

安全研究成果報告（中間）（案）

安全研究プロジェクトの中間評価用資料 (材料技術評価検討会資料)

実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究

Study on verification of evaluation methods of aging degradation using metallic materials and electric cables harvested from LWRs

橋倉 靖明 小嶋 正義 河野 克己 池田 雅昭 渡辺 藍己
芳賀 明日香 水田 航平 船田 立夫 高倉 賢一

HASHIKURA Yasuaki, KOJIMA Masayoshi, KONO Katsumi, IKEDA Masaaki, WATANABE Aiki, HAGA Asuka, MIZUTA Kohei, FUNADA Tatsuo, and TAKAKURA Kenichi

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)

本資料は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループで実施している安全研究プロジェクトの中間評価で使用するため、安全研究プロジェクトの活動内容、途中段階における成果物等を取りまとめたものです。このため、今後の研究進捗によって、考察、結論等が変更となる可能性があります。なお、最終的な成果報告書は、プロジェクト終了後に別途取りまとめて公表する予定です。

本資料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

実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究

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

橋倉 靖明 小嶋 正義 河野 克己 池田 雅昭 渡辺 藍己
芳賀 明日香 水田 航平 船田 立夫 高倉 賢一

要 旨

原子力規制委員会は、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いて技術的妥当性を判断するために必要な知見を蓄積することを目的に、重要機器及び構造物の経年劣化評価手法に関する研究を実施してきた。

これまで実施してきた研究では、経年劣化を、主に加速劣化試験により模擬的に経年劣化を付与した材料の特性に基づき予測している。近年、商用発電炉の廃炉が進められており、実機環境における材料の経年劣化挙動を調べるのが可能となりつつある。

本研究では、加速劣化試験結果に基づく材料の経年劣化評価手法の保守性を検証することを目的とし、重要機器及び構造物のうち、原子炉压力容器、電気・計装設備、炉内構造物、ステンレス鋼製機器を対象に、実際に原子力発電所で使用された機器及び構造物から採取した材料（以下「実機材料」という。）を用いて、種々の分析や評価を行っている。

本研究においては、4つの研究テーマからなり、実施期間は令和2年度から令和6年度である。

本資料は令和2年度及び令和3年度の成果をまとめたものである。4つの研究テーマの実施状況は以下のとおりである。

「原子炉压力容器の健全性評価に係る研究」は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構へ委託し、主に実機材料（原子炉压力容器監視試験片）を研究実施機関へ輸送するための準備を計画どおり完了した。

「電気・計装設備の健全性評価に係る研究」は、学校法人早稲田大学へ委託し、比較用ケーブル等の試験材料の調達、試験及びデータ取得を実施した。原子力規制庁は、委託先にて取得したデータを用いて独自に分析・考察を実施し、実機材料（低圧ケーブル）の健全性に関する知見を計画どおり取得した。

「炉内構造物の健全性評価に係る研究」は、一般財団法人電力中央研究所へ委託し、実機材料（炉内構造物）から採取する試験片採取計画及び試験計画等の検討を計画どおり完了した。

「ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究」は、一般財団法人電力中央研究所へ委託し、主に実機材料（原子炉冷却材再循環ポンプ）から試験体を採取し研究実施機関への

輸送が計画どおり完了した。

なお、原子力規制庁は、本研究で使用する実機材料や研究実施に必要な情報を取得するために電気事業者と調整を行うとともに、研究計画全体の策定を行った。

Study on verification of evaluation methods of aging degradation using metallic materials and electric cables harvested from LWRs

HASHIKURA Yasuaki, KOJIMA Masayoshi, KONO Katsumi, IKEDA Masaaki,
WATANABE Aiki, HAGA Asuka, MIZUTA Kohei, FUNADA Tatsuo, and TAKAKURA Kenichi
Division of Research for Reactor System Safety,
Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

The Nuclear Regulation Authority (NRA) has been conducting researches on aging evaluation methods for critical components and structures in order to accumulate the knowledge necessary to determine the adequacy in the technical aging evaluation and in the review of applications for the approval of extending operational period.

In the studies conducted to date, aging degradation has been mainly predicted based on the properties of materials that had been subjected to simulated aging through accelerated degradation tests. In recent years, some commercial reactors have been shut down and it is becoming possible to investigate the aging degradation behavior of materials used in actual reactor environments.

In this study, various analyses and evaluations are conducted using materials collected from components and structures used in nuclear power plants, targeting critical components and structures such as reactor pressure vessels, electrical and instrumentation equipment, in-core structures, and stainless-steel components, for the purpose of verifying the conservatism of the aging evaluation method based on accelerated degradation test results.

This research consists of four research themes which are conducted from FY 2020 to FY 2024. This document is a summary of the results for the period from FY 2020 to FY 2021.

The "Research on Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessel" was entrusted to Japan Atomic Energy Agency (JAEA), and preparations were completed for the transportation of the aged materials (reactor pressure vessel monitoring test specimens) to the test facility.

The "Study on Integrity Assessment of Electrical and Instrumentation Equipment" was entrusted to Waseda University to procure test materials, conduct tests, and acquire data. The obtained data were analyzed and discussed by the Nuclear Regulation Authority.

The "Research on Integrity Assessment of Reactor Inner Structure" was entrusted to the Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI), and they completed investigation about sampling plans of test specimens from aged materials (reactor inner structure), test plans, etc.

The "Study on Integrity Evaluation of Stainless-Steel Components" was also entrusted to CRIEPI. Test specimens were collected mainly from aged materials (reactor coolant recirculation pumps) and transported to the test facility.

The NRA coordinated with the electric utility companies to obtain the aged materials used in the studies and the information necessary to conduct the studies, and developed the overall study plan.

目 次

1. 序論	1
1.1 背景	1
1.2 目的	1
1.3 全体行程	2
2 本論	4
2.1 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究	4
2.1.1 概要	4
2.1.2 RPV の健全性評価方法の保守性に係る研究	7
2.1.3 RPV の健全性評価対象部位の代表性に係る研究	16
2.1.4 実機材料の入手状況	27
2.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究	29
2.2.1 概要	29
2.2.2 評価対象設備の選定及び使用環境調査	30
2.2.3 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験	33
2.2.4 事故時環境模擬試験	47
2.3 炉内構造物の健全性評価に関する研究	64
2.3.1 概要	64
2.3.2 靱性低下に係る研究	65
2.3.3 予防保全対策技術の保守性に関する研究	80
2.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究	97
2.4.1 概要	97
2.4.2 試験計画案の策定	97
2.4.3 原子炉冷却材再循環ポンプからの供試体採取の実施	99
3. 結論	105
3.1 成果の要点	105
3.1.1 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究	105
3.1.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究	105
3.1.3 炉内構造物の健全性評価に係る研究	105
3.1.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究	106
3.2 目的の達成状況	106
3.2.1 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究	106
3.2.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究	107
3.2.3 炉内構造物の健全性評価に係る研究	107
3.2.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究	107

3.3 成果の公表等	108
3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表	108
3.3.2 委託先による公表	108
3.4 成果の活用等	109
3.5 今後の課題等	109
3.5.1 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究	109
3.5.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究	110
3.5.3 炉内構造物の健全性評価に係る研究	110
3.5.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究	110
参考文献一覧	111
執筆者一覧	117

表 目 次

表 2.1.1	試験の計画	5
表 2.1.2	本試験で使用する試験炉照射材料の化学組成、機械特性等	9
表 2.1.3	B4 材母材 (T-L 方向) の Mini-C(T) 試験片の寸法 (単位 : mm)	10
表 2.1.4	B4 材母材 (T-L 方向) の Mini-C(T) 試験片を用いた破壊靱性試験結果	11
表 2.1.5	装置の主要仕様 (詳細設計前)	12
表 2.1.6	E1 材の化学組成及び機械特性	17
表 2.1.7	E1 材の試験片採取位置及び試験片の種類・個数	18
表 2.1.8	WIM 材の化学組成及び機械特性	23
表 2.1.9	供試材母材部の化学成分 (wt.%)	24
表 2.1.10	供試材の中性子照射条件	24
表 2.1.11	各試験で得られた微細組織分析結果及び機械的特性	26
表 2.1.12	本研究に使用する監視試験片の数量	27
表 2.2.1	実機材料の試験計画	30
表 2.2.2	高浜 1 号及び高浜 2 号取り出しケーブルの仕様	31
表 2.2.3	T1 ケーブル及び T2 ケーブルの敷設環境条件	32
表 2.2.4	比較用ケーブルの仕様	33
表 2.2.5	デジタルマイクロ스코プの観察条件	38
表 2.2.6	TG-DTA 装置及び測定条件	38
表 2.2.7	TG-DTA 法による熱挙動測定結果	40
表 2.2.8	T1 ケーブル及び T2 ケーブルの引張破断強度及び破断伸び率の平均値	43
表 2.2.9	事故時模擬試験条件の詳細	50
表 2.2.10	T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの引張破断強度及び破断伸び率の平均 値	61
表 2.3.1	採取ターゲット案	68
表 2.3.2	放射エネルギー計算の条件	71
表 2.3.3	A 型輸送時期	71
表 2.3.4	試験片採取個数 (A 型輸送物)	78
表 2.3.5	靱性低下試験マトリックス	79
表 2.3.6	破壊法による残留応力測定手法	82
表 2.3.7	非破壊法による残留応力測定手法	83
表 2.3.8	残留応力測定工法の概要	84
表 2.3.9	各種モックアップ試験の利点及び課題	93
表 2.3.10	除染試験の検討項目	95
表 2.4.1	熱時効試験マトリックス	99

目 次

図 1	本研究の全体行程	3
図 2.1.1	RPV 健全性評価のイメージ図	6
図 2.1.2	多軸試験装置の構成図	14
図 2.1.3	E1 材の試験片採取位置 (イメージ)	19
図 2.1.4	HAZ 部における試験片採取位置 (イメージ)	19
図 2.1.5	溶接金属と母材の境界からの距離に応じた溶接継手 HAZ におけるシャルピー 吸収エネルギーの遷移	20
図 2.1.6	溶接継手 HAZ の 0.4T-C(T)試験片を用いたマスターカーブ	21
図 2.1.7	溶接継手 HAZ の Mini-C(T)試験片を用いたマスターカーブ	22
図 2.1.8	供試材外観及び微細組織分析用試験片採取位置	25
図 2.1.9	監視試験片カプセルの設置位置 (イメージ)	28
図 2.2.1	高浜 1 号及び高浜 2 号取り出しケーブルの構造	31
図 2.2.2	時間依存データの重ね合わせのイメージ	36
図 2.2.3	時間依存データの重ね合わせ手法による加速劣化試験条件の設定手順	36
図 2.2.4	管状供試体	37
図 2.2.5	T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブル管状供試体外観	39
図 2.2.6	T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの TG-DTA 曲線	41
図 2.2.7	引張試験機	43
図 2.2.8	T1 ケーブル及び T2 ケーブルの応力ひずみ線図	43
図 2.2.9	電流積分電荷計測機の外観	45
図 2.2.10	測定/送信機ユニットの基本回路図	45
図 2.2.11	ケーブル形状試料に関する電流積分電荷法を用いた測定システム	45
図 2.2.12	ケーブルの電荷比の電圧依存性	46
図 2.2.13	ケーブル試験手順	47
図 2.2.14	SA1 と SA2 の試験の温度及び圧力条件	51
図 2.2.15	LOCA 試験の温度及び圧力条件	51
図 2.2.16	蒸気暴露試験前の試験容器とケーブル	52
図 2.2.17	蒸気暴露試験及び絶縁抵抗測定回路の模式図	53
図 2.2.18	SA1 蒸気暴露中におけるケーブルの 1m 当たりの絶縁抵抗の時間変化	55
図 2.2.19	SA2 蒸気暴露中におけるケーブルの 1 m 当たりの絶縁抵抗の時間変化	56
図 2.2.20	LOCA 蒸気暴露中におけるケーブルの 1m 当たりの絶縁抵抗の時間変化	57
図 2.2.21	500kGy 照射後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの応力ひずみ線図	59
図 2.2.22	SA1 後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの応力ひずみ線図	59
図 2.2.23	SA2 後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの応力ひずみ線図	59

図 2.2.24	1500kGy 照射後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの応力ひずみ線図 ...60
図 2.2.25	LOCA 後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの応力ひずみ線図60
図 2.2.26	SA1 試験後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの DSC 測定結果62
図 2.2.27	SA2 試験後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの DSC 測定結果62
図 2.2.28	LOCA 試験後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの DSC 測定結果.....63
図 2.3.1	JSME 維持規格と破壊靱性値の関係.....66
図 2.3.2	ターゲット照射量案.....67
図 2.3.3	破壊靱性値（部位別）69
図 2.3.4	炉心シュラウド及び上部格子板からの採取ターゲット案.....69
図 2.3.5	供試体寸法と A2 値との比の合計の関係（炉心シュラウド、円柱）72
図 2.3.6	供試体寸法と A2 値との比の合計の関係（炉心シュラウド、角柱）72
図 2.3.7	供試体寸法と A2 値との比の合計の関係（上部格子板、円柱）73
図 2.3.8	供試体寸法と A2 値との比の合計の関係（上部格子板、角柱）73
図 2.3.9	採取案（炉心シュラウド ϕ 100 mm 供試体、0.5T-C(T)）75
図 2.3.10	採取案（炉心シュラウド 100 mm \times 100 mm 供試体、0.5T-C(T)）75
図 2.3.11	採取案（上部格子板 ϕ 100 mm 供試体、0.5T-C(T)）76
図 2.3.12	採取案（上部格子板 100 mm \times 100 mm 供試体、0.5T-C(T)）76
図 2.3.13	採取案（上部格子板 80 mm \times 80 mm 供試体、0.5T-C(T)）77
図 2.3.14	試験片採取案（炉心シュラウド ϕ 100 mm 供試体、1T-C(T)）77
図 2.3.15	採取案（炉心シュラウド 100 mm \times 100 mm 供試体、1T-C(T)）78
図 2.3.16	残留応力測定工法の分類.....83
図 2.3.17	板厚方向切断試験体寸法及び切断順序87
図 2.3.18	板厚方向切断時の応力値（ショットピーニング試験体、X 軸方向）87
図 2.3.19	板厚方向切断時の応力値（ショットピーニング試験体、Y 軸方向）88
図 2.3.20	板厚方向切断時の応力値（超音波ショットピーニング試験体、X 軸方向） ...88
図 2.3.21	板厚方向切断時の応力値（超音波ショットピーニング試験体、Y 軸方向） ...89
図 2.3.22	平面方向切断試験体及び切断順序90
図 2.3.23	平面方向切断時の応力値（ショットピーニング試験体）91
図 2.3.24	平面方向切断時の応力値（超音波ショットピーニング試験体）92
図 2.3.25	モックアップ試験に向けた試験的・解析的アプローチフロー94
図 2.4.1	PLR ポンプからの供試体採取工程.....99
図 2.4.2	PLR ポンプからの採取位置案.....101
図 2.4.3	供試体からの試験片採取案.....102
図 2.4.4	PLR ポンプからの一次切断後の寸法.....103
図 2.4.5	修正後の二次切断仕様.....104

