

# 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

## Insulation Performance of Safety-related Cables for Boiling Water Reactors during and after High Temperature Steam Exposure

原子力規制庁長官官房 技術基盤グループ /早稲田大学	皆川 武史	Takefumi MINAKAWA	Non-member
原子力規制庁長官官房 技術基盤グループ 早稲田大学	池田 雅昭	Masaaki IKEDA	Non-member
早稲田大学	平井 直志	Naoshi HIRAI	Non-member
早稲田大学	大木 義路	Yoshimichi OHKI	Non-member

Safety-related low voltage cables used in nuclear power plants are required to maintain their specified electrical insulating function(s) under accident conditions. To examine the electrical insulation behavior of the cables under the accident conditions, two types of cables were tested in accordance with the procedure prescribed in “The Guide for Ageing Evaluation of Cables for Nuclear Power Plants”. That is, the cables were first pre-aged by simultaneous thermal and radiation conditions and then irradiated to simulate the radiation exposure during the accidents. They were subsequently subjected to steam exposure at 171 °C for 14 days or at 200 °C for 7 days. Electrical insulation performance was tested during and after the steam exposure. As a result, all the cables could withstand the voltage required in the final functional test in JIS C 3005: 2000. However, it was found that the insulation resistance per meter of the cable during the steam exposure fell to as low as  $10^4$ - $10^5$  Ωm in two conditions.

**Keywords:** nuclear power plant, accident, silicone rubber, ethylene propylene diene rubber, electrical insulation resistance

## 1. はじめに

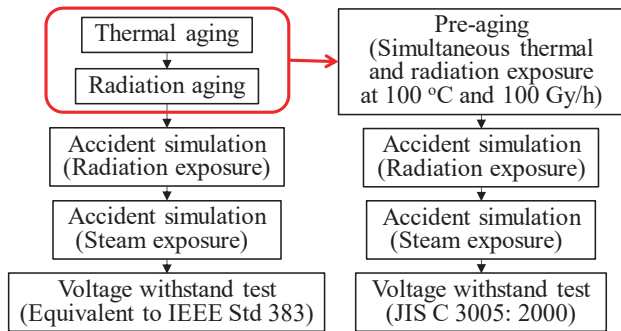
原子力発電所で使用されているケーブルは、機器へ電力を供給する機能や機器の監視・制御信号を伝達する機能を有する。このうち、安全系低圧ケーブル（以下「安全系ケーブル」）は、供用期間中の設計基準事故（冷却材喪失事故等。以下「DBA」）を含む設計で想定される全ての環境条件下において機能を維持することが必要となる[1, 2]。2013年に日本において施行された新規規制基準においては、重大事故（以下「SA」）対策が要求事項となり[3, 4]、万一、原子力発電所がDBAを超えるSAに至った場合においても、原子炉圧力容器内の温度、圧力等の事故対応に必要なパラメータを計測可能であることが求められている。一部の安全系ケーブルは、この目的のための重大

事故等対処設備とされていることから、通常運転時の使用条件による経年劣化を経たのちにおいても、SAの高温蒸気条件下で絶縁性能を維持することが必要である[5]。著者らは、これまで、国内の加圧水型原子炉（PWR）で安全系ケーブルとして使用されている低圧ケーブルについて、事故環境を模擬する試験を実施するとともに、蒸気暴露中に絶縁抵抗測定を行い、ケーブルの事故時環境下における絶縁性能を検証してきた[6, 7]。

本報では、沸騰水型原子炉（以下「BWR」）のDBA及びSA（以下、両者をまとめて「事故」）時環境下で機能維持が求められるケーブルについて絶縁性能の検証を行った結果について報告する。

## 2. 試験の実施方針

原子力発電所の原子炉格納容器内等に布設されている安全系ケーブルには、高分子絶縁材料が使用されており、通常運転時の熱及び放射線により経年劣化が進行する。



(a) IEEJ Recommendation [9] (b) JNES Guide [11]

Fig. 1 Comparison of cable type test procedures between the IEEJ Recommendation and the JNES Guide.

