

沸騰水型原子炉の重大事故時における化学スプレイの噴霧が安全系ケーブルの絶縁性能に及ぼす影響

Influence of Chemical Spray Injection during Severe Accident Conditions in Boiling Water Reactors on Insulation Performance of Safety-related Cables

原子力規制庁長官官房 技術基盤グループ	皆川 武史	Takefumi MINAKAWA	Member
原子力規制庁長官官房 技術基盤グループ	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

Some safety-related cables installed in boiling water reactors in Japan are likely to be exposed to an aqueous solution of sodium hydroxide (NaOH) during a severe accident (SA). For examining the integrity of cables insulated with flame-retardant ethylene propylene diene rubber (FR-EPDM) and those insulated with silicone rubber (SiR), cable samples were subjected to the test that simulated a SA. Namely, after the cables were pre-aged to simulate the degradation induced in the normal operating conditions, they were irradiated by gamma rays and subsequently sprayed with a NaOH solution with a pH of 13 for 168 h in saturated steam at 171 °C. It was found that the insulation resistance per meter during the steam exposure is higher than $10^7 \Omega\text{m}$ in the FR-EPDM cable. In contrast, a dielectric breakdown was observed in the SiR cable during the steam exposure. Visual observation conducted afterward indicates that the breakdown was caused by depolymerization of the SiR insulation.

Keywords: nuclear power plant, boiling water reactor, severe accident, cable, ethylene propylene diene rubber, silicone rubber, aqueous solution of NaOH, chemical spray, 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。一部の安全系低圧ケーブルは（以下「安全系ケーブル」）は、重大事故等対処設備として使用されており、万一、重大事故（以下「SA」）が発生した場合においても、絶縁性能を維持することが求められる[1]。国内の沸騰水型原子炉（以下「BWR」）では、SA発生時において、原子炉格納容器内に存在する放射性よう素の発電所外への放出量を低減することを目的として、原子炉格納容器内に水酸化ナトリウム（NaOH）水溶液を注入する格納容器pH制御設備を設置するとしている[2-5]。これらのことから、重大事故等対処設備に該当する原子炉格納容器内のケーブルは、通常運転時の使用条件による経年劣化を経たのちに、SAの高温蒸気条件下においてNaOH水溶液を噴霧される過酷な環境において絶縁性能を維持することが必要である。

著者らは、これまで、国内の原子力発電所で重大事故等対処設備として使用される安全系ケーブルに対し、SA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SA模擬環境条件下における絶縁性能を検証してきた[6,7]。

本報では、BWRのSA時のNaOH水溶液の噴霧が、安全系ケーブルの絶縁性能に与える影響を検証した結果について報告する。

2. 試験方法

2.1 試料

国内のBWRにおいては、安全系ケーブルとして、難燃エチ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」）及びシ

連絡先: 皆川武史、〒106-8450 東京都港区六本木1-9-9、
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
E-mail: takefumi_minakawa@nsr.go.jp

リコーンゴム絶縁ガラス編組シースケーブル（以下「SiR ケーブル」）が使用されている[8]。このうち、FR-EPDM ケーブルは重大事故等対処設備として使用されている[8]が、SiR ケーブルが同設備として使用されているという情報は無い。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。

2.2 試験方法

国内では、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の健全性評価手法は、米国電気電子学会規格 IEEE Std 383-1974[9]に基づき作成された電気学会推奨案[10]及び同案に代わる試験手法として提案されている JNES ガイド[11]があり、いずれも設計基準事故（以下「DBA」）を想定した健全性評価で用いられている。電気学会推奨案[10]及び JNES ガイド[11]の試験の主な試験項目及び試験の流れを Fig. 1 に示す。