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)
AE	Acoustic Emission (アコースティックエミッション)
AEA	Assessment of Electrical Equipment Aging 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 Aging 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)
AESJ	Atomic Energy Society of Japan (日本原子力学会)
ASTM	American Society for Testing and Materials (米国材料試験協会)
BWR	Boiling Water Reactor (沸騰水型原子炉)
CGHAZ	Coarse Grain HAZ (粗粒HAZ)
CORD	Chemical Oxidation Reduction Decontamination (BWRプラントで適用された化学除染技術)
DBA	Design Basis Accident (設計基準事故)
DSC	Differential Scanning Calorimetry (示差走査熱量測定)
DTA	Differential Thermal Analysis (示差熱分析)
EAB	Elongation At Break (破断時伸び率)
EFPY	Effective Full Power Year (定格負荷相当年数)
EQ	Equipment Qualification (機器認定)
ESPI	Electronic Speckle Pattern Interferometry (電子スペックルパターン干渉法)
FEM	Finite Element Method (有限要素法)
FGHAZ	Fine Grain HAZ (細粒HAZ)
FR-EPDM	Flame-retardant Ethylene Propylene Diene Rubber (難燃エチレンプロピレンジエンゴム)
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)
FT-IR	Fourier Transform Infrared Spectroscopy (フーリエ変換赤外分光法)
HAZ	Heat-Affected Zone (熱影響部位)
H3T	Hyperbolic Time Temperature Toughness Model (熱時効による破壊靱性予測モデル)
HOP	Hydrazine Oxalic Acid Potassium Permanganate (PWRプラントにおいて

適用された化学除染技術)

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)
JAEA	Japan Atomic Energy Agency (国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)
JEAC	Japan Electric Association Code (日本電気技術規程)
JENDL	Japanese Evaluated Nuclear Data Library (評価済核データライブラリ)
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)
JSME	Japan Society of Mechanical Engineers (日本機械学会)
LOCA	Loss of Coolant Accident (冷却材喪失事故)
OECD/NEA	Organisation for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency (経済協力開発機構／原子力機関)
PLR	Primarily Loop Recirculation (原子炉再循環系)
PTS	Pressurized Thermal Shock (加圧熱衝撃)
PWR	Pressurized Water Reactor (加圧水型原子炉)
RPV	Reactor Pressure Vessel (原子炉圧力容器)
SA	Severe Accident (重大事故)
SCC	Stress Corrosion Cracking (応力腐食割れ)
SiR	Silicone Rubber (シリコンゴム)
STEM	Scanning Transmission Electron Microscope (走査透過型電子顕微鏡)
TEM	Transmission Electron Microscope (透過型電子顕微鏡)
TG	Thermogravimetry (熱重量測定)
TG-DTA	Thermogravimetric Analysis and Differential Thermal Analysis (熱重量・示差熱分析同時測定)
3DAP	Three Dimensional Atom Probe tomography (3次元アトムプローブ)
USE	Upper Shelf Energy (上部棚吸収エネルギー)
WASTEF	Waste safety Testing Facility (廃棄物安全試験施設)
WB-STEM	Weak-Beam Scanning Transmission Electron Microscope (ウィークビーム STEM 法)
WIM	Repair Welding Technology of Irradiated Materials (原子力プラント照射材料安全補修溶接技術)
WOL	Wedge Opening Loading specimen (開口変異を一定にした K 値減少型の破壊靱性試験用試験片)

用語の定義

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
H3Tモデル	熱時効による材料の靱性低下を予測する際に用いられるモデル
加圧熱衝撃	何らかのトラブルが原因で原子炉の非常用炉心冷却装置が作動し、加圧状態のまま原子炉圧力容器内壁が急冷されるために容器内表面に大きな引張応力が発生する事象
関連温度 (RT_{NDT})	鋼材の照射前又は照射後の遷移領域における破壊靱性を示す温度指標
ケーブル	電線（絶縁物で被覆した電気導体）の上にシース（保護外被）を施したもの
高圧	直流にあっては750 Vを、交流にあっては600 Vを超え、7000 V以下の電圧区分
高照射量領域	国内加圧水型原子炉の60年運転相当における原子炉圧力容器胴部の推定中性子照射量の領域
C(T)	C(T)型破壊試験用試験片
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を伴う事故。本資料においては、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
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
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されるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの
塑性拘束状態	亀裂先端近傍に生じる塑性域は、周囲の弾性域に拘束される。本資料では、応力三軸度が異なることによって亀裂先端近傍に生じる応力状態が異なることを意味する。亀裂先端近傍の応力状態が変化することによって破壊靱性が見かけ上変化する可能性がある。
低圧	直流にあっては750 V以下、交流にあっては600 V以下の電圧区分

転位ループ	照射損傷や塑性変形によって熱平衡濃度以上の原子空孔や格子間原子が生成される場合がある。過飽和の点欠陥（原子空孔、格子間原子）が移動して平板状に集まると、その縁に閉じた転位ができる。これを、転位線が円形であるので転位ループという。
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
熱時効	長時間高温に曝されることにより材料の組織が変化し靱性が低下する現象。
破壊靱性値	欠陥が存在する材料に力学的負荷がかかった時の破壊に対する抵抗値
弁駆動部	調節弁の駆動部を言い、操作信号を受け、その値に確実に対応した弁開度を得るために必要な駆動力を発生する機構部
ボートサンプル マスターカーブ	炉心シュラウド等から採取した舟形の供試体 1T-C(T)試験片に対する破壊の開始点のJ積分 (J_c) より導かれる弾塑性等価応力拡大係数の中央値 ($K_{Jc}(\text{med})$) の温度依存性（遷移曲線）
予防保全	応力腐食割れ等の発生を防ぐために行う保全行為

1. 序論

1.1 背景

原子力規制委員会は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づき、電気事業者が実施する高経年化技術評価において、安全機能を有する機器・構造物を対象とした着目すべき経年劣化事象の抽出、健全性評価及び保守管理の技術的妥当性を確認している。さらに、同委員会は、運転の期間の延長の審査（以下「運転期間延長の審査」という。）においては、原子炉その他の設備が延長しようとする期間の運転に伴う劣化を考慮した上で「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）に定める基準に適合することを確認している。

これまで原子力規制庁は、高経年化技術評価及び運転期間延長の審査において技術的妥当性を判断するために必要な知見を蓄積することを目的に、重要機器及び構造物の経年劣化評価手法に関する研究（旧組織や委託による研究を含む）^{1.1-1.8}を実施してきた。

過去に実施された研究では、経年劣化の予測を、主に加速劣化試験により模擬的（放射線、温度及び水質環境等）に経年劣化を付与した材料の特性に基づき評価している。近年、原子炉施設の廃止措置が進み、実際に原子炉環境で使用され劣化した材料（以下「実機材料」という。）の試験が可能となってきた。このため、加速劣化試験で得た結果を実機材料の経年劣化挙動と比較することにより、これまでの経年劣化評価手法が適切な保守性を有していることを確認することは重要な研究課題となっている。

1.2 目的

重要機器及び構造物のうち、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）、電気・計装設備、炉内構造物、ステンレス鋼製機器を対象に、加速劣化試験結果に基づく経年劣化評価手法の実機環境における経年劣化挙動に対する保守性を検証することを目的に、本研究においては、4つの研究テーマに関する下記の内容を、1.3に示す研究実施期間において実施する。

- (1) 「原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究」では、高経年化技術評価、運転期間延長の審査及び民間規格^(注1)の技術評価の技術的知見に資すること目的に、監視試験片等を用いた試験を実施する。
- (2) 「電気・計装設備の健全性評価に係る研究」では、高経年化技術評価及び運転期間延長の審査の技術的知見に資することを目的に、高圧ケーブル、低圧ケーブル、電気ペネトレーション（以下「電気ペネ」という。）及び弁駆動部を用いた試験を実施する。
- (3) 「炉内構造物の健全性評価に係る研究」では、高経年化技術評価及び運転期間延長の審査の技術的知見に資することを目的に、炉心シュラウド及び上部格子板で使用されて

(注1) 例えば、日本電気協会「JEAC4206 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」。同規格は、技術基準規則の解釈第14条（安全設備）に引用されている。

いるオーステナイト系ステンレス鋼を用いた試験の準備を実施する。

- (4)「ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究」では、高経年化技術評価及び運転期間延長の審査の技術的知見に資することを目的に、原子炉冷却材再循環ポンプで使用されているステンレス鋼鑄鋼を用いる試験を実施する。

1.3 全体行程

本研究は、上記4研究について、令和2年度から令和6年度にかけて実施予定である。

「原子炉压力容器の健全性評価に係る研究」では、令和3年度まで国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）へ委託し、主に実機材料（RPV監視試験片）を研究実施機関へ輸送するための準備を完了した。令和4年度以降、RPV監視試験片を用いて、破壊靱性試験、シャルピー衝撃試験等の試験を実施する予定である。さらに、原子力規制庁においては、試験から得られるデータを分析及び考察を実施する予定である。

「電気・計装設備の健全性評価に係る研究」では、令和3年度まで学校法人早稲田大学（以下「早稲田大学」という。）へ委託し、比較用ケーブル等の試験材料の調達、試験及びデータ取得を実施した。また、原子力規制庁は、令和3年度までに得られたデータを基に独自に分析及び考察を実施し、実機材料（低圧ケーブル）の健全性に関する知見を得た。令和4年度以降も、実機材料を用いて、状態監視手法等により電気特性、機械特性及び熱特性等の劣化特性を評価する試験、事故時模擬環境における絶縁性能を評価する事故時環境模擬試験を実施する予定である。さらに、原子力規制庁においては、試験から得られるデータを分析及び考察する予定である。

「炉内構造物の健全性評価に係る研究」では、令和3年度まで一般財団法人電力中央研究所（以下「電力中央研究所」という。）へ委託し、実機材料（炉心シュラウド及び上部格子板）から採取する試験片採取計画及び試験計画等の検討を完了した。令和4年度以降、炉内構造物から供試体を採取する装置設計及び採取工法の検討を実施する予定である。さらに、原子力規制庁においては、検討した結果を基に、令和6年度以降に取得予定の炉内構造物を確実に採取できるよう準備する予定である。

「ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究」では、令和3年度まで電力中央研究所へ委託し、実機材料（原子炉冷却材再循環ポンプ）から試験体を採取し研究実施機関への輸送が完了した。令和4年度以降、原子炉冷却材再循環ポンプから採取した材料を用いて破壊靱性試験、シャルピー衝撃試験等の機械試験及び組織観察を実施する予定である。さらに、原子力規制庁においては、試験から得られるデータを分析及び考察する予定である。

各研究の全体行程を図1に示す。

項目	R2年度(2020)	R3年度(2021)	R4年度(2022)	R5年度(2023)	R6年度(2024)
(1) 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究					
a. RPV健全性評価方法の保守性に係る研究	<ul style="list-style-type: none"> 詳細な試験計画策定 試験炉照射材料の機械試験 実機材料の調達準備 	<ul style="list-style-type: none"> 試験炉照射材料の機械試験 試験炉照射材料の組織観察 実機材料の調達 	<ul style="list-style-type: none"> 試験炉照射材料の機械試験 試験炉照射材料の組織観察 実機材料の輸送 	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料の機械試験 2軸破壊試験 	<ul style="list-style-type: none"> RPV健全性評価法の保守性検証
b. RPV健全性評価対象部位の代表性に係る研究	<ul style="list-style-type: none"> 詳細な試験計画策定 試験炉照射材料の機械試験 実機材料の調達準備 	<ul style="list-style-type: none"> 2軸破壊試験装置設計 試験炉照射材料の機械試験及び組織観察 実機材料の調達 	<ul style="list-style-type: none"> 2軸破壊試験装置製作 実機材料の輸送 	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料組織観察 	<ul style="list-style-type: none"> 評価対象部位の代表性の検証
(2) 電気・計装設備の健全性評価に係る研究					
a. 評価対象設備の選定、使用絶縁体及び環境条件調査	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料の調査 実機材料試験計画策定 通常運転時環境調査 事故時環境調査 			▽学会発表	
b. 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料の各種特性評価 新品供試体作製 加速劣化供試体作製 				▽学会発表
c. 事故時環境模擬試験	<ul style="list-style-type: none"> 電気ベネの実機材料及び加速劣化供試体の事故時模擬環境下の絶縁性能評価 ケーブル供試体の化学スプレー噴霧下絶縁性能 				<ul style="list-style-type: none"> 実機材料の各種特性評価 加速劣化手法の保守性評価
(3) 炉内構造物の健全性評価に係る研究					
a. 靱性低下に係る研究	<ul style="list-style-type: none"> 詳細計画を検討 	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料の試験方法検討 	<ul style="list-style-type: none"> 採取装置の検討 	<ul style="list-style-type: none"> 採取工法の詳細検討 	<ul style="list-style-type: none"> 発電所構内における採取準備 試験準備
b. 予防保全対策技術の保守性に係る研究	<ul style="list-style-type: none"> 評価方法確立のための非照射材料試験の詳細計画検討 実機材料の調査/試験詳細計画検討 	<ul style="list-style-type: none"> 非照射材料試験の試験体作製 実機材料の調査 	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料採取の問題点に対する検討 実機材料の調査 	<ul style="list-style-type: none"> 実機材料の移送計画策定 	<ul style="list-style-type: none"> 発電所構内における採取準備 試験準備
(4) ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究		<ul style="list-style-type: none"> 詳細試験計画策定 実機材料の調査 実機材料の輸送 	<ul style="list-style-type: none"> 試験片の製作 試験の準備 	<ul style="list-style-type: none"> 試験の実施 	<ul style="list-style-type: none"> 保守性の検証

