

安全研究成果報告（案）
説明資料

軽水炉照射材料健全性評価研究

事後評価 説明資料

令和2年4月
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

目次

1. 研究概要
2. 研究期間を通じた主要成果
3. まとめ
4. 成果の活用について
5. 成果の公表等
6. 成果目標に対する達成状況
7. 今後の展開

1. 研究概要 —背景—

- 原子炉圧力容器においては、プラントの高経年化に伴い炉心領域部で中性子照射脆化が進行することから、技術基準規則*に基づき運転期間において健全性が維持されることを示すことが事業者に求められている。
- 炉内構造物においても中性子照射の影響により照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性があることから、技術基準規則*に基づき使用中の亀裂等による破壊の防止が事業者に求められている。
- 原子力規制委員会が原子炉圧力容器及び炉内構造物の健全性に関する適切な判断を行うためには、現在整備されている技術基準規則*を最新の知見で継続的に見直し、改善を図っていくことが重要である。

1. 研究概要 — 具体的背景と目的 —

原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究

破壊力学評価に係る試験

- 加圧熱衝撃事象によって原子炉圧力容器が破壊しないことは監視試験片による1軸方向に力が加わる破壊靱性試験結果に基づき評価されている。
- 健全性評価における仮想欠陥は半楕円亀裂の欠陥であり、この欠陥には軸方向と周方向の2軸方向の力が加わる。
- 前者と後者では亀裂先端に掛かる力の状態が異なるが、1軸の試験結果の2軸の健全性評価への適用性に関する知見が少ない。
 - 現状の評価方法の保守性を検証するための試験方法は確立されていない。そのため、試験方法を確立する。

脆化予測法に係る研究

- 日本電気協会は、照射脆化予測法の改良のため、最新知見に基づく中性子照射脆化に対する影響因子の検討や基本モデル式の改定要否の検討などを行っている。
 - 改良された照射脆化予測法が採用された民間規格を技術評価する際に必要となり得る、照射材料データ(高照射領域の試験済みの監視試験片を用いた微細組織分析及び破壊靱性等のデータ等)を拡充する。

1. 研究概要 — 具体的背景と目的 —

低合金鋼の材料試験

- 原子炉圧力容器の健全性評価で活用されている「一般社団法人日本電気協会 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法 JEAC4206-2016」では高温予荷重効果及び参照温度 T_0^* が適用された。
- 高温予荷重効果及び T_0 に関する知見が少ない。
 - 今後、JEAC4206-2016を技術評価するための知見を拡充する。

ステンレス鋼の材料試験

- 炉内構造物においては中性子照射の影響により照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性があり、技術基準規則に基づき使用中の亀裂等による破壊の防止が事業者に求められている。
- しかし、条件によっては技術基準規則で定められている亀裂進展速度より大きくなることが報告されている。
 - メカニズムを含めた知見の拡充を図り、亀裂進展速度に係る知見の信頼性を高める。

科学的・合理的な高経年化技術評価及び運転期間延長認可制度に係る劣化状況評価の審査並びに民間規格の技術評価に資する。

1. 研究概要 ー 行程 ー

- 本研究はH18～H31年度に、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託事業として実施した。
- H24～H31年度に得られた成果をまとめる。(H23年度までの成果は、外部有識者による評価が行われている。)

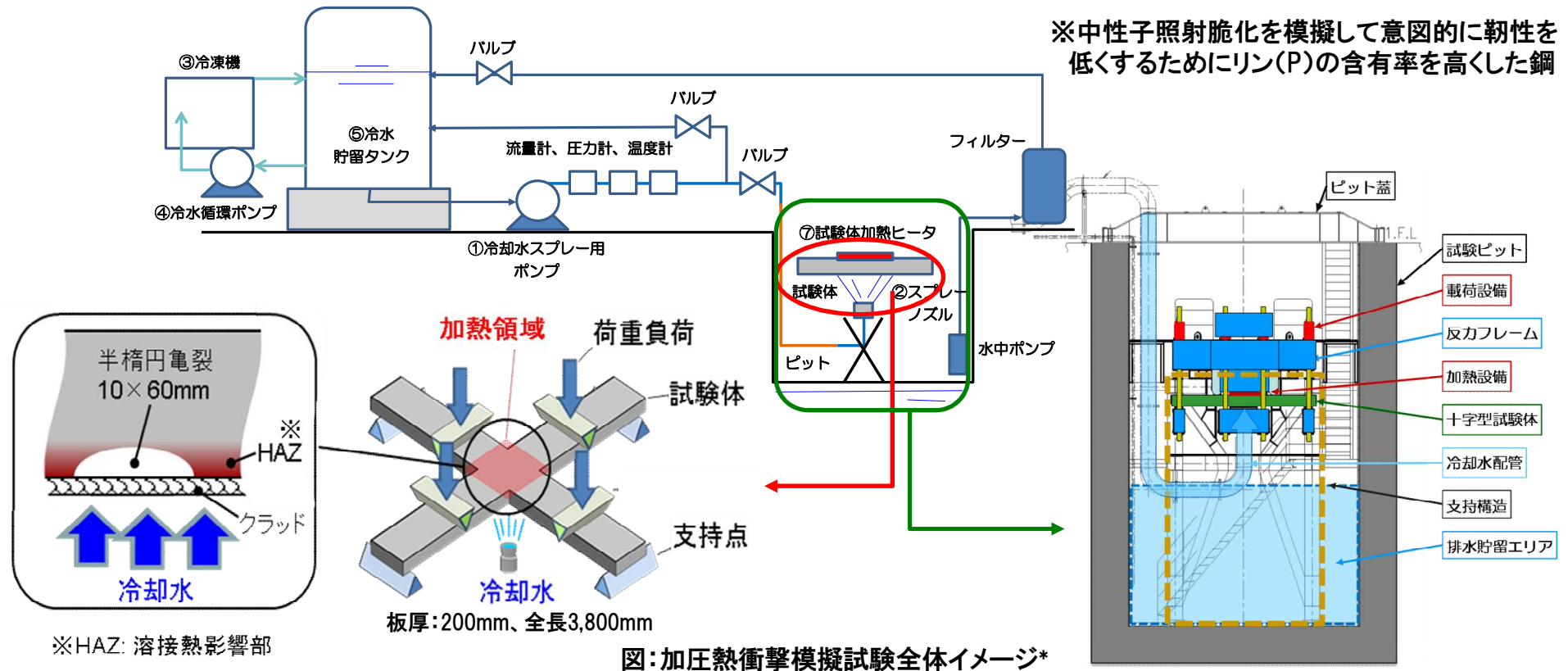
事業内訳	H24	H25	H26	H27	H28	H29	H30	H31
原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究				破壊力学評価に係る試験				
				脆化予測法に係る研究				
低合金鋼の材料試験	照射材料試験							
	基礎物性試験			材料試験炉(JMTR)を用いた照射試験				
				平成28年10月にJMTRの廃止の方針が決定されたために照射試験は中止				
ステンレス鋼の材料試験	亀裂進展試験等材料試験						JMTRを用いた照射試験	
			照射材における諸特性の分析		平成28年10月にJMTRの廃止の方針が決定されたために照射試験は中止			

2. 研究期間を通じた主要成果

原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究

破壊力学評価に係る試験

- 1軸の試験結果の2軸の健全性評価への適用性を確認するため、低靱性鋼※を用いて実機規模の板厚を有する十字型試験体を作製し、2軸荷重負荷領域のステンレスクラッド下に半楕円亀裂を付与し、熱衝撃を与える試験装置を製作し、試験を実施した。



* 出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 平成29年度軽水炉燃材料詳細健全性調査報告書(一部修正)
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 平成30年度軽水炉燃材料詳細健全性調査報告書(一部修正)

2. 研究期間を通じた主要成果

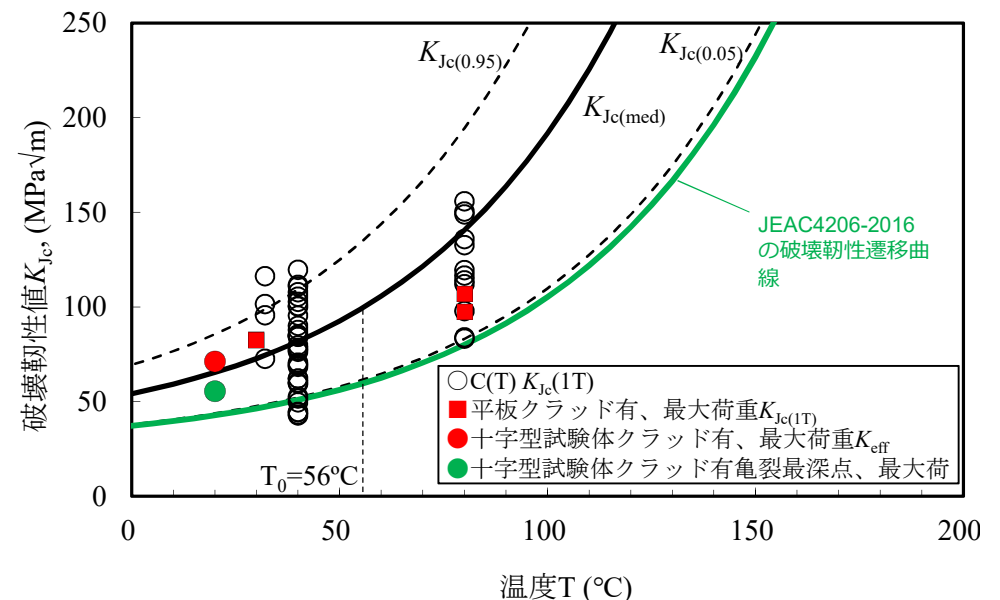
原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究