また、これらのケーブルは、事故時には高温水蒸気と高線量率・大線量の放射線に曝される。このため、これらのケーブルについては、米国電気電子学会規格 IEEE Std 383-1974[8]に基づき作成された電気学会推奨案[9]に基づき、実プラントで使用されているものと同型式の新品未劣化ケーブルを供試体として通常運転時相当の劣化を付与した後、事故を模擬する環境条件に曝して要求機能を満たすことを検証する型式試験に合格することをもって、供用期間中の健全性を担保している。

一方、著者らは、これまでに実施された DBA を想定した型式試験に関する試験研究[10]に基づき、「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」(以下「JNES ガイド」)[11]を策定した。この JNES ガイドは、原子力発電所の安全系ケーブルの DBA を考慮した健全性評価で用いられている。電気学会推奨案と JNES ガイドの型式試験の主な試験項目及び試験の流れを Fig. 1 に示す。電気学会推奨案では通常運転時相当の熱及び放射線による劣化の付与を逐次としているのに対し、JNES ガイドでは熱・放射線による同時劣化処理で行うこととしていることが両者の主な違いである。

本研究では、JNES ガイドの手順に準じ、ケーブルを同時劣化処理したのち、事故時を模擬する環境条件に暴露した。また、事故時を模擬する蒸気暴露中にケーブルの絶縁抵抗を継続的に測定した。さらに、蒸気暴露中のケーブルの絶縁抵抗低下に対する蒸気の影響を検証するため、大気中で蒸気暴露時と同温度で加熱しながらケーブルの絶縁抵抗を測定した。

### 3. 試験方法

#### 3.1 試料

国内 BWR においては、シリコンゴム絶縁ガラス編組シースケーブル (以下「SiR ケーブル」) 及び難燃エチ

Table 1 Names, materials, structures, sizes, and lengths of the tested cables

Name	Insulation	Nominal external diameter (mm)	Nominal conductor size (mm <sup>2</sup> )	Number of cores	Nominal insulation thickness (mm)	Length (m)
	Jacket					
SiR cable	Silicone rubber	10.5	2.0	3	1.1	2.5
	Glass brading					
FR-EPDM cable	Flame-retardant ethylene propylene diene rubber	11.5	2.0	3	0.8	2.5
	Polychloroprene					

レンプロピレンジエンゴム絶縁特殊クロロプレンゴムシースケーブル (以下「FR-EPDM ケーブル」) が安全系ケーブルとして使用されている[12]。Table 1 に本研究で用いたケーブルとその概要を示す。本研究では、これらのケーブルの新品未劣化品を試料として用いた。

#### 3.2 試験方法

##### 3.2.1 経年劣化処理

ケーブルの通常運転時の熱及び放射線による経年劣化を模擬するための経年劣化処理 (以下「劣化処理」) として、未劣化ケーブルをガンマ線照射施設内に設置した恒温槽に入れ、100°C で Table 2 に示す期間加熱しながら、100Gy/h の線量率で <sup>60</sup>Co ガンマ線を照射した。劣化処理時間は、先行研究において JNES ガイドの試験方法に基づき DBA を模擬した試験に合格したケーブルの最長劣化処理時間とした[10]。

##### 3.2.2 事故環境の模擬

事故時に想定される原子炉格納容器内の温度・圧力は、DBA 時よりも SA 時においてより高温・高圧となる。このため、本研究では、SA を考慮して事故環境の模擬条件を設定した。

事故時環境の模擬は、事故時の放射線環境を模擬する照射 (以下「事故時照射」) とそれ以外の環境を模擬する蒸気暴露からなる。これらを同時に行うことは試験設備上困難であることから、事故時照射の後に蒸気暴露を行った。なお、事故時照射を行った後に蒸気暴露を行う方が、これらを同時に行うよりも、ケーブル絶縁材料の強度低下が大きな厳しい劣化を与える[13]との報告がある。前記の経年劣化処理を行ったケーブルと、比較参照用としてこの劣化処理を行わない新品未劣化ケーブルについて、以下 3.2.2.1 及び 3.2.2.2 に示すとおり、2 種類の事故環境を模擬した。これらの試験の蒸気暴露の温度プロファイル、本研究で試験対象とした 2 種類のケーブルが使用されている国内の BWR で想定される SA 時の原子炉格納