図1 本研究の全体行程
Fig.1 Overall schedule of the research

2 本論

本資料は、「原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究」、「電気・計装設備の健全性評価に係る研究」、「炉内構造物の健全性評価に係る研究」及び「ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究」の4つの研究で構成されており、以下、研究ごとに実施内容を記載している。本資料は、委託先及び原子力規制庁により令和3年度（2022年度）までに取得した成果をとりまとめたものである。

2.1 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究

2.1.1 概要

原子力発電所機器の中で最も重要な機器の一つである RPV においては、原子力発電所の高経年化に伴い中性子照射脆化（以下「照射脆化」という。）が進行することが知られている。本研究では、現行の RPV の健全性評価方法の保守性及び RPV 健全性評価対象部位の代表性の確認を行い、RPV の健全性評価に関する知見の拡充を図る。

RPV の破壊靱性値は、照射脆化により変化するため、RPV の健全性評価では、照射脆化に係る最新知見等を適切に反映した破壊靱性遷移曲線を用い、健全性評価法の保守性を担保することが重要である。また、現行の評価^(注2)においては、母材により溶接熱影響部（以下「HAZ」という。）を代表しているが、HAZ の関連温度移行量 ΔRT_{NDT} が母材よりも大きいプラントがあり、長期運転により HAZ の関連温度 RT_{NDT} が母材を上回り、母材では HAZ を含めた RPV 全体の健全性を代表できなくなる可能性がある。そこで本研究では、RPV の健全性評価方法の保守性に係る研究と RPV の健全性評価対象部位の代表性に係る研究を実施する。これらの研究の中では、民間規格の技術評価を念頭に、ミニチュアコンパクトテンション (C(T)) 試験片（以下「Mini-C(T) 試験片」という。）及び、破壊靱性参照温度（以下「 T_0 」という。）の知見拡充のためのデータ取得も実施する。

なお、本研究においては、廃炉工程中で使用可能な実機材料である監視試験片を活用することとし、研究期間中に監視試験片の借用可能な発電所を調査して試験に供する。実機材料での試験に先立って、既往事業等において材料試験炉で中性子照射を行った材料（以下「試験炉照射材料」という。）を有効利用するため、試験炉照射材料で未取得のデータの取得を行う。

令和2年度及び令和3年度は、JAEA への委託研究として試験等を実施した。委託研究に先立って、原子力規制庁は、本研究で使用する実機材料や研究実施に必要な情報を取得するために電気事業者と調整を行うとともに、研究計画全体の策定を行った。JAEA は、原子力規制庁の研究方針に従い、試験計画案の策定、各種機械試験、微細組織分析、実機材料の原子炉からの取り出し作業を実施した。^{2.1.1-2.1.2}

本研究で使用する試験炉照射材料等と確認項目を、表 2.1.1 試験の計画に示す。

(注2) 日本電気協会「JEAC4206 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」2008年版

表 2.1.1 試験の計画

Table 2.1.1 Plan of this research

	未照射材・試験炉照射材料						監視試験片
	E1※1		WIM※1		B4※1	Steel A※1	
中性子照射量 (n/cm ²) (E > 1MeV)	0	7.35×10 ¹⁹	母材 1.4×10 ¹⁹ HAZ 9.3×10 ¹⁸	母材 1.4×10 ²⁰ HAZ 9.8×10 ¹⁹	11.6- 11.8×10 ¹⁹	1.3×10 ²⁰	>4.0×10 ¹⁹
Cu 含有量 (wt.%)	0.13		0.16		0.17	0.16	0.03
T _{41J} 【初期値】 (°C)	-28	取得	49(-18)	110(-18)	134(-25)	113(-42)	九州電力から入手予定
K _{1c} (MPa√m)	—	—	—	—	—	—	○
T ₀ 【初期値】 (°C) ※2	-47	取得	取得		取得(-83)	取得(-67)	取得
T _{41J} と T ₀ の相関	—	—	○	○	○	○	—
ΔT _{41J} と ΔT ₀ の相関	—	—	—	—	○	○	—
転位ループの照射脆化への寄与	○	○	○	○	—	—	—
破壊靱性遷移曲線の包絡性	—	—	—	—	—	—	○
母材と HAZ の破壊靱性試験	○	○	○	○	—	—	—
母材と HAZ の微細組織分析	○	○	○	○	—	—	○
データ取得予定時期	R5-R6	R5-R6	R2-R4	R2-R4	R2-R3	R3-R4	R5-R6

表中の○印は本研究において試験、評価を実施する項目

※1：E1、WIM、B4、Steel A 材は既往事業において長期間中性子照射を行った材料

※2：T₀は JEAC4216-2015^{2,1,5} で定める破壊靱性参照温度

※3：本研究でデータの取得を実施

(1) RPV の健全性評価方法の保守性に係る研究

照射脆化は、金属材料が長期間中性子照射を受けることによって脆くなる現象である。RPV の照射脆化の程度は、運転期間中 RPV 内に設置された母材、溶接金属及び溶接継手の HAZ を含む監視試験片を用いて複数回実施されるシャルピー衝撃試験結果から求めたシャルピー遷移温度（衝撃試験により得られた吸収エネルギーに関する平均の遷移曲線において吸収エネルギー41J に対応する温度（以下「T_{41J}」という。))の移行量から予測される。T_{41J}は、照射脆化の進行により上昇する。なお、照射前後での遷移温度の変化量を移行量（以下「ΔT_{41J}」という。）と言う。

RPV の健全性評価のイメージを図 2.1.1 に示す。RPV の健全性評価では、まず、加圧状態のまま RPV 内壁が急冷され、RPV を構成する鋼材（以下「RPV 鋼」という。）内部に温度勾配が生じる加圧熱衝撃（以下「PTS」という。）条件下において、RPV の破壊が生じないことを確認している。具体的には、RPV 内面に亀裂を想定（以下「仮想欠陥」という。）し、まず、亀裂先端位置における RPV の照射脆化を予測した破壊靱性値の温度依存性を示す曲線 (①)（以下「破壊靱性遷移曲線」という。）を設定する。次に、破壊を発生させよ

うとする力の時間変化を、PTS 時の温度分布に起因する仮想欠陥先端の応力拡大係数（亀裂先端に掛かる力の強さを表す物理量）の時間変化曲線（②）を用いて表す。破壊靱性遷移曲線（①）と応力拡大係数の時間変化曲線（②）を比較し、①と②が交差しないこと^{2.1.3}、すなわち、RPV が破壊しないことを確認する。破壊靱性遷移曲線は、監視試験片を用いた破壊靱性試験で得られた破壊靱性値を評価時期に相当する ΔT_{41J} だけ移動して設定される。この際、照射脆化の予測の指標である ΔT_{41J} が、「 ΔT_{41J} が中性子照射による破壊靱性値の移行量に等しい」という考え方に基づいて設定されているが、その妥当性の検証が課題となっている。また、仮想欠陥の形状は半楕円亀裂であり、実際の RPV においては、PTS 時に軸方向と周方向での 2 軸方向の力が加わることから、1 軸方向に力が加わる監視試験片とは、亀裂先端に掛かる力の状態が異なるという課題がある。

これらの課題を解決するために、本研究では、試験炉照射材料等を用いて ΔT_{41J} と破壊靱性値の移行量を比較することで、現行の評価方法の保守性を検証する。また、実際の RPV と同様に 2 軸方向の力が加わる破壊試験の破壊挙動と、1 軸方向に力が加わる一般的な破壊靱性試験の結果を比較することで、現行の評価方法の保守性を検証する。

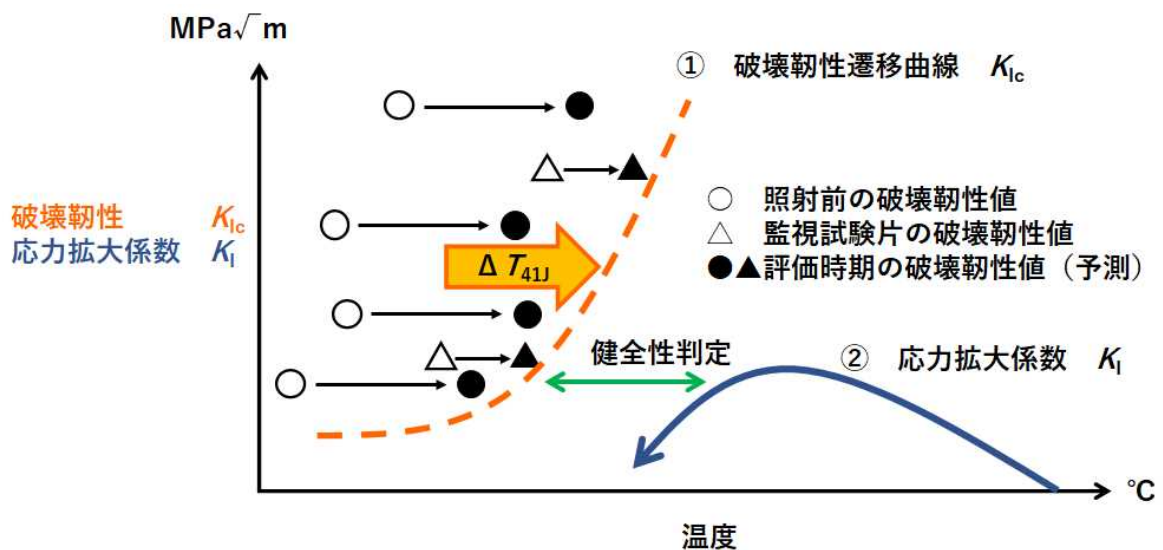


図 2.1.1 RPV 健全性評価のイメージ図

Fig. 2.1.1 Diagram of RPV Integrity Assessment

(2) RPV の健全性評価対象部位の代表性に係る研究

RPV の健全性評価は、母材及び溶接金属で行われている。HAZ の破壊靱性（未照射材）は母材と比較しても同等以上であり、また、シャルピー遷移温度移行量も母材と同等であると考えられてきたため^{2.1.4}、供用中の HAZ の破壊靱性は確認されていない。実際には、HAZ の関連温度移行量 ΔRT_{NDT} が母材よりも大きいプラントがあり、長期運転により HAZ の関連温度 RT_{NDT} が母材を上回り、母材で HAZ を含めた RPV 全体を代表できなくなる可能性があるという課題がある。

この課題を解決するため、RPVの健全性評価対象部位の代表性に係る研究では、RPV健全性評価対象部位の代表を母材とする技術的妥当性を確認するため、試験炉照射材料等を活用し、RPVの継手溶接及びステンレスの内張溶接（以下「クラッド」という。）施工に伴い形成されるHAZの中性子照射前後の破壊靱性と T_{41J} との相関について確認し、母材データの代表性について評価することで、現状の評価方法の保守性を検証する。また、照射脆化の主な要因となる微細組織の変化についても分析し、メカニズムの面においても母材とHAZにおける違いの有無を確認する。

2.1.2 RPVの健全性評価方法の保守性に係る研究

本研究は、JAEAに委託して実施したものであり^{2.1.1-2.1.2}、実施内容と成果を以下に示す。

本研究のうち、照射材料の ΔT_{41J} と破壊靱性値移行量の比較で実施する具体的な試験内容は下記のとおり。

① 実機材料（監視試験片）を用いた破壊靱性遷移曲線（ K_{Ic} 式）の包絡性の確認

実機監視試験片の1X-WOL試験片（プラント建設当時にASTM E-399で規定されていた破壊靱性試験片）を使用して、破壊靱性試験により弾塑性等価応力拡大係数（以下「 K_{Ic} 」という。）を、また、シャルピー衝撃試験により T_{41J} を取得する。照射前後の K_{Ic} に基づく破壊靱性遷移曲線の移行量とシャルピー衝撃試験による T_{41J} の移行量を比較することにより、JEAC4206^{2.1.3}におけるシャルピー衝撃試験結果に基づく破壊靱性遷移曲線の評価手法の技術的妥当性を検証する。

② 試験炉照射材料を用いた ΔT_{41J} と破壊靱性移行量の比較

試験炉で高照射量領域まで中性子照射された既存照射材料の母材に対して、一般社団法人日本電気協会が規定するフェライト鋼の T_0 決定のための試験方法JEAC4216-2015^{2.1.5}（以下「JEAC4216」という。）に基づく板厚0.16インチのMini-C(T)試験片を用いた破壊靱性試験により、フェライト鋼の T_0 を取得する。これと未照射材との比較により得られる ΔT_0 を既存データに基づく ΔT_{41J} と比較する。

③ 転位ループの分析（2.1.3のアウトプットを利用）

走査透過型電子顕微鏡（以下「STEM」という。）を用いた照射材料の微細組織分析により調べた転位ループの性状（数密度や体積率等）と、3次元アトムプローブ（以下「3DAP」という。）で調べた溶質原子クラスターの性状との比較により、高照射量領域における転位ループの照射脆化への寄与の大きさを分析する。

また、PTS条件下の仮想欠陥には軸方向と周方向の2軸の荷重が付与されるが、監視試験片で実施している1軸方向の荷重が付与される試験片の亀裂先端の応力状態は異なる。このため、2軸荷重が負荷される破壊靱性試験を実施し、破壊靱性遷移曲線として現行監視試験片を用いた試験で実施している破壊靱性値（ K_{Ic} ）の下限包絡線を用いることの妥当性を検証する。検証の具体的な内容は以下のとおり。

- ・ 2 軸破壊靱性試験装置の設計・製作
- ・ 試験の成立性検討
- ・ 小型の試験片を用いた試験による統計精度の向上

(1) 試験炉照射材料機械試験

長期間中性子照射を受けた RPV 鋼の母材（JIS G 3120 圧力容器用調質型マンガンモリブデン鋼及びマンガンモリブデンニッケル鋼鋼板 SQV2A）を模擬した試験炉照射材料を用いて試験を行い、シャルピー衝撃試験から得られる ΔT_{41J} と破壊靱性値移行量が同等であるという考え方の妥当性を確認し、現行評価手法における破壊靱性遷移曲線の設定方法の保守性を検証する。 T_{41J} との比較に使用する破壊靱性としては、試験炉照射材料に対しては JEAC4216^{2.1.5} で規定するマスターカーブ法に基づき取得できる T_0 を用いることとする。