本研究では、FR-EPDM ケーブル及び SiR ケーブルに対し、JNES ガイド[11]の手順を参考として通常運転時相当の劣化を付与した後、SA を模擬する放射線条件及び高温・高圧の蒸気条件に暴露した。また、FR-EPDM ケーブルについては、電気学会推奨案[10]の手順を参考として通常運転時相当の劣化を付与した後、同様に SA を模擬する試験を行った。これらの試験で模擬する SA の継続期間については、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[12]を踏まえ、168時間とした。また、SA を模擬する蒸気暴露中に、NaOH 水溶液を噴霧しながら、ケーブルの絶縁抵抗を継続的に測定した。なお、耐電圧試験については実施中であり、本報に含まれていない。以下に各試験項目の条件について詳しく述べる。

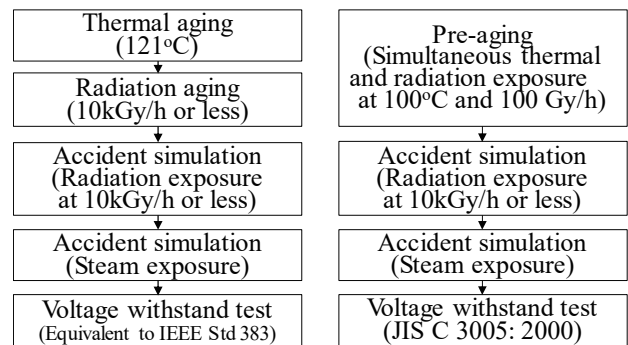
2.2.1 経年劣化の模擬と放射線暴露

2.2.1.1 JNES ガイドを参考とした試験

JNES ガイド[11]を参考として、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、長さ 2.5m の未劣化の FR-EPDM ケーブル及び SiR ケーブル各 1 本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 ⁶⁰Co ガンマ線を照射（以下「同時劣化」）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[13]。その後、SA 時の放射線条件を模擬するため、室温において ⁶⁰Co ガンマ線線量率 10kGy/h で照射（以下「事故時照

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

Name	Material (I: Insulation, J: Jacket)	Structure				Length (m)
		Nominal external diameter (mm)	Nominal conductor size (mm ²)	Number of cores	Nominal insulation thickness (mm)	
FR-EPDM cable	I: Flame-retardant ethylene propylene diene rubber J: Polychloroprene rubber	11.5	2.0	3	0.8	2.5
SiR cable	I: Silicone rubber J: Glass braiding	10.5	2.0	3	1.1	2.5



(a) IEEJ Method [10]

(b) JNES Guide [11]

Fig. 1 Test procedures of the IEEJ Method [10] and the JNES Guide [11].

射)を行った。国内 BWR の運転期間延長認可申請の劣化状況評価書では、事故発生後 7 日間の積算線量は最大 640kGy とされている[8]。これらを踏まえ、事故発生後 7 日間の線量は余裕を含めて 800kGy とした。

2.2.1.2 電気学会推奨案を参考とした試験

電気学会推奨案[10]を参考として、長さ 2.5m の未劣化の FR-EPDM ケーブル 1 本を供試体として、Table 2 に示すように、121°C で 532h の熱劣化を行った。劣化処理時間は、国内の BWR に布設されているケーブルの評価において、60 年間の通常運転時の経年劣化を模擬できる条件として示されている試験条件である[14]。その後、通常運転時及び SA 時の放射線条件の模擬は、⁶⁰Co ガンマ線線量率 10kGy/h で連続して行った。国内の BWR の運転期間延長に際するケーブルの評価においては、通常運転時の積算線量は 132kGy、SA 時の積算線量は 640kGy[14]とされており、これらの合計は、772kGy となる。また、DBA を想定した健全性試験において、通常運転時と DBA 時の線量の合計を模擬する試験の線量は 1010kGy とされている[14]。これらを踏まえ、放射線照射の線量を 1010kGy とした。

Table 2 Conditions of pre-aging and accident test and insulation resistance measurement