破壊力学評価に係る試験

- 破壊は疲労予亀裂先端部から生じた可能性が高く、母材への亀裂進展を模擬できた。
- 亀裂最深点の K_J 値は、JEAC4206-2016の破壊靱性遷移曲線を上回っていると評価され、1T-C(T)試験片相当の破壊靱性値 K_{eff} 値は概ねマスターカーブ上にあった。
- 十字型試験体を用いた2軸荷重負荷の成立性を確認した。



図：試験後の試験体外観図*



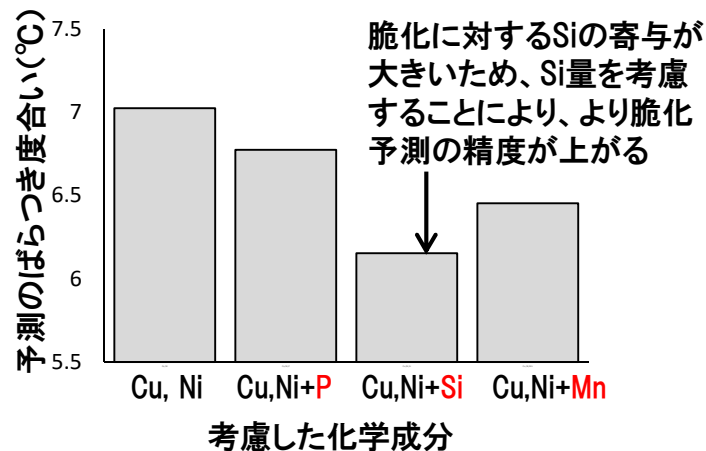
図：CT試験片、平板試験体及び十字型試験体を用いた破壊靱性試験における破壊靱性値 K_{JC} の温度依存性*

2. 研究期間を通じた主要成果

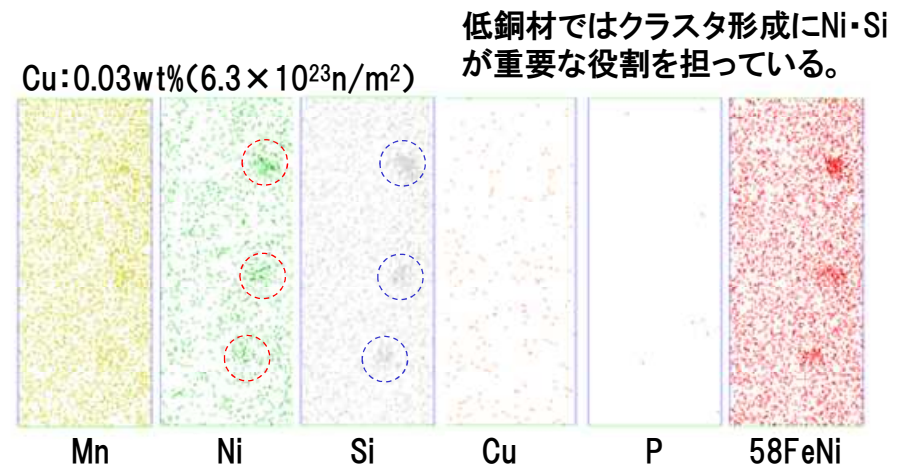
原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究

脆化予測法に係る研究

- ノンパラメトリックベイズ法等を用いた解析ツールを整備して解析を行った結果、国内脆化予測法で考慮されている照射量、照射速度、銅含有量、ニッケル含有量に加えて、Si含有量が脆化に寄与することが分かった。
- 監視試験片を用いて、三次元アトムプローブ観察を行った結果、低銅材においてNiとSiがクラスタを形成していることが観察された。
 - 脆化予測法において、クラスタ形成においてもケイ素(Si)が重要な要素となることがわかった。



図：組合せによる予測への影響の差(統計解析の結果)
現在の国内脆化予測法ではSiは考慮されていない。

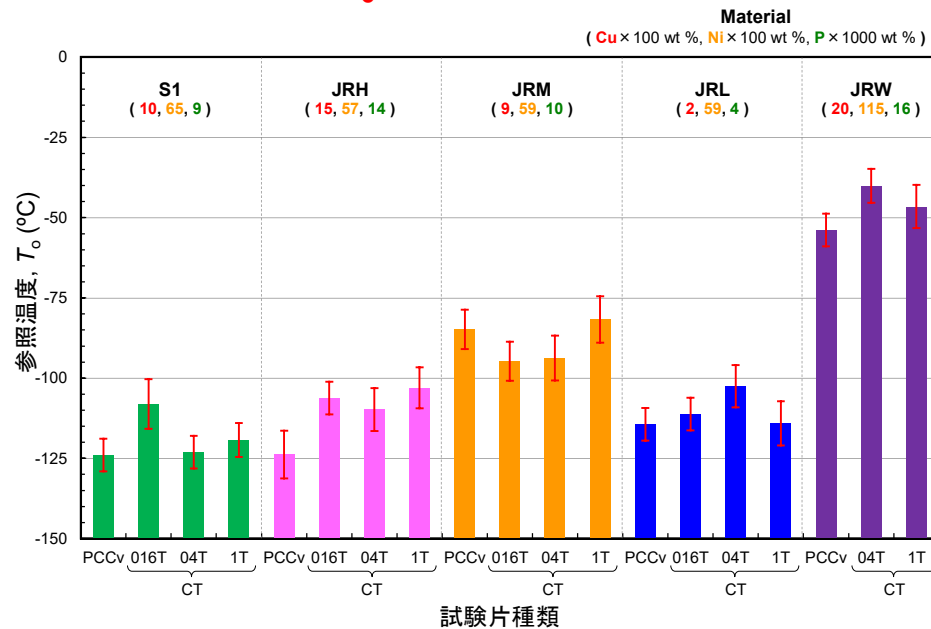


図：マイクロ組織観察観察例(母材低Cu材三次元アトムマップ(20×20×50nm³))*

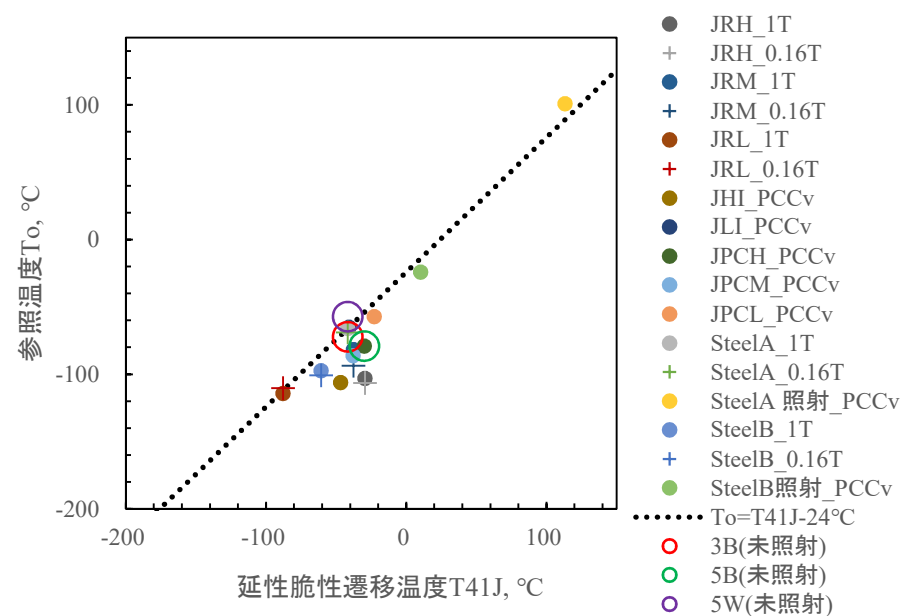
2. 研究期間を通じた主要成果

低合金鋼の材料試験

- 既往研究等で照射した材料及びその未照射材を用いて破壊靱性試験を実施し、限定された条件ではあるが、大きさの異なる試験片で試験を行っても、1TCTに換算して T_0 を計算できることを確認した。
 - また、未照射材及び照射材のシャルピー遷移温度と破壊靱性参照温度の相関があることを確認した。さらに、未照射材を用いた試験により、高温予荷重効果の知見を取得した。
- JEAC4206-2016を技術評価に必要な知見の拡充として、高温予荷重効果及び参照温度 T_0 に関する知見を得た。



