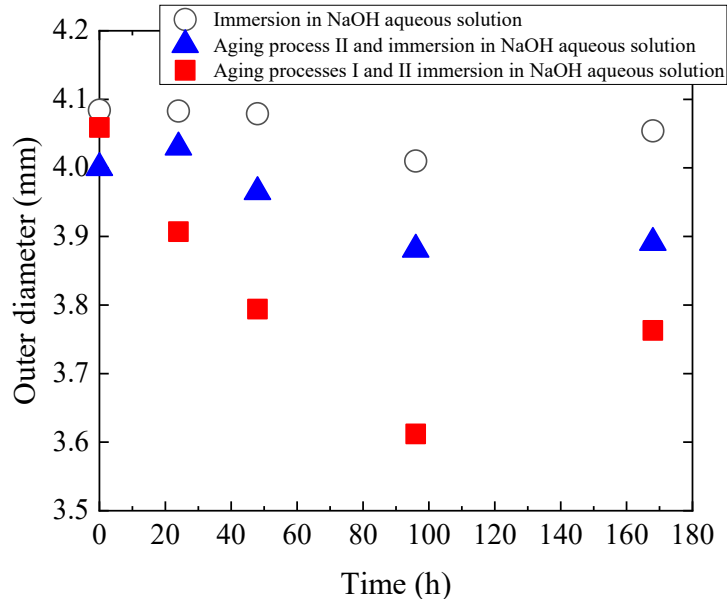




出典) 皆川武史ほか(2019)<sup>39</sup>

図 2.3.2.12 170°Cで 48h、168h pH 約 13 の NaOH 水溶液に浸漬した SiR の断面

Fig. 2.3.2.12 Cross section of SiR insulation before and after immersion in the aqueous solution of NaOH with a pH of around 13 at 170 °C for 48 and 168 h



出典) 皆川武史ほか(2019)<sup>39</sup>

図 2.3.2.13 170°C、pH 約 13 の NaOH 水溶液に浸漬した SiR の外径と浸漬時間の関係

Fig. 2.3.2.13 Outer diameter of SiR insulation immersed in aqueous solution of NaOH with a pH of around 13 at 170 °C, as a function of immersing time

(凡例：○未劣化で NaOH 水溶液に浸漬、▲事故時照射して NaOH 水溶液に浸漬、■事前劣化及び事故時照射して NaOH 水溶液に浸漬)

### 3. 結論

#### 3. 1 成果の要点

常設重大事故等対処設備に属する電気ペネに対し、熱・放射線同時劣化処理により経年劣化を模擬した劣化供試体を作製した上で、これらを SA 環境模擬試験装置内に設置して種々の試験条件に暴露し、試験中の電気ペネの絶縁抵抗を測定した。蒸気暴露中において電気ペネの絶縁抵抗が低下することが分かった。試験後、電気ペネの劣化状況を機器分析により調べた。これらの結果から、SA 環境下での健全性に関する知見を得た。

また、電気ペネのポッティング材及びケーブル絶縁材に用いられている高分子材料の熱・放射線の劣化特性を調査・試験し、劣化メカニズムを明らかにした。さらに、ケーブルについては、絶縁性能を維持できる高温、高圧の環境条件に関する知見を得た。

#### 3. 2 目的の達成状況

本研究では、常設重大事故等対処設備に属する電気・計装設備のうち電気ペネについて、高経年化技術評価等における長期健全性評価の確認に活用できるよう、供用期間相当の劣化を付与した状態における SA 時環境下での絶縁性能に係るデータを取得するための試験を計画し、計画どおり試験を実施した。これにより、電気ペネの SA 時環境下での絶縁性能に係るデータを取得するとともに、SA 環境下における絶縁体の劣化メカニズムについての知見を得ることができた。

#### 3. 3 成果の活用等

本研究の成果をもとに、常設重大事故等対処設備のうち電気ペネについて健全性評価試験法を策定することを予定している。本試験法は、高経年化対策制度及び運転期間延長認可制度における審査に関する技術基盤として活用できる。