Cable name	Pre-aging	Radiation exposure (kGy)	Steam exposure			Insulation resistance measurement result	Referenced standard
			Temp. (°C)	Test time (h)	Chemical spray		
FR-EPDM cable	-	0	171	168	-	$> 10^7 \Omega m$	-(Untreated)
	-	800	171	168	-	$> 10^7 \Omega m$	6.2.2 of IEEE383 [15]
	100 °C and 100 Gy/h for 6,990 h	800	171	168	-	$> 10^7 \Omega m$	JNES Guide [11]
	121 °C for 532 h	1010	171	168	-	$> 10^7 \Omega m$	IEEJ Method [10]
	-	0	171	168	Applied	$> 10^7 \Omega m$	-(Untreated)
	-	800	171	168	Applied	$> 10^7 \Omega m$	6.2.2 of IEEE383 [15]
	100 °C and 100 Gy/h for 6,990 h	800	171	168	Applied	$> 10^7 \Omega m$	JNES Guide [11]
	121 °C for 532 h	1010	171 </td <td>168</td> <td>Applied</td> <td>$> 10^7 \Omega m$</td> <td>IEEJ Method [10]</td>	168	Applied	$> 10^7 \Omega m$	IEEJ Method [10]
SiR cable	-	0	171	168	-	$> 10^7 \Omega m$	-(Untreated)
	-	800	171	168	-	$> 10^7 \Omega m$	6.2.2 of IEEE383 [15]
	100 °C and 100 Gy/h for 6,241 h	800	171	168	-	$> 10^7 \Omega m$	JNES Guide [11]
	-	0	171	168	Applied	Measurable until 159 h	-(Untreated)
	-	800	171	168	Applied	Measurable until 95 h	6.2.2 of IEEE383 [15]
	100 °C and 100 Gy/h for 6,241 h	800	171	168	Applied	Measurable until 38 h	JNES Guide [11]

2.2.1.3 その他

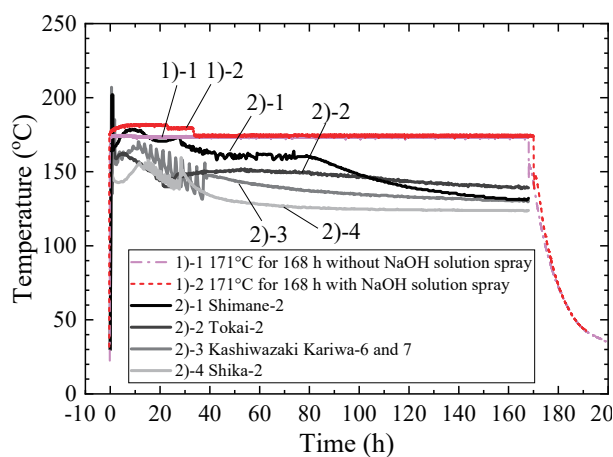
上記以外に、IEEE Std 383 の 6.2.2 節[15]に基づき経年劣化の模擬を行わずに事故時照射のみ行った長さ2.5mのケーブル 1 本並びに経年劣化の模擬及び事故時照射を行わない新品未劣化ケーブル 1 本を準備し、2.2.2 の蒸気暴露に供試した。

2.2.2 蒸気暴露

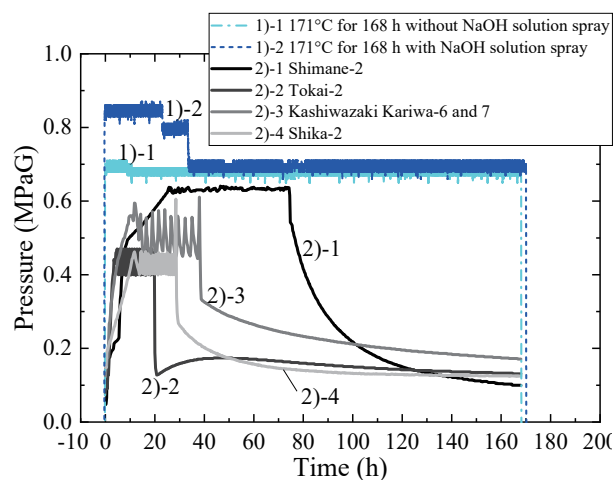
Fig. 2(a)に示すように、本研究で試験した 2 種類のケーブルが使用されていると考えられる国内の BWR では、SA 時の原子炉格納容器内の最高温度は、事故発生直後の短期間の温度ピーク及び一部のプラントの初期の温度上昇を除くと、概ね 170°C 以下で推移する[16-19]。また、Fig. 2(b)に示すように、最大圧力は約 0.640MPaG である[16-19]。本研究では、これらの条件を保守的に模擬する試験として、温度 171°C の飽和蒸気による蒸気暴露を 168 時間行った (以下「試験条件1」)。さらに、同様の蒸気暴露中において、実プラントにおけるスプレイ溶液を模擬する pH 約 13 の NaOH 水溶液を蒸気暴露容器内に噴霧 (以下「化学スプレイ」) する試験を行った (以下「試験条件2」)。化学スプレイの流量は、電気学会推奨案[10]に基づき、 $6.1 l/min \cdot m^2$ とした。