図：参照温度 T_0 に及ぼす鋼材種類と試験片種類の影響*1



図：延性脆性遷移温度と参照温度 T_0 の相関*2

*1出典) 独立行政法人日本原子力研究開発機構 平成24年度軽水炉燃材料詳細健全性調査報告書
*2出典) 独立行政法人日本原子力研究開発機構 平成26年度軽水炉燃材料詳細健全性調査報告書

2. 研究期間を通じた主要成果

ステンレス鋼の材料試験

- 亀裂進展試験後の亀裂先端のミクロ組織観察を行い、亀裂先端の局所変形(応力集中)した領域の酸化物内層厚さがそれ以外の領域に比較して厚かった。
- 照射材を用いた照射後亀裂進展試験により、溶存酸素濃度が32ppmの水質で技術基準規則で規定されている鋭敏化SUS304鋼の上限値(9.2×10^{-10} m/s)を超える進展速度が得られたが、今後データを拡充し、溶存酸素濃度の影響を確認する必要がある。
- **照射誘起型応力腐食割れについて、亀裂進展速度に関する知見を得た。**

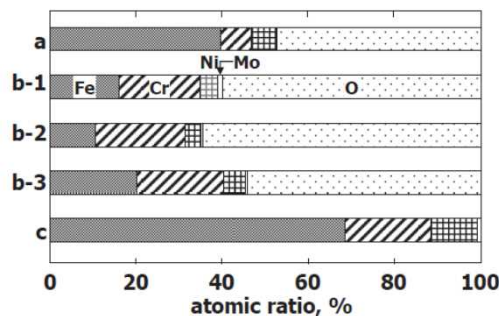
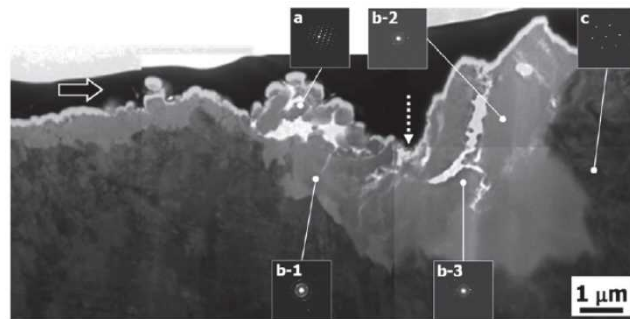


図: 亀裂先端近傍の断面TEM明視野像(荷重7kN、224時間浸漬、290°C、2ppm DO)*1

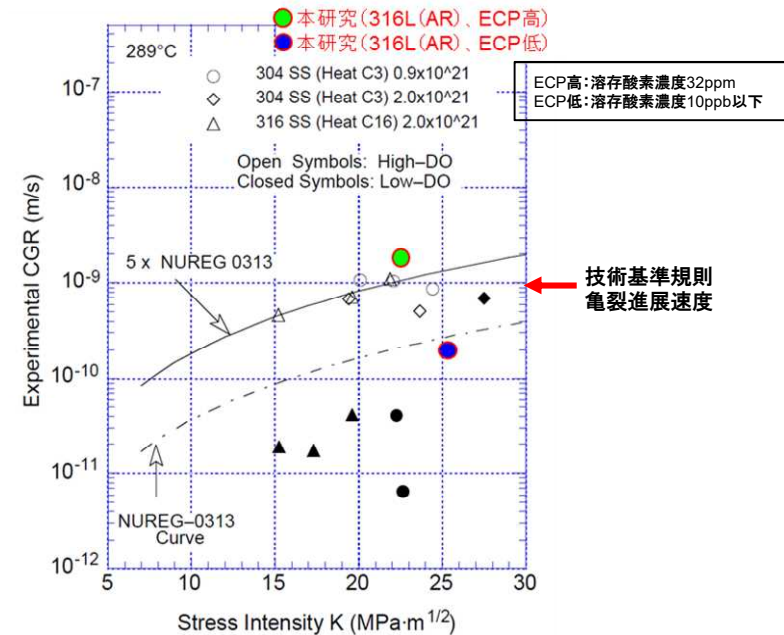


図: 中性子照射量(1.73×10^{17} n/m² (E>1MeV))の亀裂進展速度と文献値との比較*2

*1 出典) ステンレス鋼の亀裂先端における高温水中酸化に及ぼす荷重付与の影響, 材料と環境, 68, 240-247 (2019)

*2 出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 平成28年度軽水炉燃材料詳細健全性調査報告書

3. まとめ

- 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究において、実機規模の板厚を有する十字型試験体を用いて、実機と同様に2軸方向の力が加わる破壊試験の成立性を確認した。また、国内原子炉圧力容器鋼の中性子照射データを用いて、脆化に寄与する因子等について分析した結果、Siの寄与が示唆された。さらに、三次元アトムプローブ観察の結果、低Cu材のクラスタ形成においてSiが重要な役割を担っている可能性が示唆された。
- 原子炉圧力容器鋼の破壊靱性の評価において、試験炉照射材及びその未照射材を用いて破壊靱性試験を実施し、限定された条件ではあるが、 T_0 の試験片の形状・寸法の影響を確認した。また、未照射材を用いた試験により、高温予荷重効果の知見を取得した。
- ステンレス鋼材料試験において、亀裂進展試験後の亀裂先端のミクロ組織観察を行い、亀裂先端の局所変形と酸化皮膜が進展速度に影響すること等の知見を得た。

4. 成果の活用について

- 本研究で得られた知見の一部が活用され「一般社団法人日本電気協会 原子力規格委員会 原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007[2013年追補版]」の技術評価が平成27年度に行われ、技術基準規則が改正された。また、現在行われている「一般社団法人日本電気協会 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法 JEAC4206-2016」及び「一般社団法人日本電気協会 原子力規格委員会 フェライト鋼の破壊靱性参照温度 T_0 決定のための試験方法 JEAC4216-2015」の技術評価においても、本研究で得られた知見の一部が活用されている。さらに、今後の民間規格の技術評価の技術的判断根拠としても活用が期待される。
- また、本研究の成果については、高経年化技術評価及び運転期間延長認可制度に係る劣化状況評価の審査に関する技術基盤として活用できる。

5. 成果の公表等

規制庁が著者に含まれているもの

- 論文: 1件

- Grain-Boundary Phosphorus Segregation in Mn-Mo-Ni Steels Neutron-Irradiated in Pressurized Water Reactors at High Fluences, Journal of Nuclear Materials, (投稿中)

委託先で公表されたもの

- 論文: 5件

- Applicability of Miniature Compact Tension Specimens for Fracture Toughness Evaluation of Highly Neutron Irradiated Reactor Pressure Vessel Steels, Journal of Pressure Vessel Technology, (2018, 08)
- ステンレス鋼の亀裂先端における高温水中酸化に及ぼす荷重付与の影響, 材料と環境(腐食防食学会誌), (2019, 07) など

- Proceeding: 10件

- Fracture toughness evaluation of neutron-irradiated reactor pressure vessel steel using miniature-C(T) specimens, ASME 2017 Pressure Vessels & Piping Conference, (2017, 07)
- Evaluation of crack growth rates and microstructures near the crack tip of neutron-irradiated austenitic stainless steels in simulated BWR environment, 18th Int. Conf. Environ. Degr. of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, (2017, 10)

など

- JAEA報告書: 5件

- 沸騰水型軽水炉炉内構造物用オーステナイト系ステンレス鋼の照射データに関する文献調査とデータ集の作成(受託研究), JAEA-Review, (2018, 11)
- 加圧水型軽水炉炉内構造物用オーステナイト系ステンレス鋼の照射データに関する文献調査とデータ集の作成(受託研究), JAEA-Review, (2019, 01)

など

6. 成果目標に対する達成状況

- 本研究では、原子炉圧力容器の中性子照射脆化について、科学的・合理的な高経年化技術評価及び運転期間延長認可制度に係る劣化状況評価の審査並びに民間規格の技術評価に活用できるよう、健全性評価手法の保守性確認に必要なデータを取得するための試験方法を確立し、計画どおり試験を実施した。試験で得られたデータより、現状の健全性評価手法が保守的である可能性が示唆された。また、照射誘起型応力腐食割れについて、照射材データの調査・分析を行い、亀裂進展データなどの知見を拡充し、ステンレス鋼材料試験の今後の課題について抽出した。
- なお、炉内照射下で照射誘起型応力腐食割れ亀裂進展試験を行い、既往研究の照射後試験と照射下試験で得られた亀裂進展挙動を比較し、照射誘起型応力腐食割れ亀裂進展速度評価の保守性を確認する計画としていたが、JMTRでの照射試験が平成28年度に凍結されたため、実施できなかった。