容器内の温度プロファイル[14-17]及び先行研究において実施した DBA を模擬する蒸気暴露の温度プロファイル [10]を Fig. 2 に示す。

### 3.2.2.1 試験条件 1

試験条件 1 は、SA シナリオに対し SA 対策が実施された場合に想定される原子炉格納容器内の温度・圧力条件 [14-17]に基づく試験である。ここでは、SA 対策の有効性評価において少なくとも 7 日間 (168 時間) 評価することが要求されていること[4]を踏まえ、より長期間 SA が継続した場合における健全性を調査するため、14 日間 (336 時間) の事故時環境を模擬した。事故時照射、蒸気暴露の条件をそれぞれ以下(1)、(2)に示す。また、蒸気暴露における蒸気の影響を調査するために実施した大気中加熱の条件を以下(3)に示す。

#### (1) 事故時照射

劣化処理ケーブル及び未劣化ケーブルに対し、室温において  $^{60}\text{Co}$  ガンマ線線量率 10kGy/h で照射を行った。前述のとおり、想定する事故期間は 14 日間である。また、国内 BWR の運転期間延長認可申請の劣化状況評価書では、SA 時の積算線量は 640kGy とされている[12]。これらを踏まえ、事故発生後 7 日間の線量は裕度を含めて 800kGy とし、14 日間の線量を 2 倍の線量として 1,600kGy とした。

#### (2) 蒸気暴露

本研究で試験した 2 種類のケーブルが使用されている国内の BWR では、SA 時の原子炉格納容器内の最高温度は、事故発生初期の短期間の温度上昇を除くと、約 170°C、最大圧力は約 0.64MPaG である[14-17]。これらの条件を模擬する試験として、温度 171°C、圧力 0.60MPaG の過熱蒸気による蒸気暴露を 14 日間行った。

#### (3) 大気中加熱試験

(1)の事故時照射を実施後、ケーブルを恒温槽に設置し、(2)の蒸気暴露の温度と同じ 171°C で 14 日間、大気中で加熱した。

### 3.2.2.2 試験条件 2

試験条件 2 は、原子炉格納容器の限界温度を踏まえた試験である。また、SA 対策の有効性評価において少なくとも 7 日間 (168 時間) 評価することが要求されていること[4]を踏まえ、7 日間 (168 時間) の事故時環境を模擬した。事故時照射、蒸気暴露の条件をそれぞれ以下(1)、(2)に示す。また、蒸気暴露における蒸気の影響を調査するために実施した大気中加熱の条件を以下(3)に示す。

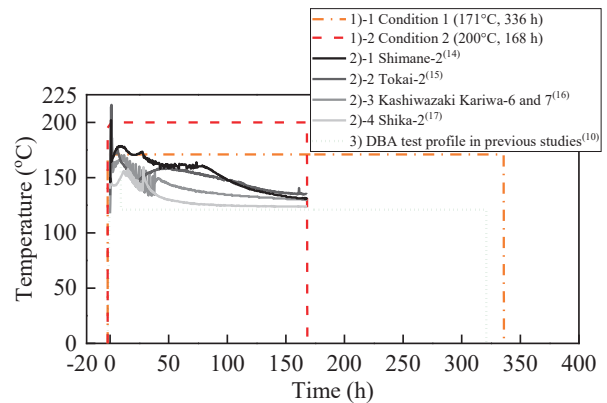


Fig. 2. Various temperature profiles; 1) steam exposure under conditions 1 (---) and 2 (---) of this study, 2) in a primary containment vessel under the postulated SA for BWRs in Japan (—, —, —, —), 3) steam exposure simulating DBA used in previous studies (.....).

#### (1) 事故時照射

劣化処理ケーブル及び未劣化ケーブルに対し、室温において  $^{60}\text{Co}$  ガンマ線線量率 10kGy/h で照射を行った。前述のとおり、試験条件 2 で想定する事故期間は 7 日間である。また、国内 BWR の運転期間延長認可申請の劣化状況評価書では、SA 時の積算線量は 640kGy とされている[12]。これらを踏まえ、裕度を含めて照射線量を 800kGy とした。

#### (2) 蒸気暴露

国内の BWR では、原子炉格納容器の限界温度、圧力は、それぞれ 200°C、2Pd (設計圧力 Pd の 2 倍。Pd はプラントにより異なる。) と評価されている[14-17]。これを踏まえ、試験温度は上記限界温度を包含する条件として 200°C 一定、試験圧力は 0.62MPaG 一定 (使用した蒸気暴露装置の試験実施時点における性能上限) とし、過熱蒸気による蒸気暴露を 7 日間行った。