## 参考文献一覧

- 1 原子力規制委員会、“実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(第四条)”、令和元年原子力規制委員会規則第三号、2019.
- 2 原子力規制委員会、“実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(第二条第二項第十四号)”、令和元年原子力規制委員会規則第三号、2019.
- 3 原子力規制委員会、“実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(第二条第二項第四号)”、令和元年原子力規制委員会規則第三号、2019.
- 4 通商産業省、“電気設備に関する技術基準を定める省令(第二条第一項第一号)”、平成九年通商産業省令第五十二号、1997.
- 5 International Atomic Energy Agency, “IAEA Safety Glossary terminology used in nuclear safety and radiation protection” p. 126, 2016.
- 6 通商産業省、“電気設備に関する技術基準を定める省令(第一条第六号)”、平成九年通商産業省令第五十二号、1997.
- 7 一般社団法人日本電線工業会ホームページ  
<https://www.jcma2.jp/jigyuu/densen/index.html> (2020年2月17日確認)
- 8 The Institute of Electrical and Electronics Engineers, Inc.: “IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations”, IEEE Std 317-1983, 1983.
- 9 原子力安全基盤機構、原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書、JNES-SS-0903、pp.39-124・179-256、2009.
- 10 原子力安全基盤機構、電気・計装設備の健全性評価技術調査研究、JNES-RE-2013-0001-Rev.1、pp.198-201、2013.  
<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/8321923/www.jnes.go.jp/content/000125907.pdf>
- 11 原子力規制庁、NRA 技術報告、重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析、NTEC-2019-1002、2019.
- 12 財団法人原子力発電技術機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書、2003.
- 13 原子力基盤機構、平成20年度電気・計装設備の健全性評価技術調査研究に関する報告書、09原高報-0004、pp.13-28、平成21年8月.
- 14 日本原子力発電、“東海第二発電所運転期間延長認可申請書(発電用原子炉施設の運転の期間の延長)(添付書類二：東海第二発電所劣化状況評価書)”、発室発第176号、2017. <http://www.nsr.go.jp/data/000210828.pdf> (2019年11月1日確認)
- 15 原子力安全基盤機構、原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド、JNES-RE2013-2049、2014.
- 16 日本産業規格、“ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法”、JIS C 3005: 2000、2000.

- 17 関西電力、“高浜発電所運転期間延長認可申請書(2号発電用原子炉施設の運転の期間の延長)の一部補正について(添付書類二：高浜発電所2号炉劣化状況評価書)”、関原発第111号、2016. <http://www.nsr.go.jp/data/000153497.pdf> (2019年12月16日確認)
- 18 日本原子力発電、“東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書(発電用原子炉施設の変更)本文及び添付書類の一部変更”、添付書類十、pp. 10-7.2-74、10-7.2-108、2018. <http://www.nsr.go.jp/data/000233534.pdf> (2019年12月16日確認)
- 19 東京電力、“柏崎刈羽原子力発電所原子炉設置変更許可申請書(6号及び7号原子炉施設の変更)本文及び添付書類の一部補正について”、添付書類十、pp. 10-7-2-28、10-7-2-197、2017.  
<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11105588/www.nsr.go.jp/data/000194746.pdf>  
(2019年12月16日確認)
- 20 中国電力、“島根原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(2号発原子炉施設の変更)”、添付書類十、pp. 10-II-115、10-II-127、10-II-128、2013.  
<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11105588/www.nsr.go.jp/data/000031478.pdf>  
(2019年12月16日確認)
- 21 北陸電力、“志賀原子力発電所用原子炉設置変更許可申請書(2号発電用原子炉施設の変更)”、添付書類十、pp. 10-4-148、10-4-149、2014.  
<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11105588/www.nsr.go.jp/data/000028442.pdf>  
(2019年12月16日確認)
- 22 中部電力、“浜岡原子力発電所4号炉 重大事故等対策の有効性評価”、pp.3-1-3-10、3-1-3-48、2016. <http://www2.nsr.go.jp/data/000163796.pdf>  
(2019年12月16日確認)
- 23 九州電力、“玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3号及び4号発電用原子炉施設の変更)”、添付書類十、p.10(3)-5-111、2013.  
<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11105588/www.nsr.go.jp/data/000032216.pdf>  
(2019年12月16日確認)
- 24 関西電力、“高浜発電所発電用原子炉設置変更許可申請書(3号及び4号発電用原子炉施設の変更)”、添付書類十、pp. 10-5-83、10-5-112、2013.  
<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11105588/www.nsr.go.jp/data/000032131.pdf>  
(2019年12月16日確認)
- 25 四国電力、“伊方発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3号原子炉施設の変更)”、添付書類十、pp. 10(3)-5-101、2013.  
<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11105588/www.nsr.go.jp/data/000032171.pdf>  
(2019年12月16日確認)