令和 2 年度及び 3 年度に実施した結果を以下に示す。

① 供試材

本研究では、後述の既往事業において作製した試験炉照射材料を使用することとし、令和 2 年度に材料の選定を行った。表 2.1.2 に本研究で使用する試験炉照射材料の化学組成、中性子照射量、過去に取得した上部棚吸収エネルギー（以下「USE」という。）、シャルピー衝撃試験データ等を示す。

B4 材は平成 8 年度から平成 10 年度までに実施された「実用原子力プラント経年変化信頼性等実証試験^{2.1.6}」事業において作製され、平成 14 年度に「原子力プラント機器高度安全化対策技術（重要機器等脆化評価等）^{2.1.7}」事業においてノルウェーのハルデン炉で中性子照射された RPV 鋼母材である。平成 9 年度から平成 16 年度までの「原子力プラント照射材料安全補修溶接技術（以下「WIM」という。）^{2.1.8}」事業においてチェコ共和国の軽水タンク型研究炉 LVR-15 で中性子照射された RPV 鋼母材が WIM 材である。また、Steel A 材は、JAEA の独自研究により JAEA が所有していた材料試験炉で照射した RPV 鋼母材である。

B4 材、WIM 材及び Steel A 材はいずれも Cu 含有量の比較的高い材料であり、中性子照射量も高い。シャルピー衝撃試験による T_{41J} は取得済みであり、未照射試料の T_{41J} に対する増加量はいずれも 100 °C 以上である。 ΔT_{41J} と ΔT_0 の相関や T_{41J} と T_0 の相関を確認するに当たっては、脆化量の大きな材料を用いることが有効であるため、これらの材料を本研究に用いることとした。

B4 材及び Steel A 材はシャルピー衝撃試験片の形状となっており、1 つの試験片の大きさが 10×10×55（試験後残材の場合は 22.5）mm³ と小さい。本研究では、これら小型の試験炉照射材料から採取可能な、Mini-C(T) 試験片による破壊靱性試験を行うこととする。

表 2.1.2 本試験で使用する試験炉照射材料の化学組成、機械特性等

Table 2.1.2 Chemical composition, mechanical properties, etc. of materials irradiated in the material test reactors, used in this research

材料名	成分 (wt.%)				中性子照射 量 (n/cm ²) ($E > 1$ MeV)	照射温 度 (°C)	USE (J)		T _{41J} (°C)		T ₀ (°C)
	Cu	Ni	P	Si			初期	照射後	初期	照射後	
B4 材	0.17	0.62	0.009	0.14	1.16×10 ²⁰ – 1.18×10 ²⁰	287 – 292	82	51	-25	134	-83
Steel A 材	0.16	0.67	0.015	0.29	1.3×10 ²⁰	285 – 295	151	86	-42	113	-67
WIM 材 (母 材)	0.16	0.6	0.019	0.21	1.4×10 ¹⁹	280 – 300	113	89	-18	49	—

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書 2.1.2

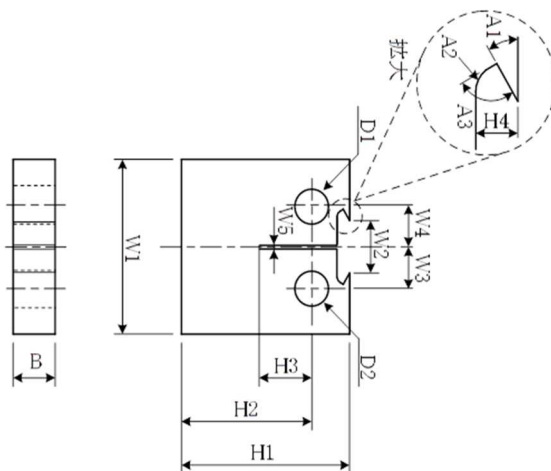
② 機械試験

B4 材から作製した Mini-C(T) 試験片 8 本に対して、JAEA の廃棄物安全試験施設である WASTEF にて既設の万能試験機 (インストロン製 E10000) で疲労予亀裂導入を行い、破壊靱性試験を実施した。試験に供した試験片の詳細な寸法を表 2.1.3 に示す。また、試験結果を表 2.1.4 に示す。

今後、WIM 材及び Steel A 材についても機械試験を行い、 ΔT_0 と既存データに基づく ΔT_{41J} との統計的な比較を実施し、現状の評価方法が保守的であるかを検証する。

表 2.1.3 B4 材母材 (T-L 方向) の Mini-C(T) 試験片の寸法 (単位 : mm)

Table 2.1.3 Dimensions of Mini-C(T) specimen of base metal (T-L direction) in B4 materials
(unit: mm)



ID	W1	W2	W3	W4	H1	H2	H4	D	W5	B
	9.6±0.1	3.0	2.2	2.2	10.0±0.1	8.0±0.1	0.6			
4HC2①1	9.56	3.00	2.25	2.15	9.94	7.97	0.54	2.00	0.20	3.99
4HC2①1_2	9.59	2.91	2.28	2.12	9.95	7.92	0.68	2.00	0.19	4.01
4HC1②1	9.58	2.96	2.21	2.19	9.95	7.97	0.59	2.00	0.20	4.02
4HC1②2	9.59	2.95	2.20	2.20	9.98	7.99	0.61	2.00	0.20	4.00
4HC1②3	9.57	3.01	2.21	2.20	9.99	8.01	0.63	2.01	0.19	4.00
4HC2②1	9.61	2.98	2.21	2.20	9.93	7.97	0.51	2.00	0.23	4.00
4HC2②2	9.61	3.02	2.19	2.22	9.94	7.95	0.53	2.00	0.20	3.99
4HC2②3	9.62	2.98	2.20	2.21	9.93	7.97	0.52	2.00	0.21	4.00

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書 2.1.2

表 2.1.4 B4 材母材 (T-L 方向) の Mini-C(T) 試験片を用いた破壊靱性試験結果
 Table 2.1.4 The results of fracture toughness tests using Mini-C(T) specimen for base metal (T-L direction) in B4 materials

試験片 ID	初期亀裂長さ ^{※1} (a_0), mm	Test Temp, °C	K_{Jc} (Mini-C(T)), MPa \sqrt{m}	$K_{Jc(limit)}$ (Mini-C(T)), MPa \sqrt{m}	K_{Jc} (1T), MPa \sqrt{m} ^{※2}	$K_{Jc(limit)}$ (1T), MPa \sqrt{m} ^{※2}	有効性判定 ^{※3}
4HC2①1	4.10	76.7	115.8	139.7	80.3	95.3	有効
4HC2① 1_2	4.04	65.6	86.3	140.3	61.8	95.8	有効
4HC1②1	4.06	70.2	113.7	140.7	79.1	96.1	有効
4HC1②2	4.09	70.9	74.1	140.6	54.1	95.9	有効
4HC1②3	4.15	70.2	57.6	139.9	43.7	95.5	有効
4HC2②1	4.08	70.7	88.5	140.0	63.1	95.5	有効
4HC2②2	4.12	69.9	112.1	139.4	78.0	95.2	有効
4HC2②3	4.15	70.1	79.7	139.1	57.6	95.0	有効

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書 2.1.2 (一部改変)

※1 : $a_0 = 0.5 \times H2 \pm 0.05 \times H2$

※2 : Mini-C(T) 試験結果からの換算値

※3 : 表 2.1.3 の寸法公差を満たした試験片に対して、弾塑性等価応力拡大係数 (K_{Jc}) が材料の降伏強さ (σ_{YS}) から算出される K_{Jc} の許容最大値 ($K_{Jc(limit)}$) を超えないこと、及び延性亀裂進展量が $0.05 \times (H2 - a_0)$ ($H2$ 及び a_0 は表 2.1.3、2.1.4 を参照) を超えないことを確認することにより判定した。

(2) 2 軸破壊試験

本試験では、PTS 事象を考慮した構造健全性評価において想定される亀裂 (仮想欠陥) の応力状態と破壊靱性試験で用いられる C(T) 試験片の疲労亀裂先端の塑性拘束状態の違いが破壊靱性に及ぼす影響を評価するため、試験及び解析により、亀裂形状の違い、クラッドの有無及び 2 軸荷重下による拘束状態の影響を評価し、構造健全性評価における安全裕度の定量化に資する知見を取得することを計画している。その一環として、RPV の構造健全性評価における想定欠陥を考慮した浅い半楕円亀裂を有する試験体について、亀裂先端の応力状態を変えた様々な条件で荷重を負荷し、破壊試験を実施する。

令和 2 年度に上述のような破壊試験を行うための多軸破壊試験装置の概念について検討し、令和 3 年度は、概念設計に基づき詳細な試験体形状や試験装置の設計を実施した。

① 2軸破壊靱性試験装置の設計・製作

○小型多軸破壊試験に関する検討

既往研究の平成 26 年度から令和元年度までに実施した安全研究プロジェクト「軽水炉照射材料健全性評価研究」では、RPV の板厚を模した大型試験体を用いた破壊試験を-80℃までの低温で実施することができる試験装置について検討を行い、既存の装置の改造によって対応が可能である目途を得た。しかし、大型試験体の場合、試験の実施に多大な費用と時間を要するため、試験片の素材条件、温度条件及び負荷条件を様々に変化させることによって多くのデータを取得することは困難である。そこで、比較的小型の試験片を用いて、RPV の破壊挙動に及ぼす 2 軸応力やクラッドの拘束効果の有無等を評価することができる手法について検討を行った。

さらに、試験装置については、既に確立され実績がある事例や試験装置について文献等による調査を実施した。調査では、板厚が 10 mm 程度の小型の試験片も採用された事例があることが確認された。しかしながら、このような小型の試験片が、様々な亀裂や負荷条件において塑性拘束の影響を評価する目的に対して、十分であるかは検討を要する。例えば、Bass ら^{2.1.9}は、-30℃での試験で 2 軸効果を確認するためには 100 mm の断面が必要であると述べている。一方で Link ら^{2.1.10}は、マスターカーブが適用可能な場合、板厚 100 mm よりも小さい十字型試験片を用いた試験は、低温側 (-85℃以下) で実施すれば実現可能とし、板厚 50 mm での試験体の試験結果を報告している。これらの調査結果を参考に、板厚 50 mm の試験体を用いて試験が実施できる試験装置を設計・製作することとした。設計に当たっての具体的な装置の主要仕様を表 2.1.5 に示す。また、設計後の装置の構成を図 2.1.2 に示す。

表 2.1.5 装置の主要仕様（詳細設計前）

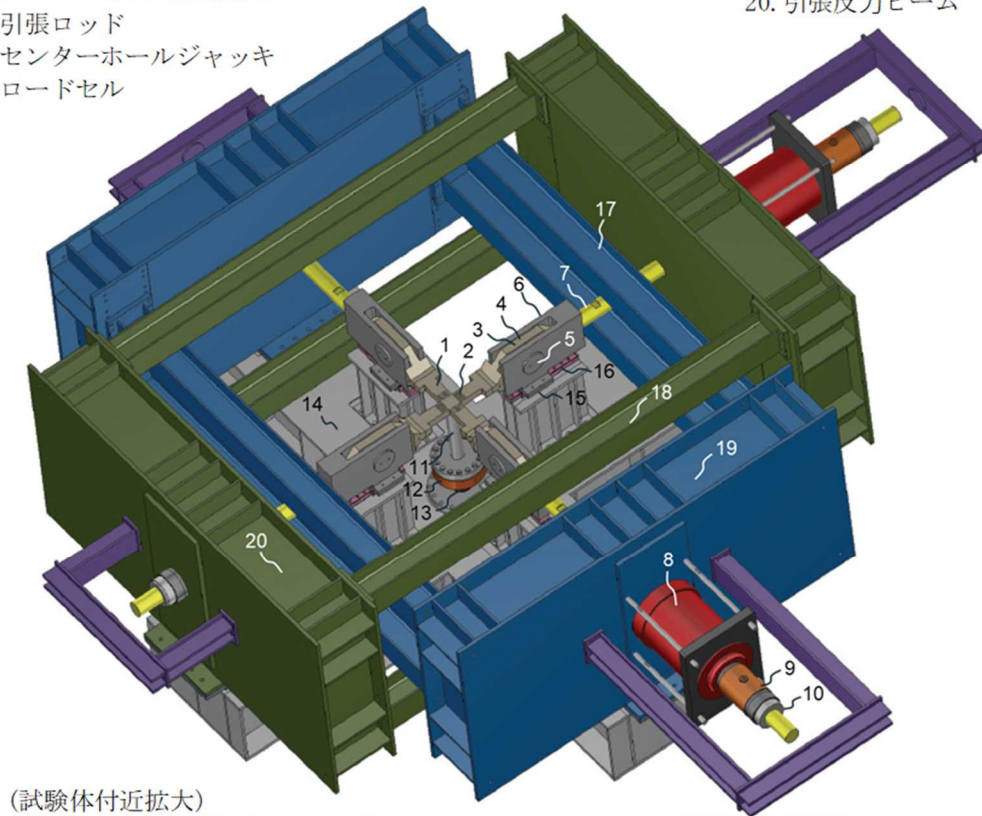
Table 2.1.5 Main specifications of the equipment (before detailed design)

区分	項目	目標仕様
試験体	形状	応力整流化スリットを有する十字試験体であり、板厚 50 mm を基本として検討を行う。 板幅は亀裂形状寸法を考慮して決定する。
	亀裂	半楕円亀裂とし、亀裂最深部から破壊することができる及び負荷荷重の制約がある中での破壊試験を実現できる形状とする。
	その他	継手等、亀裂以外の部位で破壊を生じないこと。
温度	試験体の温度	-120℃から室温まで対応可能とする。 T_0 が約-100℃から-90℃である供試材に対して十分な範囲として決定するものとする。 温度目標に対し ± 10 ℃の管理幅を実現するものとする。