7. 今後の展開

- 本研究において、実機と同様に2軸方向の力が加わる破壊試験方法が確立された。今後実機により近い材質の供試材を用いて2軸方向の力が加わる破壊靱性試験結果と、1軸方向に力が加わる破壊靱性試験結果を比較することで、現状の評価方法の保守性を確認する。
- 照射脆化予測を考慮した破壊靱性遷移曲線は、「 ΔT_{41J} が中性子照射による破壊靱性の遷移温度の変化量に等しい」（右図）という考え方に基づいて、監視試験片で得られた評価時期の脆化量に相当する ΔT_{41J} だけ破壊靱性曲線を移動させて設定される。今後、実機材料等を用いて ΔT_{41J} と破壊靱性遷移温度を比較し、データを拡充することで、現状の評価方法が保守的であることを確認する。

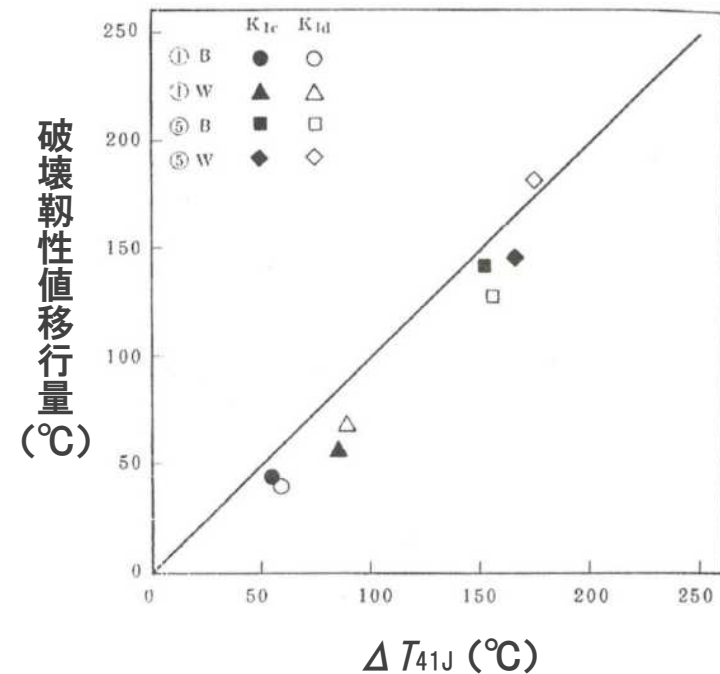


図 破壊靱性値移行量と ΔT_{41J} の関係※

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
事後評価 説明資料

令和2年4月
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

目次

1. 研究概要
2. 研究期間を通じた主要成果
3. まとめ
4. 成果の活用について
5. 成果の公表等
6. 成果目標に対する達成状況
7. 今後の展開

1. 研究概要

➤ 本研究の目的

常設重大事故等対象設備のうち原子炉格納容器電線貫通部(電気ペネトレーション(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するために、通常運転時相当の劣化を付与した状態における重大事故(SA)時環境下での絶縁性能に係るデータを取得する。

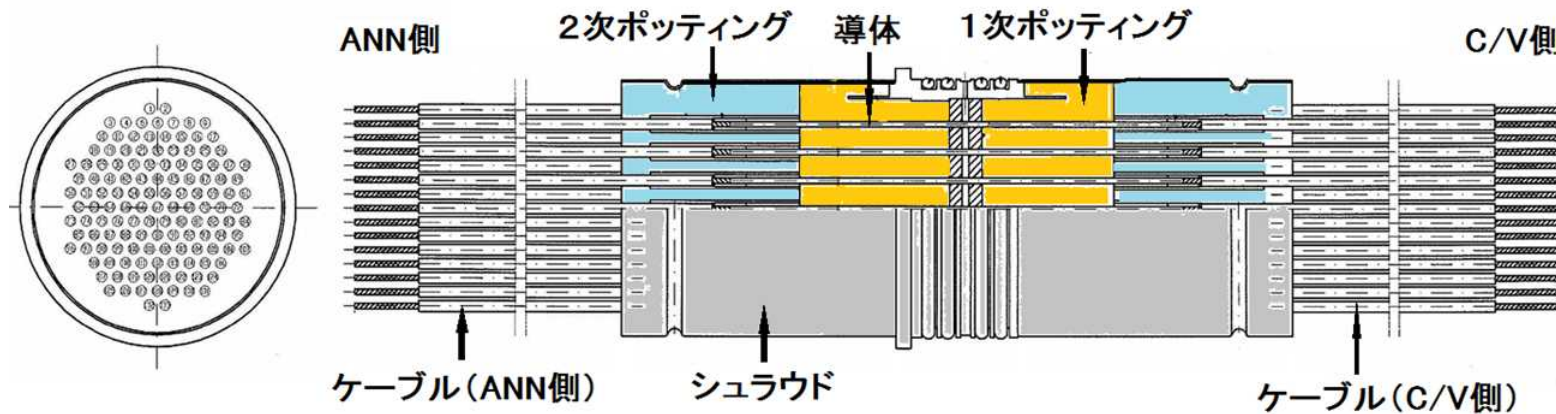


図1 電気ペネの構造

1. 研究概要

- 実施内容
- ✓ 国内のPWRプラント及び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トレーション(電気ペネ)について、供用期間相当の経年劣化を付与した後、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、絶縁体の劣化状況を評価した。
- ✓ 電気ペネには、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。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。
- ✓ 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。

1. 研究概要

研究期間: H29年度～H31年度(3年間)

以下のように分担を決めて、早稲田大学への委託事業として実施

原子力規制庁(NRA): SA時環境模擬試験に係る試験条件の設定、試験設備の選定、測定方法等を主体的に検討し、試験で取得したデータの分析を行い、成果を取りまとめる。

早稲田大学: (a)NRAが決定した試験内容に従い、試験ケーブル等の調達、試験装置の製作、試験機関との連絡・調整を実施。(b)SA時環境下における電気ペネ等の絶縁性能に係るデータを取得。(c)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。

表1 行程表

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	■		

2. 研究期間を通じた主要成果

(1)SA時環境模擬下での電気ペネの健全性評価研究

2.(1)①電気ペネの選定、②健全性評価試験手順

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
- ・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、運転期間延長認可申請書の劣化状況評価等の情報を参考

②健全性評価試験手順

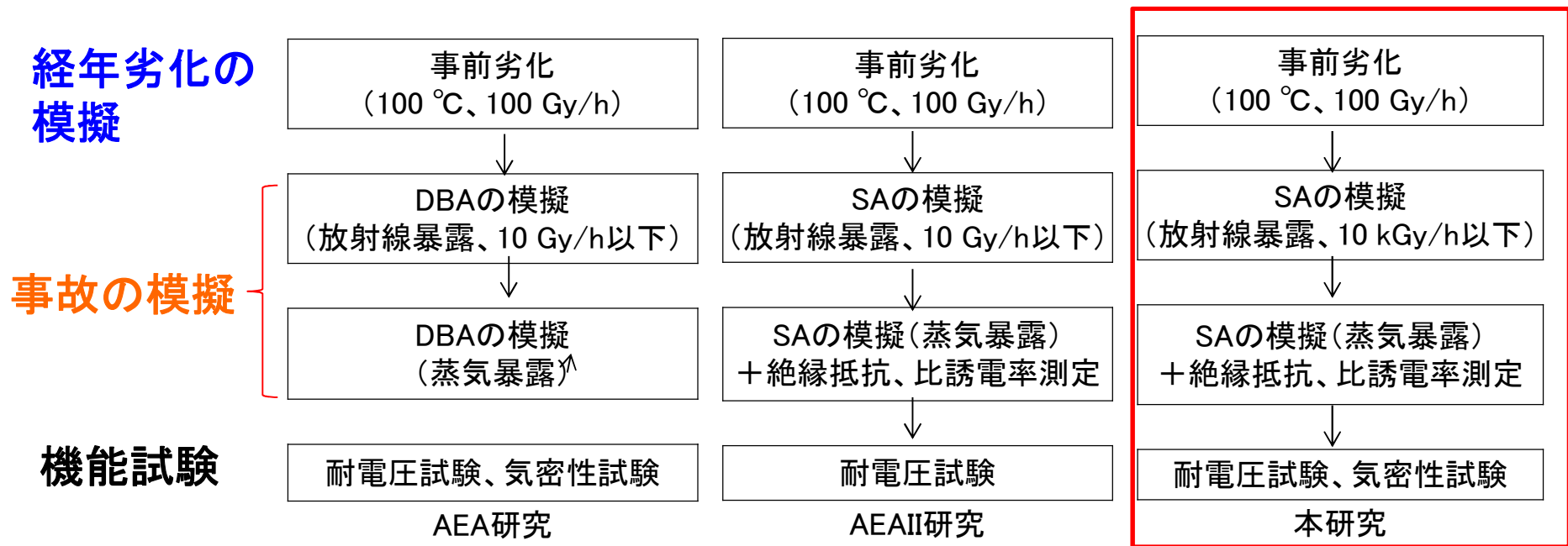


図2 これまでの研究及び本研究の試験手順

2.(1)③事前劣化条件の設定及び実施

- 電気ペネの経年劣化を模擬する事前劣化条件は、通常運転時の条件等を考慮し、表2のAEA研究で設定した条件を使用
- 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℃、100Gy/hで100日間
- 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、40年を想定した100℃、100Gy/hで54日間