#### (3) 大気中加熱

(1)の事故時照射を実施後、ケーブルを恒温槽に設置し、(2)の蒸気暴露の温度と同じ 200°C で 7 日間、大気中で加熱した。

### 3.2.3 絶縁抵抗測定

日本工業規格「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」(JIS C 3005: 2000、4.7 項) [18]に準じ、3.2.2.1(2)及び 3.2.2.2(2)の蒸気暴露中に、コネクタを介して蒸気暴露装置外に引き出したケーブルの絶縁芯線 3 本のうち 2 本を短絡させた上で、他の 1 本との間に直流電圧最大 100V を継続的に印加し、漏洩電流を 2 分ごとに測定した。印加電圧値を漏洩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が、この値は、試験ケーブルの長さに反比例

Table 2 Conditions of pre-aging and accident test and results of insulation performance test

Cable name	Pre-aging period (h)	Radiation dose (kGy)	Accident simulation (steam exposure)	Test time (h)	Minimum resistance to pass the test ( $\Omega\text{m}$ )	Voltage withstand test result
SiR cable	0	1,600	171 °C, 0.60 MPaG	336	$5.5 \times 10^4$	Passed
	6,241	1,600	171 °C, 0.60 MPaG	336	$6.3 \times 10^4$	Passed
	0	800	200 °C, 0.62 MPaG	168	$6.8 \times 10^4$	Passed
	6,241	800	200 °C, 0.62 MPaG	168	$1.6 \times 10^5$	Passed
FR-EPDM cable	0	1,600	171 °C, 0.60 MPaG	336	$1.1 \times 10^5$	Passed
	6,990	1,600	171 °C, 0.60 MPaG	336	$9.9 \times 10^4$	Passed
	0	800	200 °C, 0.62 MPaG	168	$9.9 \times 10^4$	Passed
	6,990	800	200 °C, 0.62 MPaG	168	$8.6 \times 10^4$	Passed

する。そこで、JIS C 3005:2000 の 4.7.1 項に示された換算式に準じ、得られた絶縁抵抗にケーブル長を乗じてケーブル長 1 メートル当たりの絶縁抵抗(以下「換算絶縁抵抗」という。)を算出した。また、3.2.2.1(3)及び 3.2.2.2(3)の大気中加熱についても同様にケーブルの換算絶縁抵抗を求めた。

### 3.2.4 耐電圧試験

蒸気暴露後のケーブルについて、日本工業規格「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」(JIS C 3005:2000、4.6(a)項)に基づき、水中で交流 1,500V (電圧は実効値。商用周波数)、1 分間の耐電圧試験を行った[18-20]。判定基準は「耐電圧試験において供試ケーブルに絶縁破壊が生じないこと」である。

## 4. 試験結果

### 4.1 JNES ガイドに準じた試験

本研究で蒸気暴露を行った全ての SiR ケーブル及び FR-EPDM ケーブルは、最終機能試験として実施した JIS C 3005:2000 に基づく耐電圧試験に合格した。

### 4.2 絶縁抵抗測定

#### 4.2.1 試験条件 1

171°C、0.60MPaG、14 日間の蒸気暴露時のケーブルの換算電気抵抗の推移 Fig. 3 に示す。Fig. 3 では、蒸気暴露装置内の温度及び圧力が 171°C、0.60MPaG 以上となった時点を開始時間 (0h) として図示している。ケーブルの換算絶縁抵抗は、蒸気暴露開始後に SiR ケーブルは 80 時間程度まで、FR-EPDM ケーブルは 100 時間程度まで低下した後、 $10^4 \sim 10^5 \Omega\text{m}$  程度でほぼ一定となる。劣化ケーブルと未劣化ケーブルは同様の挙動を示す。また、蒸気暴露と同温度の 171°C で大気中加熱時の換算絶縁抵抗の推移を Fig. 3 に併せて示す。なお、測定開始後約 24~102 時間において測定中断があったことからこの期間のデータは含まれていない。SiR ケーブルの換算絶縁抵抗は、加熱開始後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、開始後 100 時間以降においては  $10^{11} \Omega\text{m}$  程度以上で