2.2.3 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) [20]に準じ、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 を印加し、電流を 2 分ごとに測定した。なお、印加電圧は、試験対象ケーブルが事故時の計装系で使用される際の電圧が数 V から数十 V であることを踏まえて設定した。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が、こ

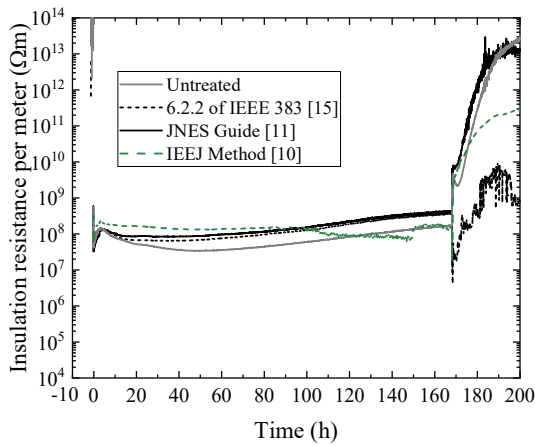


(a) Temperature

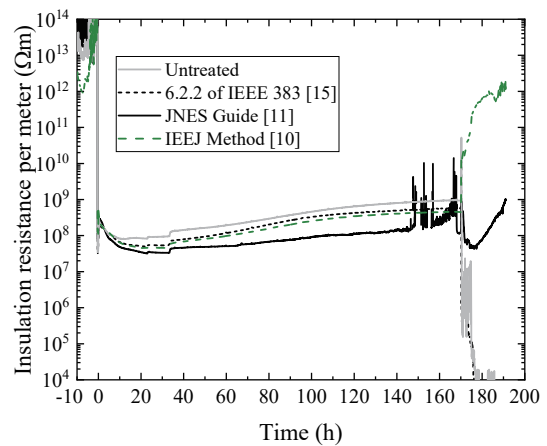


(b) Pressure

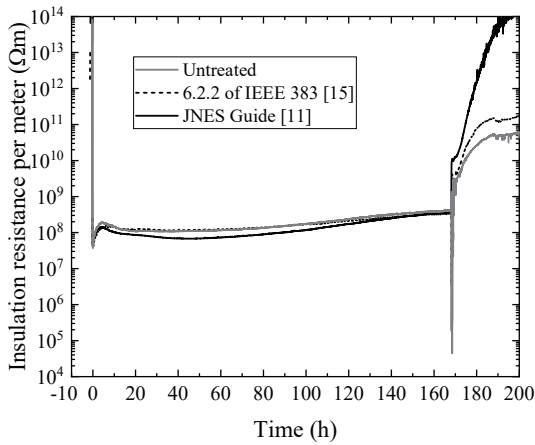
Fig. 2. Various temperature and pressure profiles; 1) steam exposure under conditions 1 and 2 of this study, 2) in a primary containment vessel under the postulated SA for BWRs in Japan [16-19].