表2 AEA研究で設定した劣化条件

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	5×10^{-3}	80	100 °C、 100 Gy/h	133
			60		100
			40		67
BWRプラント用 電気ペネ	50	2.5×10^{-4}	80	100 °C、 100 Gy/h	107
			60		81
			40		54

図3 照射施設内に設置した劣化処理用恒温槽

(国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構
高崎量子応用研究所コバルト照射施設)

2.(1)④SA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

- **温度、圧力**

SA時での最高温度、最高圧力を想定したもの
原子炉格納容器の限界温度、限界圧力に基づくもの

- **SA時蒸気暴露**

事故時照射の照射線量はPWRプラント用500 kGy、BWRプラント用800kGy
照射は室温において⁶⁰Coガンマ線線量率7 kGy/h

- **試験時間**

最高温度、最高圧力を168 h一定として試験

- **蒸気暴露条件**

原則として飽和蒸気を使用

試験装置の性能から実施不可能である場合には過熱蒸気を使用

表3 SA時に対する電気ペネトレーションの試験条件

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.(1)⑤SA時環境模擬試験の実施

放射線暴露

- ・PWR用電気ペネ500kGy、BWR用電気ペネ800kGyとして事故時照射を実施
- ・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照射

蒸気暴露

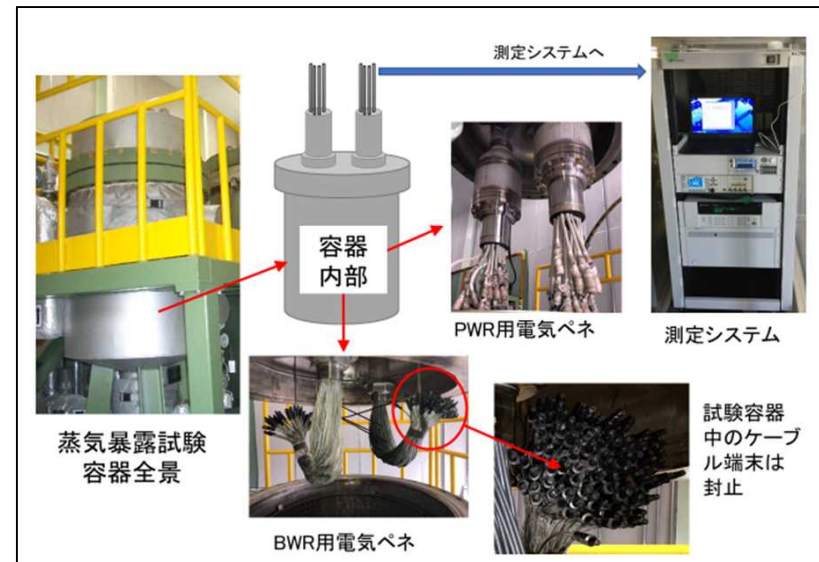
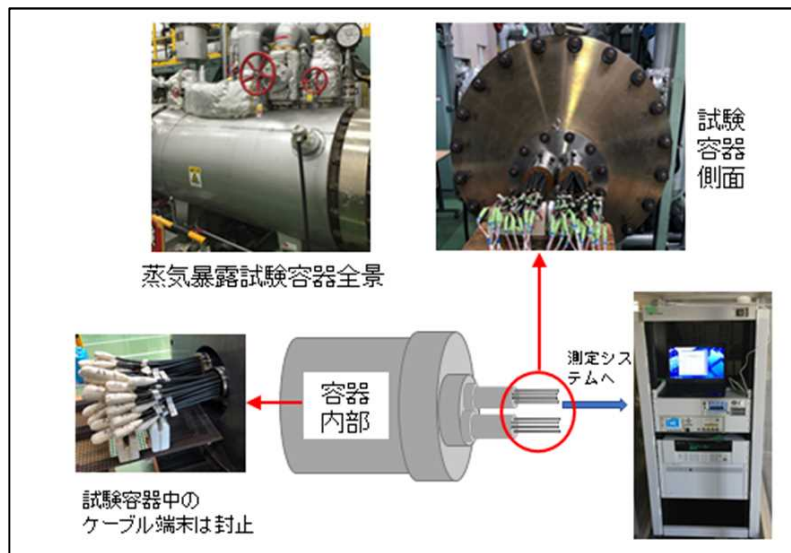
図5(a): 155°C、0.45 MPaGの飽和蒸気を暴露

温度が155°Cに到達後24h、NaOH+H₃BO₃水溶液を噴霧

図5(b): 171°C、0.64MPaG及び200°C、0.9 MPaGの加熱蒸気を暴露。この装置では化学スプレーは行えないため、蒸気暴露のみ実施



図4 電気ペネトレーションに対する事故時照射



(a)PWR用電気ペネ試験に使用した装置 図5 蒸気暴露を行った試験装置 (b)BWR用、PWR用電気ペネ試験に使用した装置

2.(1)⑤SA時環境模擬試験の実施

絶縁抵抗測定

- ・JIS C 3005: 2000を参考として、直流電圧最大100 Vを印加し電流を2分ごとに測定して絶縁抵抗を測定
- ・4芯ケーブルの赤線と黒線の線間に流れる電流を測定

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 $20^{\circ}\text{C} \pm 15^{\circ}\text{C}$ において $1.0 \times 10^{-4} \text{ Pa} \cdot \text{m}^3/\text{sec}$ 以下