一定となる。一方、FR-EPDM ケーブルは、加熱開始後に温度上昇とともに低下し、最終的に  $10^7 \Omega\text{m}$  程度となる。

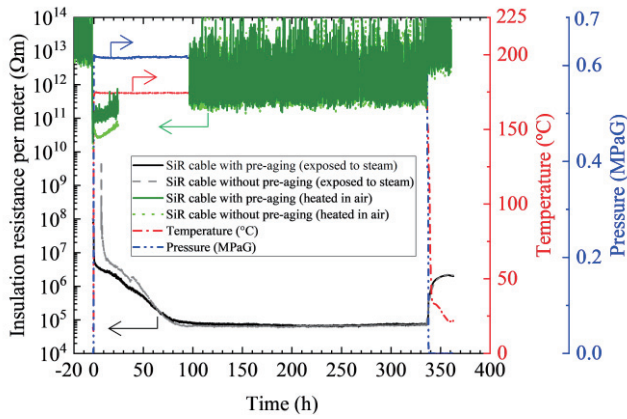
#### 4.2.2 試験条件 2

200°C、0.62MPaG、7 日間の蒸気暴露時のケーブルの換算絶縁抵抗の推移を Fig. 4 に示す。Fig. 4 では、蒸気暴露装置内の温度及び圧力が 200°C、0.62MPaG 以上となった時点を開始時間 (0h) として図示している。ケーブルの換算絶縁抵抗は、蒸気暴露開始後に SiR ケーブルは 80 時間程度まで低下した後、ほぼ一定となる。劣化ケーブルと未劣化ケーブルは同様の挙動を示す。FR-EPDM ケーブルは劣化ケーブルでより初期に換算絶縁抵抗が低下する傾向が見られたが、100 時間程度まで低下した後、 $10^4 \sim 10^5 \Omega\text{m}$  程度でほぼ一定となる。また、蒸気暴露と同温度の 200°C で大気中加熱時の換算絶縁抵抗の推移を Fig. 4 に併せて示す。SiR ケーブルの換算絶縁抵抗は、加熱開始後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、開始後 100 時間以降においては  $10^{11} \Omega\text{m}$  程度以上で一定となる。一方、FR-EPDM ケーブルは、加熱開始後に温度上昇とともに低下し、劣化処理ケーブルは  $10^7 \Omega\text{m}$  程度、未劣化ケーブルは  $10^6 \Omega\text{m}$  程度となる。

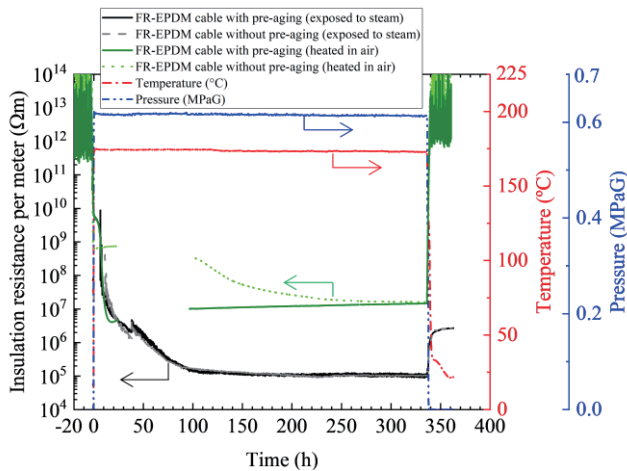
## 5. 考察

試験条件 1 及び 2 に供試した全ての SiR ケーブル及び FR-EPDM ケーブルは、JNES ガイドに規定された健全性判定試験である耐電圧試験に合格した。

一方、蒸気暴露中の絶縁抵抗測定では、いずれのケーブルについても、Fig. 3 及び 4 に示すように、試験条件 1 及び 2 においてともに蒸気暴露開始後 100 時間程度までに換算絶縁抵抗が低下した後、 $10^4 \sim 10^5 \Omega\text{m}$  程度となる。これらより、SA を模擬した条件に暴露された後に最終機能試験の耐電圧試験に合格した場合であっても、ケーブルの絶縁抵抗は、蒸気暴露中に大きく低下する可能性があることが分かった。このため、SA 条件下におけるケーブルの健全性評価試験においては、蒸気暴露時にケーブルの絶縁抵抗を測定し、測定結果を考慮して評価を行う