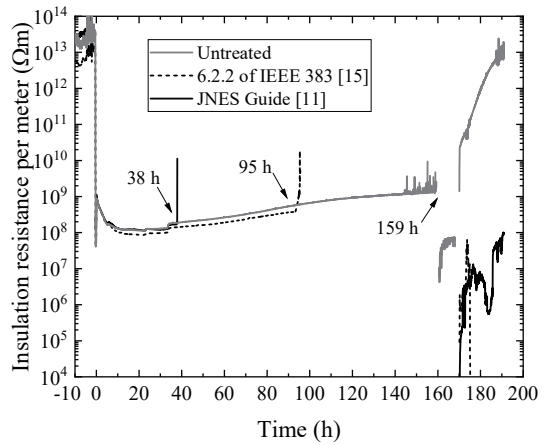
(a) FR-EPDM cable



(a) FR-EPDM cable



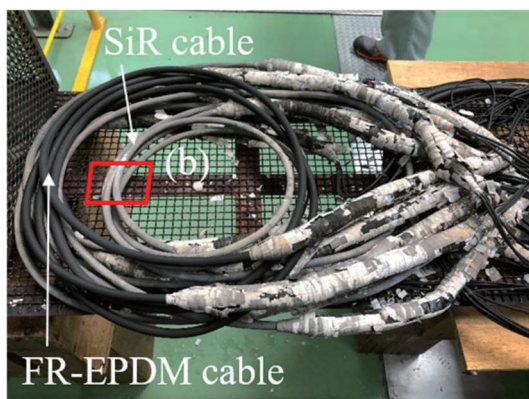
(b) SiR cable



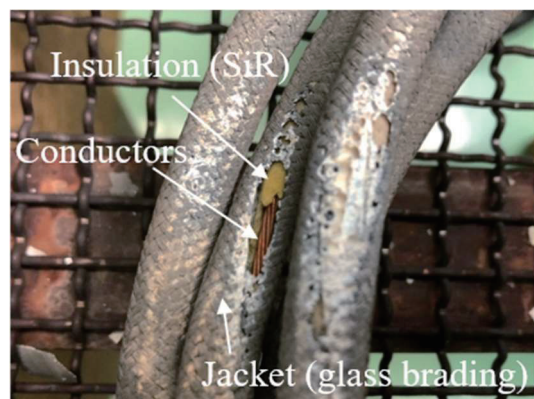
(b) SiR cable

Fig. 3. Insulation resistances per meter as a function of time, during the saturated steam exposure at 171 °C for 168 h with spraying of aqueous solution of NaOH (condition 1), measured for the two cables.

Fig. 4. Insulation resistances per meter as a function of time, during the saturated steam exposure at 171 °C for 168 h with spraying of aqueous solution of NaOH (condition 2), measured for the two cables.



(a) Cables after the steam exposure



(b) Surface of SiR cables

Fig. 5. Cables after the saturated steam exposure at 171 °C for 168 h with spraying of aqueous solution of NaOH (condition 2). The red square in (a) indicates the zoomed area shown in (b).

の値は、試験ケーブルの長さに反比例する。そこで、この値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。

3. 試験結果

3.1 蒸気暴露温度及び圧力

蒸気暴露時の温度及び圧力をそれぞれ Fig. 2(a)及び(b)中に示す。試験条件 2 では、34h 程度まで温度及び圧力が目標値よりも高くなっているが、それ以降は、試験条件 1 と 2 は同等の温度及び圧力となっている。

3.2 絶縁抵抗測定

3.2.1 試験条件 1

試験条件 1 (171°C 飽和蒸気による蒸気暴露、化学スプレイなし)における、換算絶縁抵抗の推移を Fig. 3 に示す。Fig. 3 では、蒸気暴露装置内の温度が 171°C 以上となった時点を開始時間(0h)として図示している。換算絶縁抵抗は、蒸気暴露前は、 $10^{11}\sim 10^{14}\Omega\text{m}$ 程度であるが、蒸気暴露開始後は、 $10^7\sim 10^8\Omega\text{m}$ 程度に低下し、60h 程度まではほぼ一定で推移した後、緩やかに増加し、168h 時点においては、 $10^8\sim 10^9\Omega\text{m}$ 程度となった。このような傾向は、ケーブル種類や劣化処理の種類に依らず、同様である。一部のケーブルにおいて、蒸気暴露終了直後から換算絶縁抵抗が低下するが、その後上昇した。