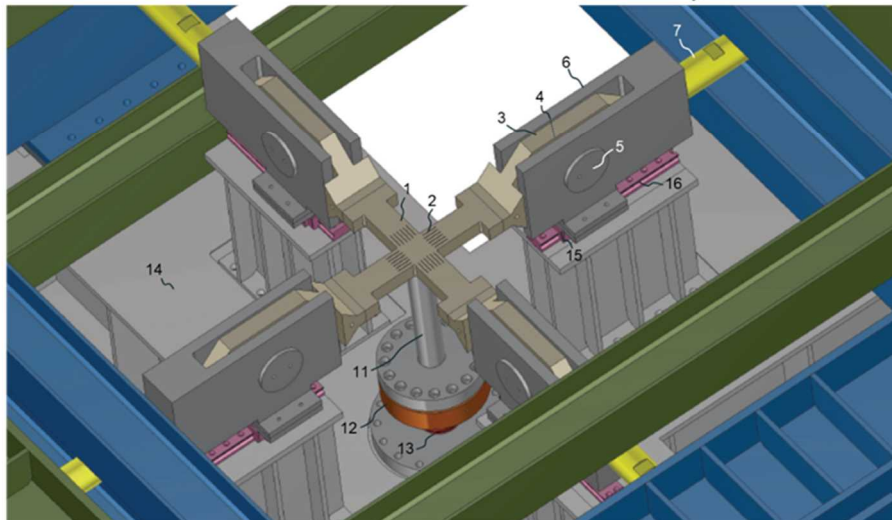
	試験体における温度管理領域	試験片部の幅かつ板厚全体とする。 温度管理領域は、荷重伝達スリットで囲まれた内側の試験部領域を十分に包絡できるものとし、冷却設備が不必要に大きくならないような最小限の寸法とする。
	冷却速度	室温から-120 °Cへの冷却を 48 時間程度以内に実施するものとする。 液体窒素噴霧又は窒素ガス冷却とする。
	温度保持時間	目標温度到達後、2 時間の保持が可能な方式とする。
荷重	荷重容量	曲げ荷重 500 kN (支点間 400 mm の場合) 各軸引張荷重 1.5 MN
	負荷機構	試験体に 2 軸の引張及び曲げ荷重を負荷可能な構造とする。 引張荷重は 2 軸独立に制御ができ、曲げ荷重は十字型試験体の中央に 1 点の垂直力を負荷する機構とする。 曲げ荷重の比率は試験体の形状で調整する。 試験は静的な漸増一方向荷重による破壊試験とし、別の試験機の 1 軸の曲げにて疲労予亀裂を導入する。
計測	荷重	ロードセル (容量 2 MN)
	変位	変形量のバランスを確認できること FEM 解析の検証データを取得できること
	ひずみ	大型試験体のバランスを確認できること FEM 解析の検証データを取得できること 応力整流化スリットの効果及び応力集中部を確認できること
	クラッド下亀裂の破壊検知	ひずみゲージ、AE、加速度センサ等での検知を試みる。

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書 2.1.2 (一部改変)

- | | | |
|------------------|----------------|-------------|
| 1. 2 軸引張・曲げ試験体 | 10. ナット | 15. 直動ベアリング |
| 2. 応力整流化スリット | 11. 曲げ荷重ボタン | 16. スライドレール |
| 3. クレビス (試験体に溶接) | 12. 曲げ負荷用ロードセル | 17. 引張反力ロッド |
| 4. 球面軸受 | 13. 曲げ負荷用ジャッキ | 18. 引張反力ロッド |
| 5. ピン | 14. 曲げ反力フレーム | 19. 引張反力ビーム |
| 6. クレビス (曲げ荷重支持) | | 20. 引張反力ビーム |
| 7. 引張ロッド | | |
| 8. センターホールジャッキ | | |
| 9. ロードセル | | |



(試験体付近拡大)



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.1.2

図 2.1.2 多軸試験装置の構成図

Fig. 2.1.2 Bird's-eye view of multi-axis test equipment

② 試験の成立性検討

多軸破壊試験に供する供試材の基礎特性及びクラッド施工により生じる HAZ の基礎特性を取得するため、C(T) 試験片などによる破壊靱性試験を実施した。さらに、検討した試験体形状の妥当性及び亀裂進展の計測方法等を用いた試験の成立性を確認するため、単軸平板曲げ試験を実施した。

a. 溶接熱影響部及び母材部の特性評価

本評価では、利用可能な材料を調査した結果を基に、軽水炉照射材料健全性評価研究において RPV 材を模擬して作製した JRM 材に 1970 年代の実機プラントで使用されているクラッド、溶接後熱処理を施した供試材を使用した。試験としては、熱影響部及び母材部の機械的性質の確認を目的に、(a) 引張特性の確認、(b) 母材部破壊靱性の確認、(c) HAZ 破壊靱性試験及び(d) JRM 材における塑性拘束効果の確認に関する試験を実施した。

試験から得られた結果を以下にまとめる。

- クラッドは問題なく施工でき、ビード外観は良好で、クラッド厚さが 4 mm を超えていることを確認した。溶接後、615 °C×1.5 h の溶接後熱処理を行った。
- 断面マクロ組織観察の結果、HAZ の深さは最深部で約 8 mm、HAZ 重なり部で 3 mm から 4 mm であった。
- 断面ミクロ組織観察の結果、溶接境界から 2 mm 程度までは粗粒 HAZ であると考えられた。硬さはこの領域が最も高かった。さらに溶接境界から離れて母材部に近い領域では、組織は非常に細くなる細粒 HAZ であった。
- クラッド供試材の母材部を対象に、0.4T-C(T) 試験片を用いた破壊靱性試験を行い、 T_0 を- 87 °Cと評価した。
- HAZ 重なり部を対象に、Mini-C(T) 試験片を用いた破壊靱性試験を行い、 T_0 を- 115 °Cと評価した。

b. 単軸平板曲げ試験によるセンサ性能及び破壊形態の確認

設計した多軸試験装置により、破壊に及ぼす 2 軸効果や塑性拘束効果を評価するための予備試験として、JRM 材を用いた単軸平板曲げ試験を実施し、試験体寸法の妥当性及各種センサによる亀裂検知の可否を確認した。得られた結果を以下にまとめる。

クラッド有無による拘束状態の影響を確認できるとともに全ての試験体を脆性破壊することができることを確認した。試験体を大きく塑性変形させることなく破壊を生じさせることができた。試験片断面積が小さいことにより K 値が上昇しにくく、破壊に至らない可能性は排除できたと考えられる。

破壊時の有効応力拡大係数 K_{eff} を解析により評価し、0.4T-C(T) 試験片で得られた破壊靱性マスターカーブと比較したところ、クラッドありの 1 体を除く 3 体の結果がマスターカ

ープの 95 % 下限を上回った。

クラッド下の亀裂進展挙動の検知のため、単軸曲げ破壊試験体にひずみゲージ、AE センサ、加速度センサを取り付けて破壊時の信号と破壊現象の対応を検討した。AE センサの測定結果から、累積エネルギーの不連続な増大により、破壊の発生を捉えることができた。この結果から、多軸試験においても今回の知見を基に取付方法の改良を検討し適用することとした。

本設計と検討を基に、令和 4 年度に多軸試験装置の製作を行い、令和 5 年度及び令和 6 年度に実機と同様な 2 軸方向の力が加わる破壊試験の破壊挙動と、1 軸方向に力が加わる破壊靱性試験結果を比較するためのデータを取得し、現状の評価方法の保守性を検証する。

2.1.3 RPV の健全性評価対象部位の代表性に係る研究

本研究は、JAEA に委託して実施したものであり^{2.1.1-2.1.2}、その成果の概要を記載する。

本研究では、母材の板厚 1/4 位置（以下、特に記載なき場合は「母材」とはこの位置を意味する。）から採取される監視試験片を用いた現行の健全性評価において、母材が HAZ を代表することを確認するため、試験炉照射材料を用いて母材と HAZ に関して取得した破壊靱性試験結果の比較を行う。また、実機監視試験片及び試験炉照射材料を用いて母材と HAZ を観察した微細組織等の比較を行う。

具体的な試験内容は下記のとおり。

① 母材と HAZ における機械特性の比較

- ・ 継手溶接及びクラッドにより形成される HAZ や母材等、初期組織や機械特性の異なる採取位置から試験片を採取する。なお、HAZ は微小なため、大型の試験片では評価が難しく、Mini-C(T) を使用して取得した T_0 と母材のそれとの比較を行う。
- ・ 未照射材及び照射材料に対して、採取位置毎の T_0 を比較する。
- ・ 継手 HAZ を対象に、板厚方向や溶接線からの距離に応じた T_0 を取得し、データのばらつきに関する知見を取得する。

② 母材と HAZ を観察した微細組織等の比較

- ・ 実機監視試験片及び試験研究炉照射材料の母材と HAZ に対して、STEM 等を用いて、3DAP で測定できない照射欠陥を分析する。
- ・ 溶質原子クラスタと転位ループに着目し、母材及び HAZ における違いを評価する。

(1) 溶接熱影響部を対象とした機械試験

試験炉照射材料の未照射時のデータを取得するため未照射材及び試験炉照射材料に対して、母材の板厚 1/4 位置、クラッド下 HAZ 及び溶接継手 HAZ から試験片を採取することを計画した。

令和 2 年度及び令和 3 年度に実施した結果を以下に示す。

① 未照射材の機械試験

未照射材は、平成 28 年度委託研究「原子力施設等防災対策等委託費（原子力発電施設等安全性実証解析等（軽水炉照射材料健全性評価研究）事業^{2.1.11}」で作製された初期プラント模擬材（以下「E1 材」という。）を用いた。E1 材は、実機プラントの溶接条件にてクラッド及び継手溶接を施した材料である。表 2.1.6 に E1 材の母材における化学組成や過去のシャルピー衝撃特性及び T_o を、表 2.1.7 に E1 材の試験片採取位置及び試験片の種類・個数を及び図 2.1.3 に E1 材の試験片採取位置を示す。また、図 2.1.4 に HAZ 部における試験片採取位置を示す。

表 2.1.6 E1 材の化学組成及び機械特性

Table 2.1.6 Chemical composition and mechanical properties of E1 material

化学成分 (wt.%)								USE (J)	T_{41J} (°C)	T_o (°C)
C	Si	Mn	P	S	Cu	Ni	Mo			
0.19	0.25	1.46	0.011	0.014	0.13	0.59	0.5	122	- 28	- 47

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.1.2}

表 2.1.7 E1 材の試験片採取位置及び試験片の種類・個数

Table 2.1.7 Machining-out location of test specimens and type and number of test specimens for E1 materials

採取位置	溶接線からの距離	Mini-C(T)試験片		シャルピー衝撃試験片	引張試験片	
		T-L 方向 (個)	T-S 方向 (個)	T-L 方向 (個)	T-L 方向 (個)	T-S 方向 (個)
クラッド下溶接金属 ①		10			6	6
溶接継手 HAZ ②	A 位置	50		10		
	B 位置	50		10		
	C 位置	64				
クラッド下 10 mm の溶接継手 HAZ ③	A 位置	20				
	B 位置	20	20			

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.1.2} (一部改変)

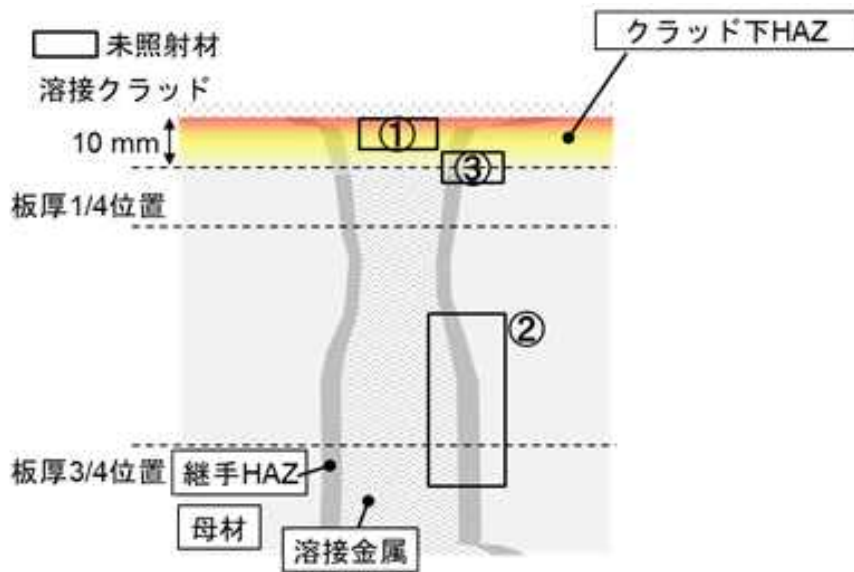
T-L 方向 : 圧延・溶接方向のノッチ

T-S 方向 : 亀裂進展方向のノッチ

A 位置 : 溶接金属と母材の境界から 1 mm の HAZ 部

B 位置 : 母材と HAZ の境界から 1 mm の HAZ 部

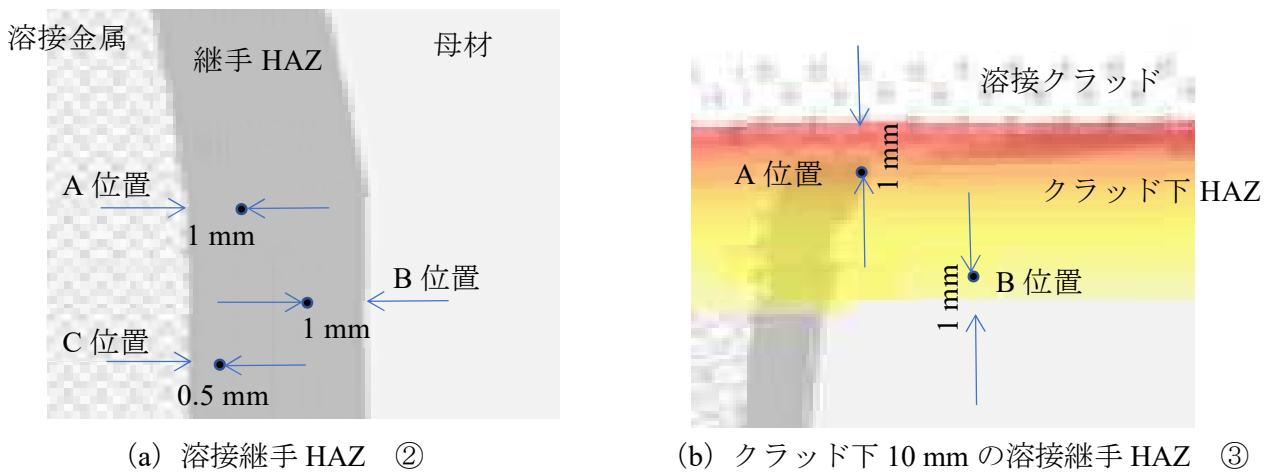
C 位置 : 溶接金属と母材の境界から 0.5 mm の HAZ 部



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.1.2

図 2.1.3 E1 材の試験片採取位置 (イメージ)