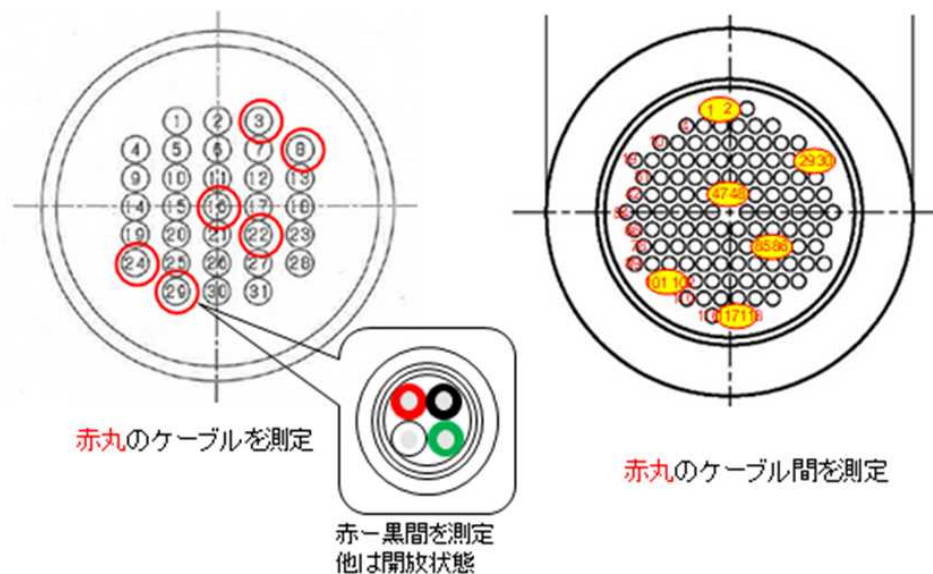


図6 電気ペネトレーションのケーブルの配置

2.(1)⑤SA時環境模擬試験の実施

PWR電気ペネ試験結果

試験条件: SA時での最高温度、最高圧力を想定したもの 155°C、0.45 MPaG

原子炉格納容器の限界温度、限界圧力に基づくもの 200°C、0.9 MPaG

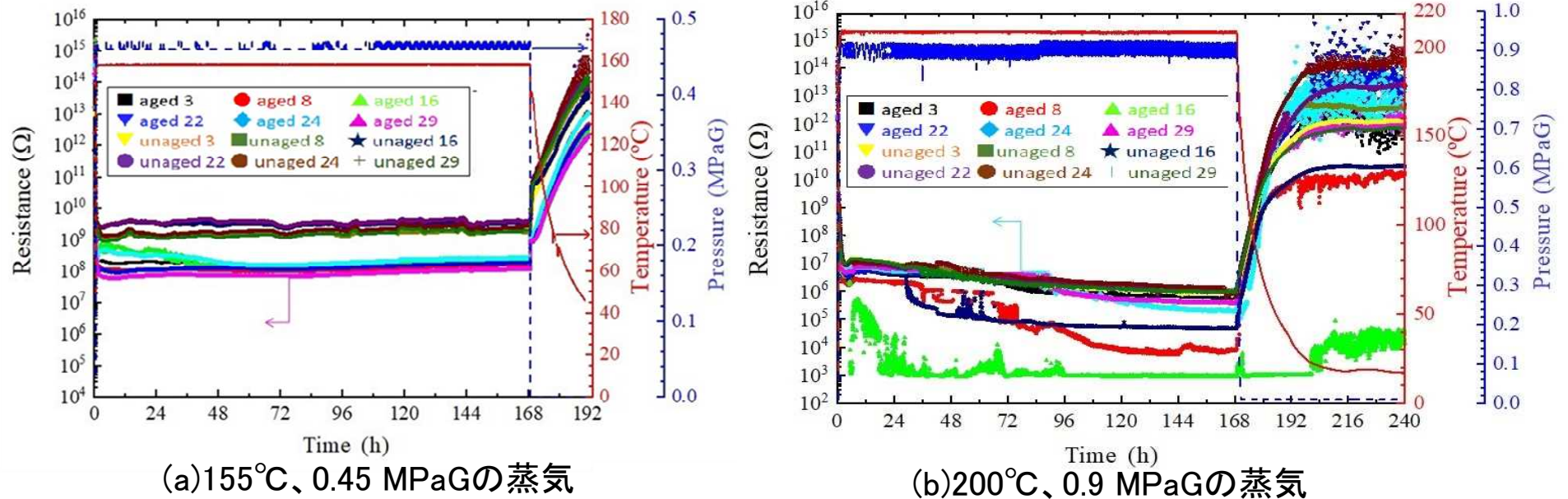


図7 蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化

- 155°Cにおいて、事前劣化ありの絶縁抵抗は $10^7 \sim 10^8$ Ω程度まで低下、168 hまで変化はない
- 200°Cでは、中心に配置されたNo.16(図中の黄緑)の絶縁抵抗は、蒸気暴露開始直後から 10^3 Ωまで低下
- 絶縁抵抗は、事前劣化ありの方が事前劣化なしより全体的に低くなり、事前劣化の影響が見られた

2.(1)⑤SA時環境模擬試験の実施

- BWRプラント用電気ペネもPWRプラント用と同様な傾向だが、絶縁抵抗は全体的に低い。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
- 蒸気暴露試験後の気密性試験の結果、試験に供試した全ての電気ペネで気密性試験の判定基準を満足しており、気密性に問題は無い
- 気密性試験後、電気ペネを分解したところ、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
→電気ペネ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あり
- 計装システムの測定結果において電気ペネの絶縁抵抗の低下が誤差の原因となる可能性がある



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することが重要

BWRプラント用電気ペネについては、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、論文等で公表する予定

2. 研究期間を通じた主要成果

(2) 高分子材料劣化評価研究

2.(2)①ポッティング材の劣化特性の調査・試験

S-EP

未劣化のT_gは-32°C、室温でゴム状態

熱・放射線同時劣化したS-EPのT_gは、劣化時間により上昇

→架橋の進行

さらに劣化時間が増加するとT_gは低下に転じる

→架橋より分子鎖切断反応の方が優勢

→S-EPでは、放射線の影響を強く受けると推定

H-EP

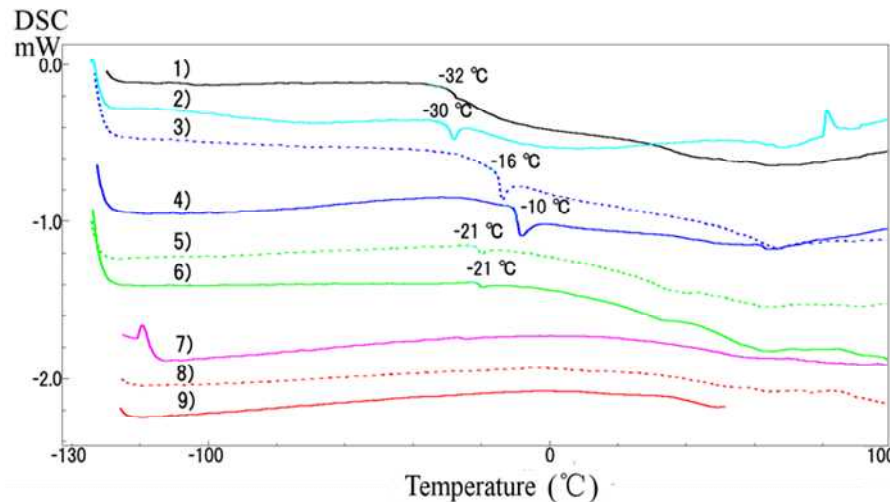
未劣化のT_gは120°C、室温ではガラス状態

熱・放射線同時劣化時間4000hまで、T_gはほぼ変化なし

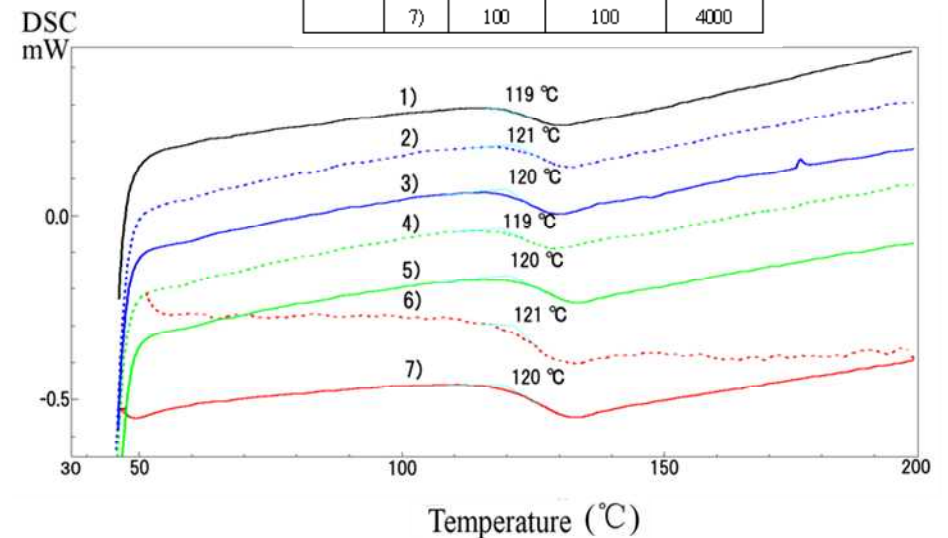
→構造に大きな変化はない

表4 H-EP及びS-EPの熱・放射線劣化条件

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8 S-EP(a)とH-EP(b)のDSCスペクトル

2.(2)②ケーブル用絶縁材の劣化特性の調査・試験

(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

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

AEA II 研究では、200℃までの試験を実施
→本研究では、さらに高温の220℃(圧力0.62MPaG)で測定
図10の試験装置で、200℃大気中加熱試験を実施
測定時間は、蒸気暴露中及び大気中とも168h

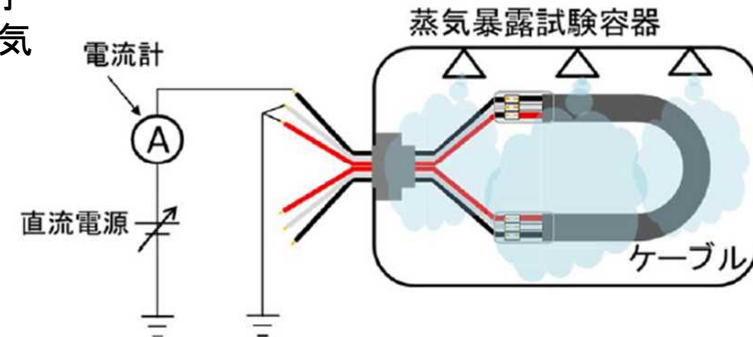


図9 蒸気暴露試験及び絶縁抵抗測定回路の模式図

表5 ケーブル供試体及び劣化条件

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℃、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℃、100 Gy/h、 4003 h(400.3 kGy)	
SiRケーブル(P)		シリコーンゴム (SiR)	- 100℃、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℃、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℃、100 Gy/h、 6990 h(699 kGy)	
SiRケーブル(B)		シリコーンゴム (SiR)	- 100℃、100 Gy/h、 6241 h(624.1 kGy)	



図10 ケーブル大気中加熱試験の装置

2.(2)②ケーブル用絶縁材の劣化特性の調査・試験

(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

結果

① 220°C 蒸気雰囲気

FR-EPRケーブル(B): 96h以上では約 $10^5 \Omega m$ で安定
SiRケーブル等の5種類のケーブルでも同様の傾向

② 200°C、大気雰囲気

FR-EPRケーブル: 事前劣化無し約 $10^6 \Omega m$ 、事前劣化有り約 $10^7 \Omega m$
SiRケーブル: 一旦 $10^{10} \Omega m$ 程度となった後、 $10^{11} \Omega m$ 程度以上で一定
→ 蒸気雰囲気はSiRの絶縁抵抗に大きく影響