(a) SiR cable



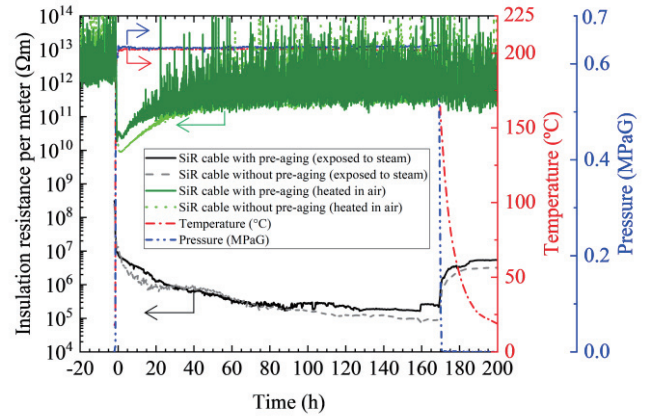
(b) FR-EPDM cable

Fig. 3. Insulation resistances per meter (—, - -) as a function of time, during and after the steam exposure at 171 °C and 0.60 MPaG for 336 h (condition 1), measured for the two cables with and without pre-aging. The resistances measured at 171 °C in dry air are also shown by — and - -. The curves - · · · and - · · - are the temperature and pressure profiles, respectively.

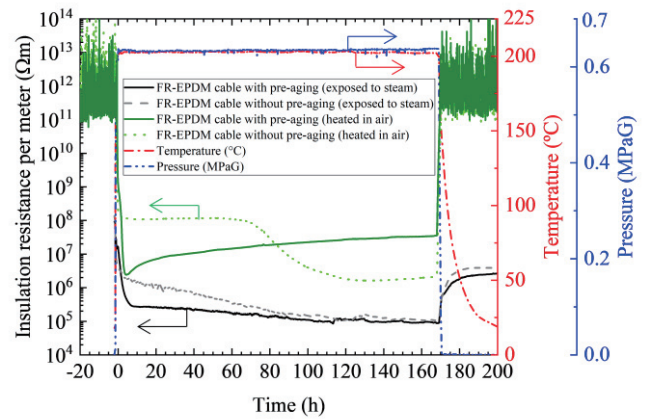
ことが重要である。

本研究では、絶縁芯線間の漏洩電流、即ちケーブル絶縁体のシリコンゴム（以下「SiR」）及びエチレンプロピレンジエンゴム（以下「EPDM」）中の電流を測定した。実用絶縁ゴムの電気伝導は、イオン伝導によるものとされている[21]。また、イオン伝導を担うイオン供給源は、絶縁体中に存在する不純物、各種添加剤及び吸湿とされている[22]。本研究の大気中加熱試験時のケーブルの絶縁抵抗の挙動は、加熱によるベースポリマーの構造変化によって絶縁体中の不純物等により生じたイオンの動きやすさが増加することを反映していると推定される。

上記の蒸気暴露中のケーブルの電気抵抗は、Fig. 3 及び 4 に示すように、同温度の大気中加熱時と比較して低い。SiR は気体透過性が高く[23]、水蒸気の透過性も高い[24]。EPDM は、一定のガス透過性を有する[25]。これらより、



(a) SiR cable



(b) FR-EPDM cable

Fig. 4. Insulation resistances per meter (—, - -) as a function of time, during and after the steam exposure at 200 °C and 0.62 MPaG for 168 h (condition 2), measured for the two cables with and without pre-aging. The resistances measured at 200 °C in dry air are also shown by — and - -. The curves - · · · and - · · - are the temperature and pressure profiles, respectively.