Fig. 2.1.3 Machining-out location of test specimens for E1 materials (image)



(a) 溶接継手 HAZ ②

(b) クラッド下 10 mm の溶接継手 HAZ ③

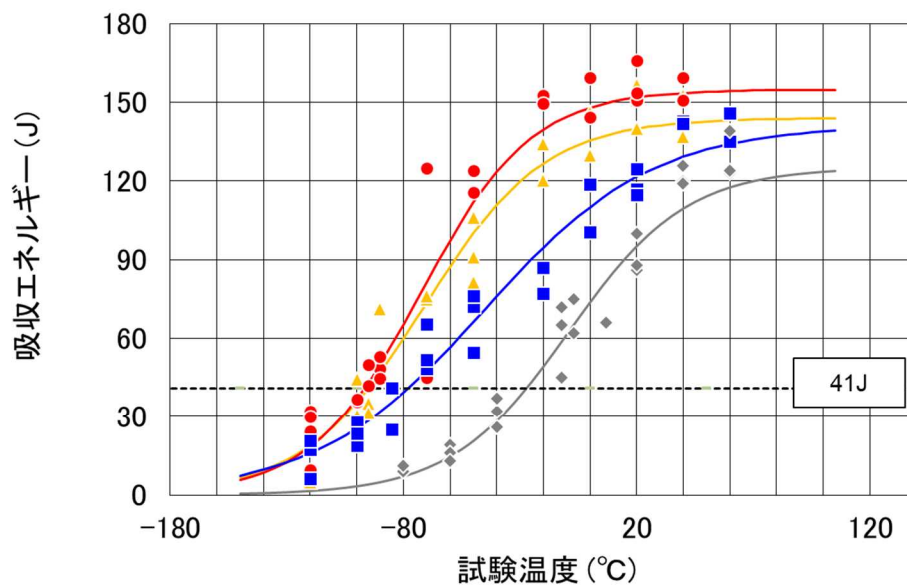
図 2.1.4 HAZ 部における試験片採取位置 (イメージ)

Fig. 2.1.4 Machining-out location at HAZ section (image)

E1 材の溶接継手 HAZ の A 位置、B 位置及び C 位置から採取されたシャルピー衝撃試験片を用いて、金属材料のシャルピー衝撃試験方法 (JIS Z 2242) に準拠したシャルピー衝撃試験を行った。図 2.1.5 に採取位置におけるシャルピー遷移曲線を示す。また、溶接継手 HAZ の A 位置、B 位置及び C 位置で採取された 0.4T-C(T) 試験片を用いた破壊靱性試験を行った。JAEC4216^{2,4,5}に基づき、マスターカーブを評価した結果を図 2.1.6 に示す。

溶接継手 HAZ の A 位置及び B 位置で採取された Mini-C(T) 試験片を用いた破壊靱性試験を行った。得られた破壊靱性値から JEAC4216^{2.1.5} に示されている Mini-C(T) 試験片における試験温度の設定方法に従い、 T_{41J} を基準に $T = T_{41J} - 56^{\circ}\text{C}$ の近傍の試験温度から試験を開始した。破壊靱性試験の結果について、JEAC4216^{2.1.5} に基づきマスターカーブを評価し、その結果を図 2.1.7 にまとめて示す。溶接継手 HAZ の A 位置、B 位置のいずれにおいても有効な T_0 が得られた。

今後は、照射済み E1 材に対して同様の試験を実施し、未照射材と照射材料の機械特性の比較確認を実施する予定である。



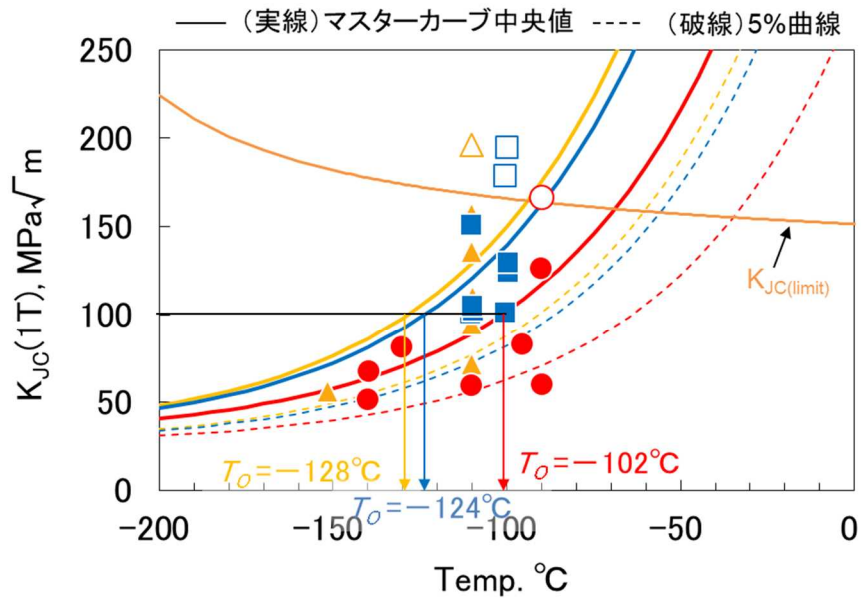
	溶接継手HAZ のA位置 ▲	溶接継手HAZ のB位置 ■	溶接継手HAZ のC位置 ●	母材板厚1/4 位置※ ◆
試験片数	26	26	26	24
USE(J)	147	141	155	120
$T_{41J}(^{\circ}\text{C})$	-94	-77	-96	-28

※参考文献(2.1.9)

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.1.2

図 2.1.5 溶接金属と母材の境界からの距離に応じた溶接継手 HAZ におけるシャルピー吸収エネルギーの遷移

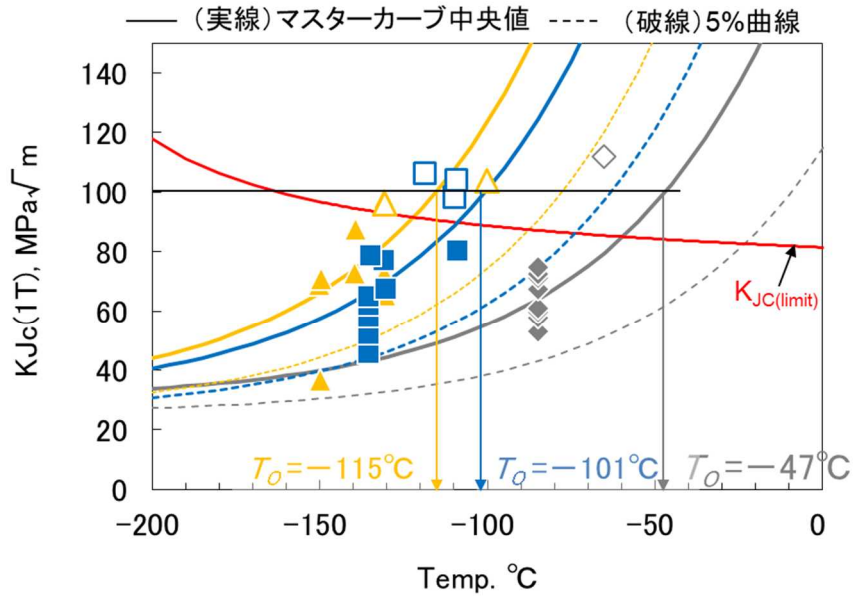
Fig. 2.1.5 Transition of Charpy absorption energy at the weld joint HAZ as a function of distance from the fusion line between weld metal and base metal



	溶接継手 HAZのA位置 ▲	溶接継手 HAZのB位置 ■	溶接継手 HAZのC位置 ●
試験片数	8	9	8
有効	7	7	7
無効	1	2	1
棄却	0	0	0
$T_0(^{\circ}\text{C})$	-128	-124	-102

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.1.2 (一部改変)

図 2.1.6 溶接継手 HAZ の 0.4T-C(T)試験片を用いたマスターカーブ
Fig. 2.1.6 Master curves using 0.4T-C(T) specimen of weld joint HAZ



	溶接継手HAZ のA位置 ▲	溶接継手HAZ のB位置 ■	母材板厚1/4 位置※ ◆
試験片数	11	12	9
有効	8	9	8
無効	3	3	1
棄却	0	0	0
T_0 (°C)	-115	-101	-47

※参考文献(2.1.9)

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.1.2 (一部改変)

図 2.1.7 溶接継手 HAZ の Mini-C(T)試験片を用いたマスターカーブ

Fig. 2.1.7 Master curve using Mini-C(T) specimen of weld joint HAZ

② 照射材の機械試験

試験炉照射材料としては、WIM 材のうち、母材 (試験片 ID : MIT-1) と溶接継手 HAZ (試験片 ID : 1Y-1) を用意した。表 2.1.8 に WIM 材の化学組成、中性子照射量、過去のシャルピー衝撃試験データ等を示す。

表 2.1.8 WIM 材の化学組成及び機械特性

Table 2.1.8 Chemical composition and mechanical properties of WIM materials

化学成分 (wt.%)				中性子照射量 (n/cm ²) ($E > 1$ MeV)	照射温度 (°C)	USE (J)		T_{41J} (°C)	
Cu	Ni	P	Si			初期	照射後	初期	照射後
0.16	0.60	0.019	0.21	1.4×10^{19}	280 – 300	113	89	- 18	49

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.1.2} (一部改変)

1Y-1 試験片から作製した溶接継手 HAZ の Mini-C(T) 試験片 1 本に対して、WASTEF で既設の万能試験機(インストロン製 E10000)を用いて疲労荷重による予亀裂導入を行った。予亀裂導入時の疲労予亀裂長さは除荷時のコンプライアンス変化により算出した。試験温度は JEAC4216^{2.1.5} に示されている Mini-C(T) 試験片における試験温度の設定方法に従い、1Y-1 試験体と同様の中性子照射量で照射された母材 1/4 位置のシャルピー衝撃試験結果から、 $T = T_{41J}$ (49 °C)- 56 °C を参考に 0 °C を試験温度とした。試験の結果、 $K_{Jc(limit)}$ 146 MPa√m を超えず、Mini-C(T) 試験片が破壊に至らないまま試験が終了した。JEAC4216^{2.1.5} では $K_{Jc(limit)}$ を超えず、破壊に至らないまま試験終了となった場合のデータを棄却と定めている。また、Mini-C(T) 試験片の最小疲労予亀裂長さが 0.6 mm であることと定められているため、本試験片のデータは棄却と判断された。今後、本試験片の破断面観察を行う等、原因分析を行った上で、今後の試験方法に反映する予定である。

(2) 溶接熱影響部を対象とした微細組織分析

RPV 内表面近傍の照射脆化を板厚 1/4 位置で代表することの妥当性確認に資するデータを取得するため、STEM 及び 3DAP による微細組織分析を行う。また、母材及び HAZ の採取位置を選定し、ビッカース微小硬さ試験を行う。

令和 2 年度及び令和 3 年度に実施したこれらの分析及び試験の結果を以下に示す。

① 供試材

微細組織観察を行った材料は、WIM 材のクラッド下 HAZ とした。供試材母材部の化学成分を表 2.1.9 に、また、中性子照射条件を表 2.1.10 に示す。

表 2.1.9 供試材母材部の化学成分 (wt.%)

Table 2.1.9 Chemical composition (wt.%) of the base metal of the specimens

C	Si	Mn	P	S	Ni	Mo	Cu	Co
0.22	0.21	1.44	0.019	0.021	0.60	0.48	0.16	0.012

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.1.2} (一部改変)

表 2.1.10 供試材の中性子照射条件

Table 2.1.10 Neutron irradiation conditions of the test specimens

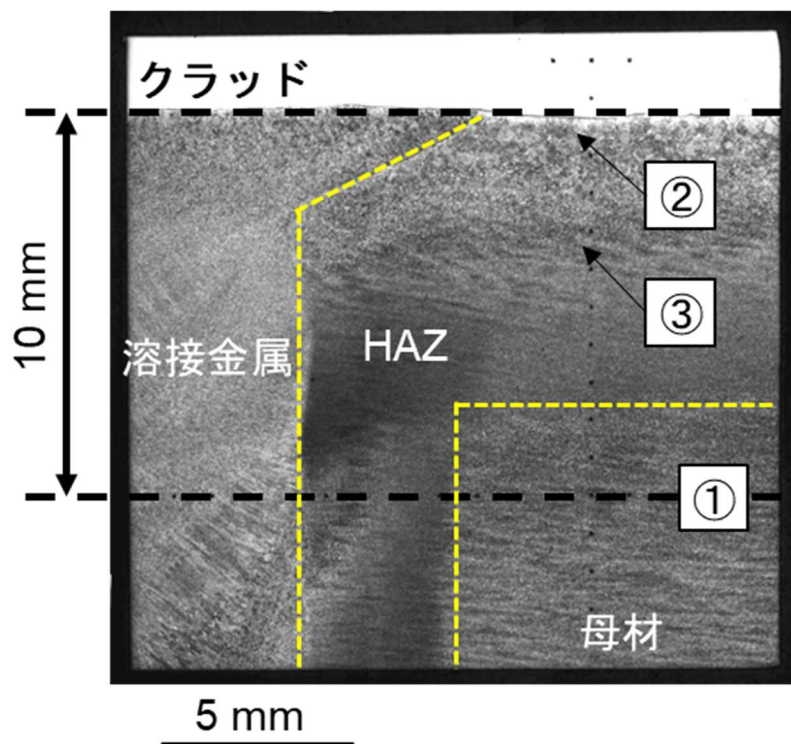
中性子照射量 ($E > 1 \text{ MeV}$) (n/cm^2)	中性子束 ($E > 1 \text{ MeV}$) ($\text{n}/\text{cm}^2/\text{s}$)
9.8×10^{19}	10×10^{12}

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.1.2} (一部改変)

② 試験片採取位置

図 2.1.8 の①～③から、それぞれ微細組織分析用試験片を採取した。

- ①母材 (クラッドとの境界から 10 mm)
- ②クラッド直下粗粒 HAZ (以下「CGHAZ」という。クラッドとの境界から 0.5 mm)
- ③クラッド直下細粒 HAZ (以下「FGHAZ」という。クラッドとの境界から 4 mm)