③ 試験中に絶縁破壊したケーブルは無く、耐電圧試験でも合格
→ 本試験環境で絶縁性能が保たれる可能性が高い

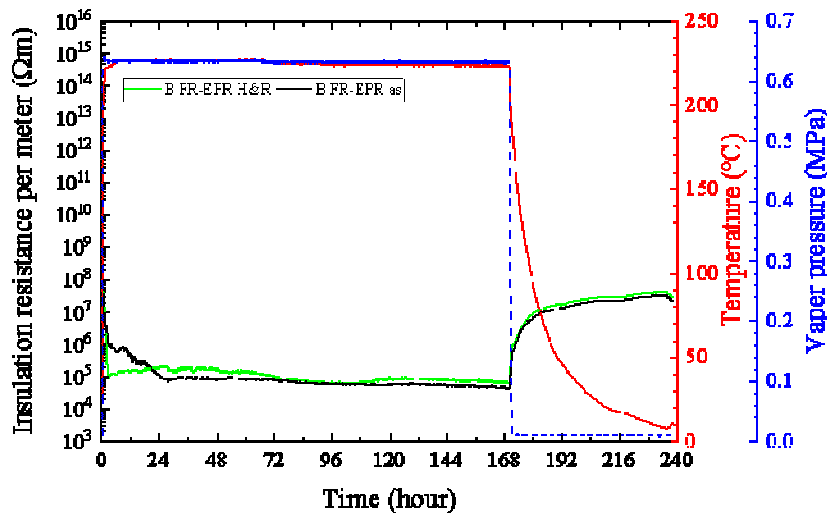


図11 FR-EPRケーブル(B)の220°Cの蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化

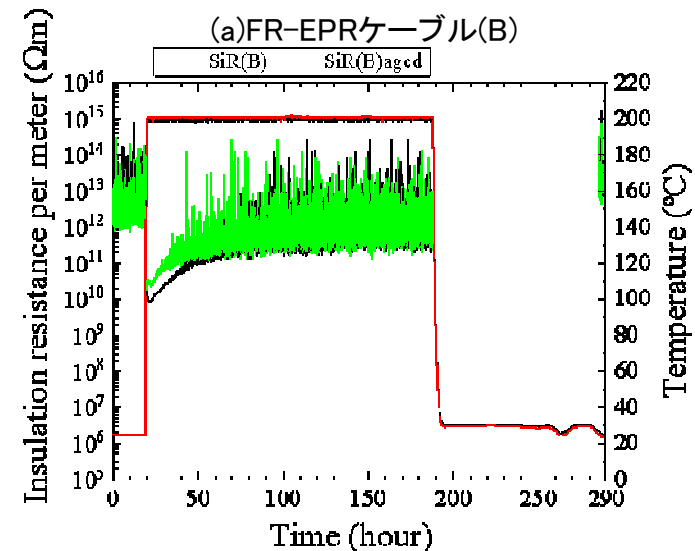
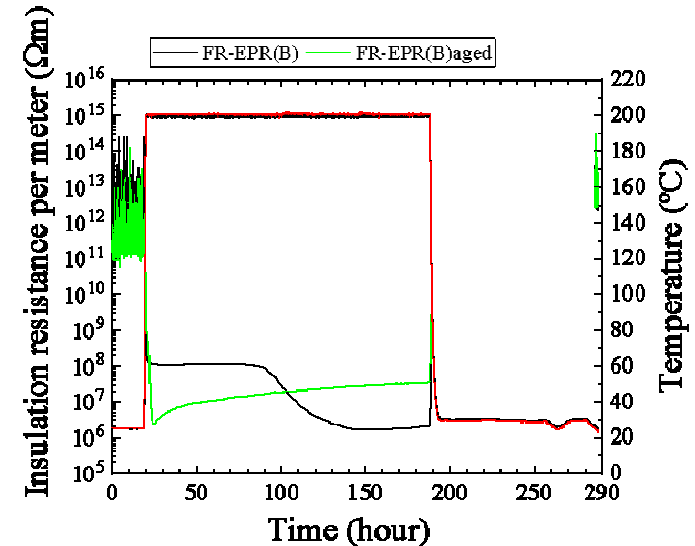


図12 200°C、大気雰囲気における絶縁抵抗の時間変化

2.(2)②ケーブル用絶縁材の劣化特性の調査・試験

(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、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。



FR-EPRケーブル(B)とSiRケーブル(B)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

結果

事前劣化有りのSiRケーブルのみ、絶縁抵抗が喪失→**影響あり**
蒸気のみでのSiRケーブル、FR-EPRケーブルは絶縁抵抗は $10^8 \sim 10^9 \Omega m$ → **影響なし**

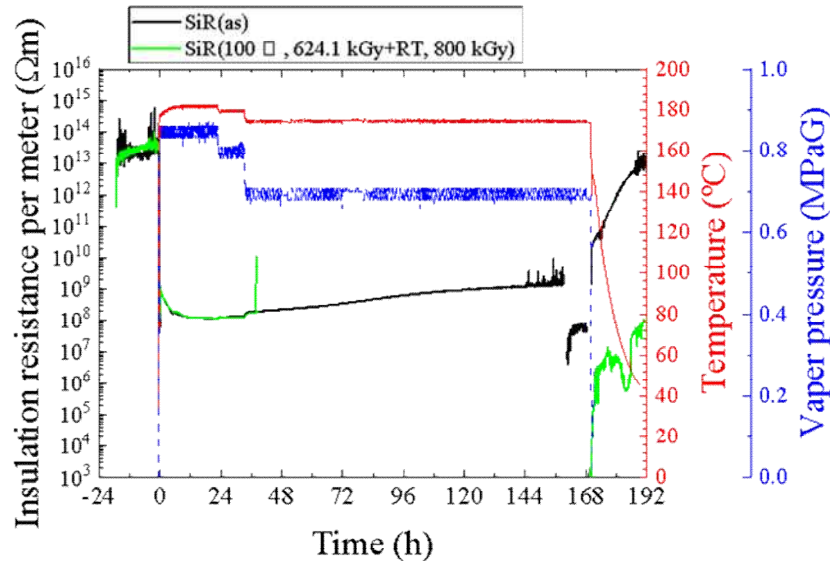


図13 SiRケーブル(B)の171°CのNaOH化学スプレイを伴う蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化

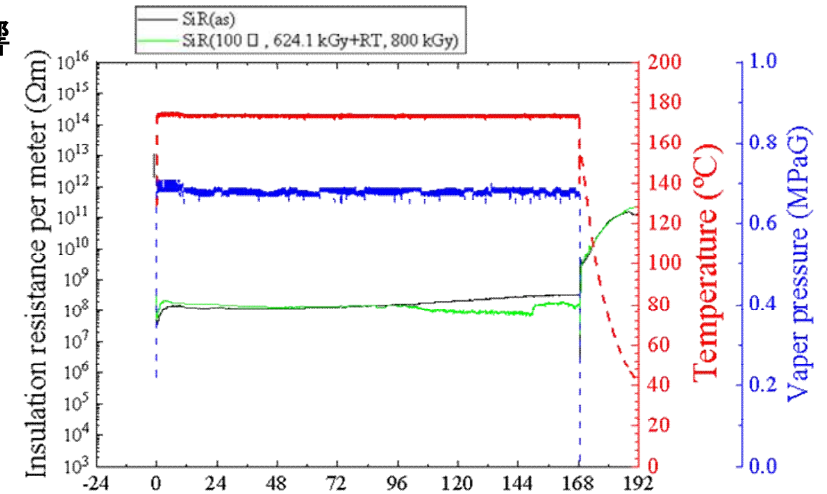


図14 SiRケーブル(B)の171°Cの蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化

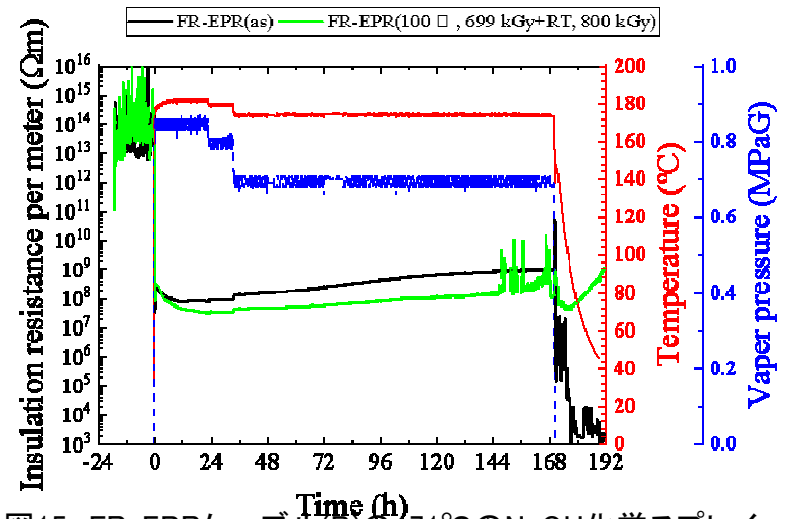


図15 FR-EPRケーブル(B)の171°CのNaOH化学スプレイを伴う蒸気暴露中における絶縁抵抗の時間変化

2.(2)②ケーブル用絶縁材の劣化特性の調査・試験

(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

試料: SiRケーブルの管状供試体

劣化処理: 事前劣化 (Aging processes I)、事故時照射 (Aging process II)