- 26 九州電力、“川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(1号及び2号発電用原子炉施設の変更)”、添付書類十、pp. 10(1)-5-94、10(1)-5-111、2013。  
<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11105588/www.nsr.go.jp/data/000032185.pdf>  
(2019年11月1日確認)
- 27 関西電力、“高浜発電所発電用原子炉設置変更許可申請書(1号、2号、3号及び4号発電用原子炉施設の変更)”、添付書類十、pp. 10(1)-7-496、2015。  
<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11105588/www.nsr.go.jp/data/000101392.pdf>  
(2019年12月16日確認)
- 28 関西電力、“美浜発電所発電用原子炉設置変更許可申請書(3号発電用原子炉施設の変更)”、添付書類十、p. 10-7-494、2015。  
<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11105588/www.nsr.go.jp/data/000101383.pdf>  
(2019年12月16日確認)
- 29 関西電力、“大飯発電所発電用原子炉設置変更許可申請書(3号及び4号発電用原子炉施設の変更)”、添付書類十、pp. 10-5-108、10-5-112、2013。  
<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11105588/www.nsr.go.jp/data/000032125.pdf>  
(2019年12月16日確認)
- 30 電気学会、“原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案”、電気学会技術報告(II部)第139号、1982。
- 31 Institute of Electrical and Electronics Engineers “IEEE Standard for Type Test of Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations”, IEEE Std 323-1974, pp. 19, 1974.
- 32 原子力規制委員会、“実用発電原子炉及びその附属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(第四十二条四項)”、令和元年原子力規制委員会規則第三号、2019。
- 33 T. Minakawa, M. Ikeda, N. Hirai, and Y. Ohki, “Insulation Performance of Safety-related Cables for Nuclear Power Plants under Simulated Severe Accident Conditions”, IEEJ Trans. Fundam. Mater. Vol. 139, No. 2, pp.54-59, 2019.
- 34 皆川武史、池田雅昭、平井直志、大木義路、“沸騰水型原子炉用安全系低圧ケーブルの高温蒸気暴露中及びその後の絶縁性能”、日本保全学会第15回学術講演会要旨集、pp.465-470、2018。
- 35 東京電力ホールディングス：「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 重大事故等対処設備について」、第428回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料 1-2, pp.3.7-58 (2017)
- 36 W. Noll : “Chemistry and technology of silicone”, Academic Press, pp.514, 672 (1968)
- 37 伊藤邦雄：「シリコンハンドブック」, 日刊工業新聞社, pp. 309 (1990)
- 38 八木敏明：「放射線照射したシリコンゴムの薬液中における劣化」, 電気学会絶縁材料研究会資料, EIM-85-161, pp.83-92 (1984)
- 39 皆川武史、池田雅昭、平井直志、大木義路、“重大事故時のNaOH水溶液スプレー模擬

環境に暴露した原子力発電所用シリコンゴム絶縁ケーブルの劣化”、第 50 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム予稿集、2019.

## 主な執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門

皆川 武史 技術研究調査官

渡辺 藍己 技術研究調査官

池田 雅昭 上席技術研究調査官

田口 清貴 首席技術研究調査官