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.1.2} (一部改変)

図 2.1.8 供試材外観及び微細組織分析用試験片採取位置

Fig. 2.1.8 Appearances of specimens and locations from which they are taken for microstructure analysis

③ 微細組織観察

中性子照射されたクラッド付き溶接継手材を用いて母材クラッド下 HAZ から採取した試験片について、STEM 及び 3DAP による微細組織分析を行った。STEM においては、転位組織等の観察のため、高分解能ウィークビーム STEM 法^{2.1.12} (Weak-Beam STEM、以下「WB-STEM」という。)を用いた。また、母材及び HAZ の採取位置に対してビッカース微小硬さ試験を行った。

表 2.1.11 に、各試験で得られた微細組織分析結果及び機械的特性の一覧を示す。また、得られた成果を以下にまとめる。

- WB-STEM を用いた高角イメージングにより、クラッド直下 CGHAZ 及び FGHAZ で小傾角粒界や格子不整合な析出物が、母材部に比べて多く存在することが分かった。
- WB-STEM で観察された転位ループの数密度は、母材部と CGHAZ で同等であり、FGHAZ ではわずかに低かった。一方、転位ループの平均径は、母材部に比べてクラッド下 CGHAZ 及び FGHAZ で大きい傾向を示した。

- ・ 3DAP で観察された溶質原子クラスタの数密度や寸法、体積率は、母材部、クラッド下 CGHAZ 及び FGHAZ で顕著な違いは見られず、「軽水炉照射材料健全性評価研究^{2.1.11}」で得られた結果と一致した。
- ・ ビッカース微小硬さからは母材、CGHAZ 及び FGHAZ で有意な違いは確認できていない。

表 2.1.11 各試験で得られた微細組織分析結果及び機械的特性

Table 2.1.11 The results of microstructural analyses and mechanical properties obtained from tests

試験片採取位置	転位ループ (STEM)		溶質原子クラスタ (3DAP)			ビッカース微小硬さ ($Hv0.5$)
	平均径 (nm)	数密度 ($\times 10^{22} \text{ m}^{-3}$)	ギニエ直径 (nm)	数密度 ($\times 10^{23} \text{ m}^{-3}$)	体積率 (-)	
母材部	5.2 ± 0.2	1.5	3.1	4.2	6.0×10^{-3}	279 ± 25
クラッド直下 CGHAZ [*]	6.1 ± 0.2 (7.7 ± 0.4)	1.6 (0.5)	3.0	5.4	7.2×10^{-3}	291 ± 17
クラッド直下 FGHAZ	6.7 ± 0.2	1.2	3.1	5.2	8.0×10^{-3}	288 ± 23

※ () 内の数値は転位線密度が高い視野で得られた値
 出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.1.2} (一部改変)

JEAC4201-2007 で規定している脆化予測式^{2.1.4} は母材を対象としており、また、同じ予測式は、HAZ にも適用できるとしている。しかし、長期運転したプラントで HAZ の脆性遷移温度移行量が母材のそれを上回るデータが得られていることから、HAZ に特有の脆化メカニズムの有無を確認するため、HAZ の初期組織も含めた照射脆化への影響を微細組織観察によって確認する必要がある。

また、安全研究プロジェクト「軽水炉照射材料健全性評価研究^{2.1.11}」において令和元年度に実施した微細組織分析から、HAZ と母材で照射により形成される溶質原子クラスタに有意な差がないことを確認している。しかしながら、HAZ の関連温度移行量 ΔRT_{NDT} が母材よりも大きいプラントがあることから、溶質原子クラスタ以外の因子に違いがないか確認するために、STEM を用いた分析を行っている。事業期間中には、他の照射材料を用いた HAZ 及び母材の微細組織分析も実施し、データの拡充、脆化のメカニズムの解明に努めることとしている。

2.1.4 実機材料の入手状況

実機材料におけるシャルピー衝撃試験結果で得られる吸収エネルギーの遷移量 (ΔT_{41J}) と破壊靱性値の移行量を取得するため、廃止措置プラントから取り出される監視試験片及び未照射保管材を活用することを計画とした。このため、候補として四国電力株式会社伊方発電所2号機（以下「伊方2号」という。）及び玄海2号を選定し、具体的な取り出しを進めることとした。

当初は、令和2年度第1四半期中に廃止措置認可を取得予定であった伊方2号から、令和2年の第2四半期～第3四半期に実機材料の貸与を受けることとしていた。しかしながら、伊方2号において予定どおりに廃止措置の認可が降りなかったことと、監視試験片を輸送する容器の手配がつかなかったことから、実機材料の取り出しの見通しが立たなくなった。これを受け、実機材料を借用可能な廃止措置中の原子力発電所について、プラントの廃止措置工程も鑑みて、代替案を精査した。その結果、十分な実機材料を有し、かつ令和3年度に実機材料の取り出しに不可欠な作業の実施が可能な原子力発電所として、玄海2号を選定した。

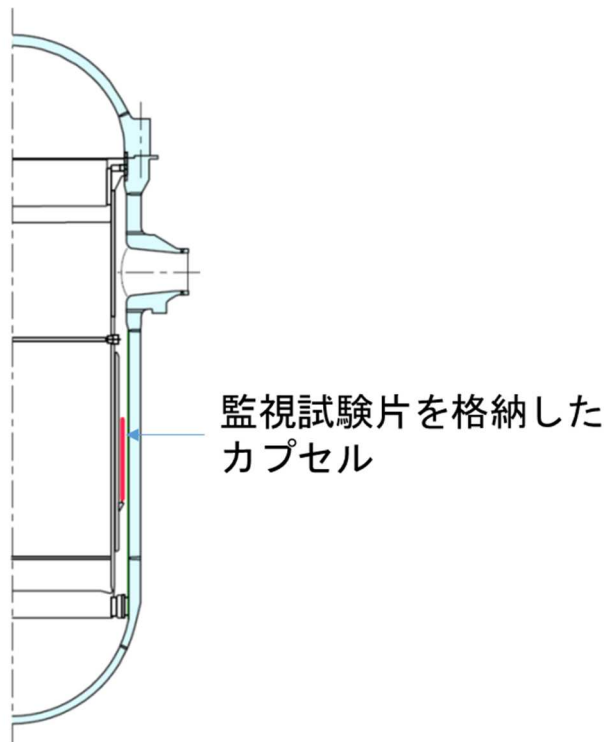
玄海2号では、表2.1.12に示す各種試験片が装荷された図2.1.9に示す監視試験片カプセルが令和3年6月にRPVから取り出され、保管場所へ移送された。その後、保管場所からの取り出しに係る作業場所を確保し、令和3年度中に発電所から研究実施機関がある茨城県に輸送する計画としていた。しかしながら、作業員の確保困難と稼働プラントの試験片輸送を優先させる必要があるとの課題が生じたため、研究実施機関への輸送は令和5年1月になる予定となった。

表 2.1.12 本研究に使用する監視試験片の数量

Table2.1.12 The number of surveillance specimens used for this project

試験片種類	母材		溶接熱影響部	溶接金属	比較標準材 S1
	C 方向 (T-L 方向)	L 方向 (L-T 方向)			
シャルピー衝撃試験片	16 本	8 本	12 本	16 本	8 本
引張	3 本	-	-	3 本	-
破壊靱性試験片 (1X-WOL 試験片)	5 本	-	-	4 本	-

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.1.2 (一部改変)



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.1.2} (一部改変)

図 2.1.9 監視試験片カプセルの設置位置 (イメージ)

Fig. 2.1.9 Location of surveillance specimen's capsule (image)

2.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究

2.2.1 概要

原子力発電所で使用されている安全系電気・計装設備には、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^{2.2.1}。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^{2.2.2}。このため、電気・計装設備の長期健全性は、供用期間中の経年劣化を模擬した加速劣化試験と DBA の環境を模擬した耐環境性能試験により確認されている^{2.2.3-2.2.6}。高経年化技術評価及び運転期間延長の審査においては、この結果をもって長期健全性が確認されている。

平成 25 年に新規制基準が施行され、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^{2.2.7}。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。）環境下において必要な機能を維持することが必要^{2.2.8}となったことから、高経年化技術評価及び運転期間延長の審査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^{2.2.9}。

本研究では、加速劣化試験の結果に基づく既存の長期健全性評価の保守性を検証することを目的として、発電所で長期間使用された安全系電気・計装設備である低圧ケーブル、電気ペネ及び弁駆動部を対象設備として、絶縁体の機械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対象設備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加速劣化処理の保守性を検証する。また、これら対象設備を用いて事故環境下における絶縁性能に係るデータを取得し、健全性を検証する。さらに、安全系電気設備である高圧ケーブルについては、現状の絶縁診断の劣化評価の保守性を検証することを目的として、対象設備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の比較を行う。これらにより、電気・計装設備の長期健全性評価に関する知見の拡充を図る。

令和2年度及び令和3年度は、本研究の一部を早稲田大学への委託研究として実施した。原子力規制庁は、本研究で使用する実機材料を取得するために電気事業者と面談を行い、一部の実機材料や関連する情報を入手するとともに、研究計画全体の策定を行った。また、早稲田大学への委託研究として、比較試験用の供試体の調達、試験装置の製作、試験実施機関との連絡・調査、対象設備の絶縁性能に係るデータの取得、対照設備の絶縁材に係る調査・試験・分析等を実施した^{2.2.10-2.2.11}。なお、2.2.4 事故時環境模擬試験(1) 評価対象実機材料及び比較材料から(4) 事故時環境模擬試験の結果と考察については、原子力規制庁は、上記委託研究の実施に先立ち試験設備の選定、試験方法の決定を行うとともに、委託研究において得られたデータに基づき、独自に分析・考察を行った。委託研究により実施した研究項目については、以降の節等において具体的に示す。

2.2.2 評価対象設備の選定及び使用環境調査

高圧・低圧ケーブル、電気ペネ及び弁駆動部を本研究の評価対象設備とし、国内の加圧水型原子力発電所（以下「PWR」という。）及び沸騰水型原子力発電所（以下「BWR」という。）から対象設備を採取する。得られた対象設備について、その絶縁体に用いられている高分子材料（以下「高分子絶縁体」という。）を特定するとともに、対象設備が使われていた通常運転時及び事故時の環境条件を調査する。

(1) 評価対象設備の選定

原子力規制庁は、本研究の評価対象設備を国内のPWRとBWRから入手するため、電気事業者と協議を行った。表2.2.1に示すように、計画どおり入手できる見込みが得られた。令和2年度及び令和3年度の研究については、関西電力株式会社高浜発電所1号機及び高浜2号機（以下それぞれ、「高浜1号」及び「高浜2号」という。）から取り出した低圧ケーブルを試験対象とした。

表 2.2.1 実機材料の試験計画

Table2.2.1 Test plan for equipment harvested from NPP

設備	種別	提供元	プラント名	高分子絶縁体	入手時期
低圧ケーブル	PWR	関西電力	高浜 1、2号	FR-EPR	令和 2 年度 入手済み
	BWR	東京電力		FR-EPR	令和 4 年度
		中国電力	島根 2 号	FR-EPR	令和 4 年度
高圧ケーブル	BWR	日本原電	東海第二	FR-CV	令和 6 年度
電気ペネ	BWR	日本原電	東海第二	エポキシ	令和 4 年度 入手済み
弁駆動部	PWR	関西電力	美浜 1 号		令和 4 年度

FR-EPR：難燃エチレンプロピレンジエンゴム

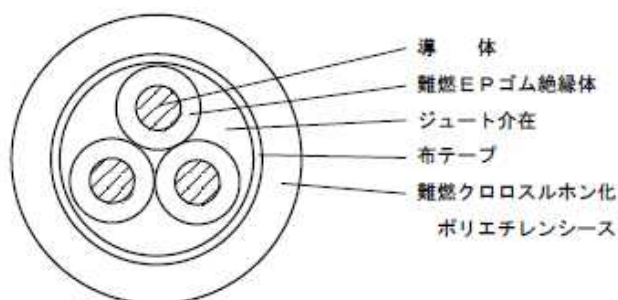
FR-CV：難燃架橋ポリエチレン

本研究の対象となる高浜1号及び高浜2号から取り出したケーブルをそれぞれ、T1ケーブル及びT2ケーブルとする。T1ケーブルは、高浜1号Aループ高温側サンプル第一隔離弁と電気ペネをつなぐケーブルで、使用期間は約29年である。また、T2ケーブルは、高浜2号アキュムレータ出口弁と電気ペネをつなぐケーブルで、使用期間は約23年である。T1ケーブル及びT2ケーブルの仕様を表2.2.2に、構造を図2.2.1に示す。

表 2.2.2 高浜 1 号及び高浜 2 号取り出しケーブルの仕様

Table2.2.2 Specification of the cables harvested from Takahama NPP #1 and #2

プラント名	名称	高分子絶縁体	シース	公称ケーブル外径 (mm)	公称導体サイズ (mm ²)	導体数	公称絶縁体厚さ (mm)
高浜 1 号	T1 ケーブル	FR-EPR	難燃クロロスルホン化ポリエチレン	15.0	5.5	3	1.0
高浜 2 号	T2 ケーブル			16.5	8.0		



出典) 学校法人早稲田大学、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書 2.2.11

図 2.2.1 高浜 1 号及び高浜 2 号取り出しケーブルの構造

Fig.2.2.1 Construction of the cables harvested from Takahama NPP # Units1 and # Units2.