試験内容: 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後、外表面と断面観察

浸漬時間: 170°Cで到達時点を0hとし、24、48、96、168h

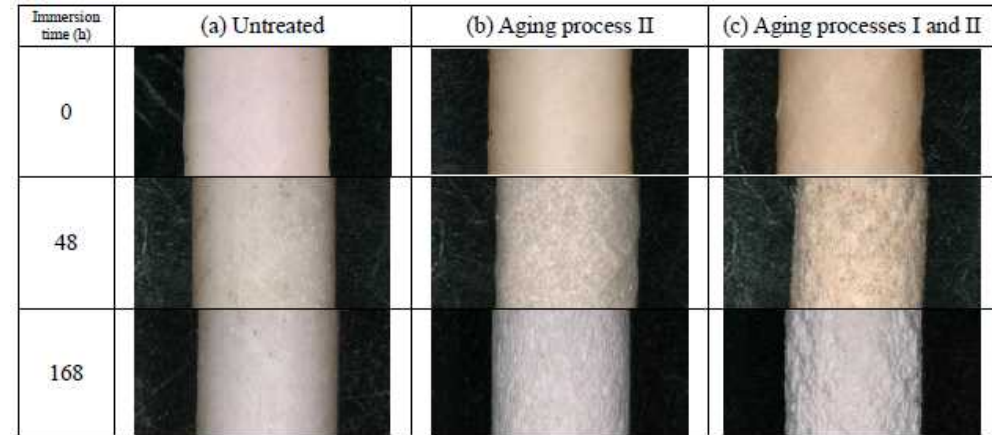
表6 管状供試体

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

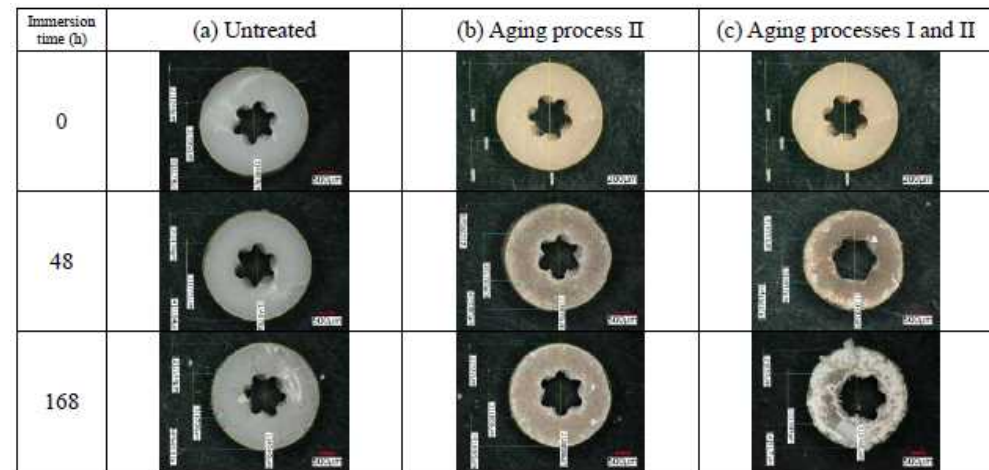
結果

・SiR絶縁体は、170°CのNaOH水溶液に浸漬すると、NaOH水溶液が接触する試料表面から解重合して分解が起こり、時間の経過とともに減肉が進行する。

・NaOH水溶液浸漬前に劣化を付与したSiR絶縁体において、より顕著な分解及び減肉が起こる。



(a)外表面



(b)断面

図16 NaOH水溶液に浸漬したSiRの外表面と断面

3. まとめ

(1)SA時環境模擬下での電気ペネの健全性評価研究

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。

(2)高分子材料劣化評価研究

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。

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。

4. 成果の活用について

➤ プロジェクト期間内

第39回技術情報検討会(令和元年11月20日)において本プロジェクトの成果に基づく最新知見(重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性評価)について情報共有を行い、今後の対応について議論が行われた。

➤ 今後の見通し

「経年劣化管理に係るATENAとの実務レベルの技術的意見交換」(令和2年3～5月に実施)で、上記最新知見に対する事業者の対応について議論を行う予定。

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。

本健全性評価試験法は、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。

5. 成果の公表等

論文投稿: 2件

- ・ 皆川武史・池田雅昭、重大事故模擬環境に暴露したエチレンプロピレンジエンゴム絶縁ケーブルの劣化状態分析、電気学会論文誌A、2019年9月
- ・ 皆川武史・池田雅昭・渡辺藍己、重大事故時に噴霧されるNaOH水溶液による原子力発電所用シリコンゴム絶縁ケーブルの劣化、電気学会論文誌A(投稿中)

国際会議プロシーディングス: 1件

- ・ Takefumi Minakawa, Masaaki Ikeda, Aging State Analysis of Safety-related Cables for Nuclear Power Plants、IEEE Conference on Electrical Insulation and Dielectric Phenomenon、Mexico、2018年10月(査読あり)

学会発表: 6件

- ・ 皆川武史・池田雅昭、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、2018年7月
- ・ 皆川武史・池田雅昭、事故模擬環境に暴露した原子力発電所用安全系ケーブルの劣化状態分析、電気学会第49回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、2018年9月
- ・ Takefumi Minakawa, Masaaki Ikeda, Aging State Analysis of Safety-related Cables for Nuclear Power Plants、IEEE Conference on Electrical Insulation and Dielectric Phenomenon、Mexico、2018年10月
- ・ 皆川武史・池田雅昭、沸騰水型原子炉の重大事故時におけ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、日本保全学会第16回学術講演会、2019年7月
- ・ Takefumi Minakawa, Masaaki Ikeda, Effects of NaOH Spray on Insulation Performance of Cables under Simulated Severe Accident Conditions、19th Env.Deg. , USA、2019年8月
- ・ 皆川武史・池田雅昭、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、電気学会第50回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、2019年9月

6. 成果目標に対する達成状況

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。

7. 今後の展開

- 後継プロジェクト: 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証事業 (R2～R6年度)
 - 実機で長期間使用された低圧ケーブル、電気ペネ等の安全系電気・計装設備等を供試体として、絶縁体の機械的特性や絶縁性能に係るデータを取得し、実機使用環境における実機材料の劣化状態を調べる。この結果に基づき、耐環境性能試験において通常運転時の経年劣化を模擬的に付与するために行っている現状の加速劣化評価の保守性を検証する。
 - 実機材料を用いて事故時環境下における絶縁性能に係るデータを取得する。
 - 高圧ケーブルについては、実機材料における劣化状況を分析し、劣化評価のために過去に実施された絶縁診断の結果と比較し、現状の絶縁診断の劣化評価の保守性を検証する。



電気・計装設備の健全性評価の保守性に関する知見の拡充を図る。

参考資料

1. 研究概要（背景）

◆原子力発電所の安全系電気・計装設備

安全上重要な電気・計装設備(ケーブル、電気ペネトレーション(電気ペネ)等)には、供用期間末期でも設計基準事故時に原子炉を安全に停止し、外部に放射能が漏れないように対処するための安全機能が要求されている

電気・計装設備に使用される高分子材料

通常運転時の熱・放射線等により徐々に劣化が進行

設計基準事故時環境(高放射線及び高温水蒸気)下で急激に劣化が進行



長期健全性評価試験により長期健全性を検証

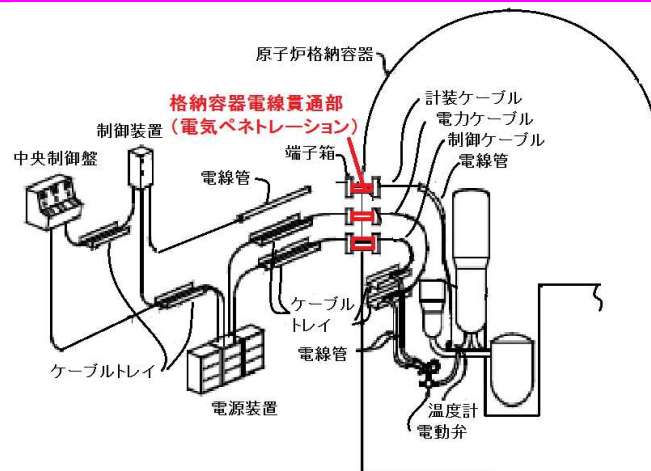


図1 原子力プラントの電気・計装設備設置概略



図2 電気ペネトレーション

1. 研究概要（目的）

◆従来の研究との関連

（絶縁性能）

- ①「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」（平成16年度～平成20年度）
DBA時のケーブルを対象とした長期健全性評価手法の研究
- ②「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究」（平成21年度～平成24年度）
DBA時の電気ペネを対象とした長期健全性評価手法の研究
- ③「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」のうち、「常設重大事故等対処設備のうち、ケーブルの健全性評価手法の策定（平成25年度～平成28年度）」
SA時のケーブルを対象とした長期健全性評価手法の研究

（気密性能）

財団法人原子力発電技術機構で高温、高圧下での電気ペネのシール材からの漏えいの可能性の研究



電気ペネについて、SA時環境下における絶縁性能の裕度に関する技術的知見が重要



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、長期健全性評価の確認に活用できる通常運転時及び重大事故時の劣化を受けた場合の絶縁性能試験データ等を取得する