蒸気暴露中においては、大気中加熱時と同様の絶縁体中の不純物等による電気伝導に加え、ケーブル絶縁体中への蒸気の浸透のために、ケーブルの絶縁抵抗がより低下する可能性が考えられる。

## 6. まとめ

国内 BWR プラントで使用されている安全系ケーブルの事故環境下におけるより詳細な絶縁性能を検証することを目的として、SiR ケーブル及びFR-EPDM ケーブルに対し、JNES ガイドに準じて SA 環境を模擬する試験を行った。また、蒸気暴露中及び大気中加熱時にケーブルの絶縁抵抗を測定し、以下の結果を得た。

(1) SiR ケーブル及びFR-EPDM ケーブルは、JNES ガイドに準じて SA 環境を模擬した試験（試験条件 1: 171°C、0.60MPaG で 14 日間及び試験条件 2 : 200°C、0.62MPaG

で7日間)では、最終機能試験である JIS C 3005:2000 に基づく耐電圧試験に合格した。

(2) SiR ケーブル及び FE-EPDM ケーブルにおいて、蒸気暴露中のケーブル長さ 1m 当たりの絶縁抵抗は、試験条件 1 及び 2 いずれにおいても  $10^4 \sim 10^5 \Omega m$  程度まで低下することが確認された。

(3) SA 条件下におけるケーブルの健全性評価試験においては、蒸気暴露時にケーブルの絶縁抵抗を測定し、測定結果を考慮して評価を行うことが重要である。

(4) 高温蒸気条件下におけるケーブルの電気抵抗低下には、蒸気の浸透が寄与していると考えられる。

## 参考文献

- [1] 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(第十二条第三項) ”、平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号、2013
- [2] United States Nuclear Regulatory Commission: “General Design Criteria for Nuclear Power Plants - Criterion 4”, 10 CFR Part 50 Appendix A, 2015
- [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(第三十七条第二項) ”、平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号、2013
- [4] 原子力規制委員会 “実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド(2.2.1 項(4)及び 3.2.1 項(4)) ”、平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061915 号、pp. 3、14、2013
- [5] 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(第四十三条) ”、平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号、2013
- [6] 皆川武史、池田雅昭、平井直志、大木義路、 “重大事故模擬環境下における原子力発電所用安全系ケーブルの絶縁性能”、日本保全学会第 14 回学術講演会要旨集、松山、2017、pp.395-399.
- [7] T. Minakawa, M. Ikeda, N. Hirai and Y. Ohki, “Insulation Performance of Safety-related Cables for Nuclear Power Plants under Simulated Severe Accident Conditions”, Conference Proceedings of International Symposium on Electrical Insulating Materials (ISEIM) 2017, 2017, pp716-719.
- [8] Institute of Electrical and Electronics Engineers: “IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations”, IEEE Std 383-1974, pp. 10-12, 1974
- [9] 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
- [10] 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、179-245、2009
- [11] 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-RE-2013-2049、2014
- [12] 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
- [13] Brookhaven National Laboratory, “Literature Review of Environmental Qualification of Safety-Related Electric Cables”, NUREG/CR-6384, p. 2-17 (1996)
- [14] 中国電力 “島根原子力発電所の発電炉設置変更許可申請書 (2 号原子炉施設の変更) 添付書類十”、電安炉技第 14 号、2013
- [15] 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補正 添付書類十”、総室発第 60 号、2017
- [16] 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) 添付書類十”、原管発官 25 第 192 号、2013
- [17] 北陸電力 “志賀原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書 (2 号原子炉施設の変更) 添付書類十”、原第 22 号、2014
- [18] 日本工業規格 “ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法”、JIS C 3005:2000、2000
- [19] 日本工業規格 “600V けい素ゴム絶縁電線”、JIS C 3323:2012、2012
- [20] 日本工業規格 “600VEP ゴム絶縁ケーブル”、JIS C 3621:2000、2000
- [21] 志賀徹夜 “実用ゴムの電気性能”、日本ゴム協会誌 38 巻 10 号 pp.930-939、1965
- [22] 家田正之、沢五郎 “高分子の電気伝導”、電気学会雑誌 89 巻 968 号、pp. 812-825、1969
- [23] W. L. Robb, “Thin silicone membranes - their permeation properties and some applications” , Ann. N. Y. Acad. Sci., 146, 119, 1968
- [24] 角野元昭 “シリコンゴム”、日本ゴム協会誌 46 巻 4 号、pp. 295-313、1973
- [25] 春末哲史、隠塚裕之、大武義人 “エラストマーの気体透過性評価方法”、日本ゴム協会誌 83 巻 1 号、pp. 14-19、2010