3.2.2 試験条件 2

試験条件 2 (171°C 飽和蒸気による蒸気暴露、化学スプレイあり)における、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が 171°C 以上となった後に、NaOH 水溶液噴霧を開始した時点を開始時間(0h)として図示している。換算絶縁抵抗は、蒸気暴露前は、 $10^{12}\sim 10^{14}\Omega\text{m}$ 程度であるが、蒸気暴露開始後は、 $10^7\sim 10^8\Omega\text{m}$ 程度に低下した後、30h 程度から緩やかに増加した。FR-EPDM ケーブルについては、168h 時点における換算絶縁抵抗は、 $10^8\sim 10^9\Omega\text{m}$ 程度となった。一部のケーブルにおいて、蒸気暴露終了直後から換算絶縁抵抗が低下した。一方、SiR ケーブルについては、同時劣化と事故時照射を行ったケーブルは 38h、事故時照射を行ったケーブルは 95h、未劣化のケーブルは 159h 近傍で絶縁抵抗の測定が不可能となった。

4. 考察

実用絶縁ゴムの電気伝導は、絶縁体中に存在する各種添加剤、吸湿が寄与するイオン伝導によるものとされて

いる[21,22]。また、これまでの研究から、蒸気暴露中のケーブルの絶縁抵抗低下には、蒸気が寄与していることが示唆されている[6,7]。Fig. 3 及び 4 に示すように、いずれのケーブルについても、NaOH 水溶液噴霧の有無にかかわらず、蒸気暴露開始後に絶縁抵抗が低下しており、蒸気が寄与していると考えられる。

FR-EPDM ケーブルについては、試験条件 1 及び 2 の 168h までの蒸気暴露中において、換算絶縁抵抗は、概ね $10^7\sim 10^8\Omega\text{m}$ で推移しており、NaOH 水溶液噴霧の有無にかかわらず同様の挙動を示している。このことから、171°C の飽和蒸気による 168h の蒸気暴露中における pH 約 13 の NaOH 水溶液噴霧が FR-EPDM ケーブルの絶縁抵抗に与える影響は小さい。なお、一部のケーブルにおいて、蒸気暴露終了直後から換算絶縁抵抗が低下する。これは、蒸気暴露終了時の操作による温度及び圧力の変動に関係すると思われるが、原因については、今後調べる。

一方、SiR ケーブルについては、試験条件 2 において、同時劣化と事故時照射を行ったケーブルは 38h、事故時照射を行ったケーブルは 95h、未劣化のケーブルは 159h 近傍で絶縁抵抗測定が不可能となる。また、ケーブルの心線間の電位差が、同時劣化と事故時照射を行ったケーブルでは 79h、事故時照射を行ったケーブルでは 142h、未劣化のケーブルでは 160h でほぼ 0 となったことが確認されている。絶縁抵抗の測定が不可能となる時間と電位差が 0 となる時間に差がある理由は明らかではないが、遅くとも電位差が 0 となる時間までにケーブルの絶縁体の絶縁機能が失われたと考えられる。

Fig. 5 に試験条件 2 の蒸気暴露試験後のケーブルの外観を示す。Fig. 5(b)に示すように、SiR ケーブルにおいては、ガラス編組シース及び絶縁体が激しく劣化し、一部では導体が露出している。本報では写真の掲載は省略するが、試験条件 1 の蒸気暴露試験後の SiR ケーブルでは、Fig. 5(b)に示すようなシース及び絶縁体の損傷は見られない。

シリコーンゴムは、高温の強アルカリにより解重合して分解する[23, 24]。原子力ケーブルの絶縁材料と同等の配合のシート状のシリコーンゴムは、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[25]。また、高温蒸気暴露中のアルカリ性溶液噴霧によっては、シート試料は重量減少するが面積変化は小さいことが報告されており、主に試料表面の分解起り、重量減少したとされている[26]。これらのことから、試験条件 2 では、171°C の高温蒸気環境

において pH 約 13 の NaOH 水溶液が噴霧されることから、ケーブル絶縁体のシリコンゴムが外表面側から分解して Fig. 5(b)のように損傷し、ケーブルの絶縁機能が喪失したと考えられる。

5. まとめ

国内の BWR プラントにおける SA 時に適用される化学スプレーが安全系ケーブルの絶縁性能に及ぼす影響を検証することを目的として、新品未劣化の又は模擬的に経年劣化を付与した FR-EPDM ケーブル及び SIR ケーブルに対し、171°C の飽和蒸気による 168h の蒸気暴露中に pH 約 13 の NaOH 水溶液を噴霧しながらケーブルの絶縁抵抗を測定した。その結果、次のことが分かった。

- (1) FR-EPDM ケーブルについては、本研究で行った化学スプレーによるケーブルの絶縁性能への有意な影響は見られない。
- (2) SIR ケーブルについては、本研究で行った化学スプレー及び高温蒸気暴露においては、シリコンゴム絶縁体の分解による劣化が進行し、絶縁機能が喪失する。今後、蒸気暴露試験後のケーブルの劣化状態の分析を行い、NaOH 水溶液噴霧がケーブル絶縁体の高分子構造や機械的特性に与える影響について調べる。

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(第四十三条)”，平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号、2013。
- [2] 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、p.3.7-58、2017。
- [3] 日本原子力発電、“東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価”、PS-C-1 改 86、p.添付 3.1.3.1-31、2018。
<http://www.nsr.go.jp/data/000229792.pdf>(2019 年 5 月 10 日確認)
- [4] 中国電力、“島根原子力発電所 2 号炉 重大事故等対策有効性評価成立性確認 補足説明資料”、EP-015(補)改 21、p.補 1.15-1~11、2016。
<http://www.nsr.go.jp/data/000161087.pdf>(2019 年 5 月 10 日確認)
- [5] 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 補足説明資料”、H4-NP-027-R26、p.補 1.16-1~12、2016。
<http://www.nsr.go.jp/data/000161089.pdf>(2019 年 5 月 10 日確認)
- [6] 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。
- [7] 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、福岡、pp.465-470、2018。
- [8] 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)の一部補正について(添付書類二:東海第二発電所劣化状況評価書)”、発室発第 122 号、2018。
<http://www.nsr.go.jp/data/000250027.pdf>(2019 年 5 月 10 日確認)
- [9] 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。
- [10] 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。
- [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] 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。
- [13] 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。
- [14] 日本原子力発電、“東海第二発電所 劣化状況評価(電気・計装設備の絶縁低下) 補足説明資料”、TKK 補-III-5 改 23、2018。
<http://www.nsr.go.jp/data/000252500.pdf>(2019 年 5 月 10 日確認)
- [15] IEEE, “IEEE Standard for Qualifying Electric Cables and Splices for Nuclear Facilities”, IEEE Std 383-2015, p.15 2015。
- [16] 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5月10日確認)
- [17] 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.10-7-2-14、10-7-2-184、2017。
<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11105588/www.nsr.go.jp/data/000194746.pdf> (2019年5月10日確認)
- [18] 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号発電用原子炉施設の変更)”、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5月10日確認)
- [19] 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5月10日確認)
- [20] 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。
- [21] 志賀徹也、“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] 伊藤邦雄、“シリコンハンドブック”、日刊工業新聞社、p. 309、1990。
- [24] W. Noll, “Chemistry and technology of silicone”, Academic Press, p. 514, 1968.
- [25] 八木敏明ら、“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。
- [26] 日馬康雄ら、“原子炉用電線類の健全性試験法に関する研究-SEAMATE IIを用いた絶縁材料のLOCA時の劣化の研究-”、日本原子力研究所、JAERI-M 88-178、p.133、1988。