(2) 使用絶縁体

得られた実機材料について、その高分子絶縁体を特定した。T1 ケーブル及び T2 ケーブルは、絶縁体が難燃エチレンプロピレンジエンゴムで、難燃クロロスルホン化ポリエチレンをシースとした FR-EPR ケーブルである。

(3) 使用環境調査 2.2.10-2.2.11

早稲田大学は、T1 ケーブル及び T2 ケーブルの設置個所での通常運転時の環境条件（温度及び放射線量）の測定結果について関西電力からの資料 2.2.12-2.2.13 を基に調査した。

① T1 ケーブル

環境温度の測定値は 47 °C であるが、通電による温度上昇と余裕を 14 °C として、絶縁材の想定温度は、47 °C に 14 °C を上乗せした 61 °C としている。放射線量率は 0.2 mGy/h である。

② T2 ケーブル

環境温度の測定値は 44 °C であるが、T1 ケーブルと同様に通電による温度上昇と余裕を考慮して、絶縁材の想定温度は 44 °C に 14 °C を上乗せした 58 °C としている。放射線量率は 0.01 mGy/h である。

これら敷設環境条件をまとめて、表 2.2.3 に示す。

表 2.2.3 T1 ケーブル及び T2 ケーブルの敷設環境条件

Table2.2.3 Environment condition of cables T1and T2

名 称	環境温度測定値 (°C)	想定温度 (°C)	放射線量率 (mGy/h)	敷設年数 (年)
T1 ケーブル	47	61	0.2	29
T2 ケーブル	44	58	0.01	23

出典) 学校法人早稲田大学、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.2.11}

(4) 事故時環境調査^{2.2.10-2.2.11}

早稲田大学は、T1 ケーブル及び T2 ケーブルの設置個所での事故時の環境条件（温度及び放射線量）について調査した。事故時の環境条件は、解析によって求められている。高浜 1 号及び高浜 2 号の事故（SA 及び DBA）時の環境条件としては、運転期間延長認可申請の際に事故時の格納容器内温度及び圧力について解析されており、関西電力の提出資料に温度、圧力及び放射線量が示されている^{2.2.12}。

また、設置変更許可の審査において、それぞれの電気事業者は、各運転プラントについて SA 時の格納容器の環境条件を解析しており、格納容器の温度及び圧力の時間推移が示されている^{2.2.14}。以下にこれらの事故時の環境条件を示す。PWR の実機材料の環境条件として、高浜 1 号及び高浜 2 号の運転期間延長認可申請で示された事故時の環境条件を示している^{2.2.12}。

① SA 時の環境条件

高浜 1 号及び高浜 2 号の環境条件は、以下の値となっている。

- ・最高温度：約 138 °C
- ・最高圧力：約 0.305 MPa (G)
- ・最大集積線量：500 kGy

このうち、SA 時の格納容器温度及び圧力については、当該審査での電気事業者の提出資料に時間推移が示されている。温度は、事故発生後 15 時間で最高値 138 °C に到達し、それ以降は低下傾向が見られる。圧力は、事故発生後 15 時間で最高値 0.305 MPa (G) に到達し、それ以降は低下傾向が見られる。

② DBA 時の環境条件

高浜 1 号及び高浜 2 号の環境条件は、以下の値となっている。

- ・最高温度：約 122 °C
- ・最高圧力：約 0.26 MPa (G)
- ・最大集積線量：607 kGy

2.2.3 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験

2.2.3 に示す内容は、早稲田大学に委託して実施した^{2.2.10-2.2.11}。実機材料について、劣化状態を把握するため、設備としての絶縁特性を評価するとともに、高分子絶縁体の構造変化、機械特性及び電気特性を状態監視手法等により評価した。

(1) 評価用比較材料の作製

原子力発電所から撤去したケーブル（以下「実機ケーブル」という。）と同等の仕様の電気・計装設備供試体の新品（以下「新品供試ケーブル」という。）を評価用比較材料として作製した。新品供試ケーブルは、実機ケーブルの製造法が可能な限り同一になるように、T1 ケーブル及び T2 ケーブルと同じ製造者によって製造され、日本国内の PWR において重大事故等対処設備に属する安全系ケーブルとして使用されているものとした。なお、新品供試ケーブルは、原子力発電所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。）^{2.2.2} で使用したケーブルであるが、難燃材などの一部の組成が実機ケーブルの元の組成と異なる可能性がある。表 2.2.4 に本研究で使用したケーブルとその仕様を示す。

表 2.2.4 比較用ケーブルの仕様

Table 2.2.4 Specifications of the comparison cable

名称	高分子絶縁体	シース	公称ケーブル外径 (mm)	公称導体サイズ (mm ²)	導体数	公称絶縁体厚さ (mm)
新品供試ケーブル	FR-EPR	難燃クロロスルホン化ポリエチレン	11.5	2.0	3	0.8

(2) 加速劣化供試ケーブルの作製

新品供試ケーブルに対し、2.2.2(3)で調査した環境条件を基に熱・放射線同時照射による加速劣化手法により、評価用実機材料と同等と考えられる劣化を付与した供試体（以下「加速劣化ケーブル」という。）を作製した。また、低圧ケーブルについては、ACA 研究で実施した DBA 時環境試験（以下「LOCA 試験」という。）に合格した供試ケーブルのうち、最も劣化させた劣化条件で熱・放射線同時劣化で劣化を付与した供試体（以下「ACA 加速劣化ケーブル」という。）も作製した。

本研究では、これまでに行われたケーブルに関する研究^{2.2.2, 2.2.15}を参考にして、試験手順及び試験条件を設定し、比較用のケーブルとして T1 ケーブル及び T2 ケーブルと同等の加速劣化を時間依存データの重ね合わせ手法^{2.2.2}により付与した加速劣化ケーブルを用いた。

時間依存データの重ね合わせ手法とは、IEC1244-2^{2.2.16}や IAEA-TECDOC-1188^{2.2.17}で提案されている手法である。すなわち、運転プラントの極めて低い線量率における放射線照射雰囲気

気での劣化の時間進行を予測するため、劣化時間の対数を横軸に取り、また数種類の異なる温度と線量率の条件下で得られた破断時伸びのような劣化の指標となる測定値を縦軸に取った「劣化特性カーブ（時間依存データ）」を1つのマスターカーブと称される「劣化特性カーブ」に重ね合わせる手法である。

図 2.2.2 に時間依存データの重ね合わせのイメージを示す。通常、熱のみで劣化させたときの特性カーブ又はそれになるべく沿ったカーブをマスターカーブとし、他の特性カーブをその上に重ね合わせていく。このマスターカーブと環境条件固有のシフトファクターによって、その雰囲気条件下における将来の劣化の進行度を予測することが可能とされている。この場合、その環境条件下での劣化期間にシフトファクターを乗じた期間がマスターカーブにおける劣化期間となる。このシフトファクターは、式 (2.2.1) で求められ、このうち x と k (以下「モデルパラメータ」という。) は材料ごとの定数であり、また $T=T_{\text{ref}}$ の場合、シフトファクターは式(2.2.2)で求められる。

$$\alpha = \exp \left[\frac{-E}{R} \left(\frac{1}{T} - \frac{1}{T_{\text{ref}}} \right) \right] \cdot \left[1 + kD^x \exp \left[\frac{Ex}{R} \left(\frac{1}{T} - \frac{1}{T_{\text{ref}}} \right) \right] \right] \cdots \cdots \cdots (2.2.1)$$

$$\alpha = 1 + D^x \cdots \cdots \cdots (2.2.2)$$

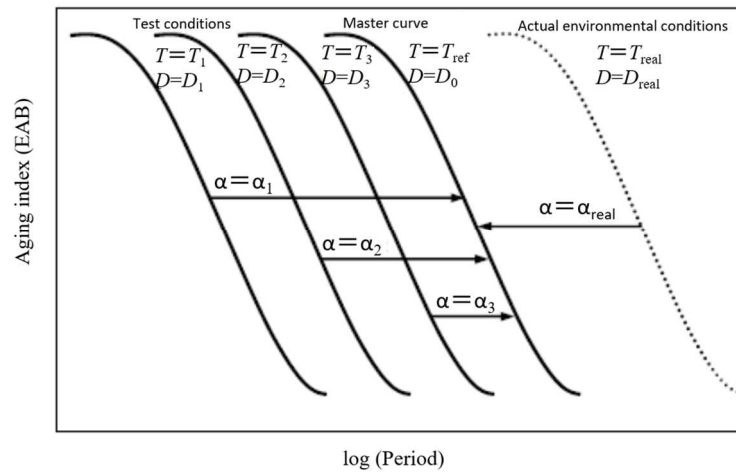
T : 評価温度[K]、 T_{ref} : 基準温度[K]、 E : 活性化エネルギー[J/mol]、
 R : 気体定数[8.3145 J/(K · mol)]、 D : 評価線量率[Gy/s]

したがって、モデルパラメータ x は、基準温度の劣化特性と放射線照射試験から求められるシフトファクター α (基準温度においてある劣化度に達する期間と各放射線試験における当該期間の比) と各放射線照射試験条件より求めることができ、この x と k を用いて熱・放射線による同時劣化データを重ね合わせることができる。

図 2.2.3 に時間依存データの重ね合わせ手法による加速劣化条件の設定手順を示す。時間依存データの重ね合わせ手法による加速劣化条件の設定は、図 2.2.3 に示すように、実機環境 T_{real} と D_{real} に対するシフトファクター α_{real} を算出し、実機環境での劣化期間 t_{real} をマスターカーブ上にシフトして t_m を求めた。その後、加速劣化条件 T_{acc} と D_{acc} にそれぞれ 100 °C及び 100 Gy/h を代入し、シフトファクター α_{acc} を算出することで加速劣化させる期間 t_{acc} を求めた。

2.2.2(3)で記載したとおり、T1 ケーブルの設置環境条件は 47 °C及び 0.2 mGy/h で使用期間は約 29 年である。T1 ケーブル設置環境条件から加速劣化条件を計算する際、設置温度としては電気事業者の評価^{2.2.12-2.2.13}を基に温度上昇を 14 °Cとして、想定温度 61 °Cで時間依存データの重ね合わせ手法により計算した。その結果、加速劣化条件として 100 °C、100 Gy/h 及び 1997 時間を採用した。なお、この加速劣化条件での破断時伸び率 (以下「EAB」という。) の推定値は、約 321 %である。

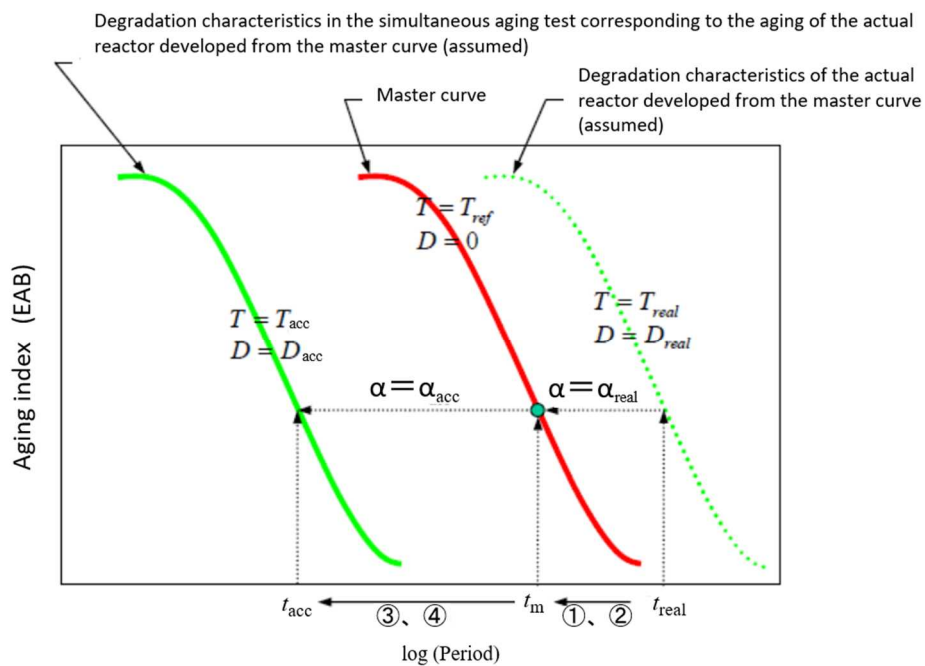
2.2.2(3)使用環境調査で記載したように、T2 ケーブルの設置環境条件は、44 °C及び 0.01 mGy/h で、使用期間は、約 23 年である。T2 ケーブル設置環境条件から加速劣化条件を計算する際、T1 ケーブルと同様に、設置温度としては、トレイ上の温度上昇を 14 °Cとして、想定温度 58 °Cで時間依存データの重ね合わせ手法により計算した。その結果、加速劣化条件として 100 °C、100 Gy/h 及び 1289 時間を採用した。なお、この加速劣化条件での EAB の推定値は、約 401 %である。



出典) 独立行政法人原子力安全基盤機構、原子カプランス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 2.2.2

図 2.2.2 時間依存データの重ね合わせのイメージ

Fig.2.2.2 Image of the superposition of time-dependent data



出典) 独立行政法人原子力安全基盤機構、原子カプランス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 2.2.2

図 2.2.3 時間依存データの重ね合わせ手法による加速劣化試験条件の設定手順

Fig.2.2.3 Procedure for setting up the accelerated aging test conditions using the
superposition of time-dependent data

(3) 劣化特性評価

実機材料の絶縁特性を評価するとともに、高分子絶縁体の構造変化、機械特性及び電気特性を状態監視手法等により評価した。また、新品供試体及び加速劣化供試体についても同様に電気特性等の劣化状態を評価し、実機材料との比較から、経年劣化を模擬的に付与するための現状の加速劣化評価手法による評価の保守性を検証する。

① 高分子絶縁体の構造変化の評価

放射線、熱、水蒸気など種々の環境に暴露した実機材料を含むケーブル絶縁材料に対して各種機器分析（表面観察、フーリエ変換赤外分光（以下「FT-IR」という。）測定、熱重量・示差熱（以下「TG-DTA」という。）同時測定、ゲル分率・膨潤度測定及び核磁気共鳴測定）を行い、材料の劣化要因に関して総合的に考察した。ここでは、外観観察、TG-DTA の結果について述べる。その他の測定結果については、今後論文等で公表していく。

各測定に供試するため、ケーブルの芯線の各絶縁体に長手方向に切れ目を入れ、割いて導体だけを取り出すことで管状供試体を作製した。このため、供試体には裂け目がある。図 2.2.4 に管状供試体の外観を示す。



出典) 学校法人早稲田大学、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書 2.2.11

図 2.2.4 管状供試体

Fig.2.2.4 Tubular Samples

表 2.2.5 に示すデジタルカメラ及びマイクロスコープを用いて、T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの管状供試体の外観観察を行った。また、TG-DTA は、表 2.2.6 に示す SII 社製の TG/DTA-6300 を用いて行った。管状供試体について外周部から内周部までサンプリングできるように薄く輪切りにし、約 20 mg をアルミニウム製試料容器に入れて測定装置にセットした。窒素 100 mL/min の気流中、50 °C から 10 °C/min で 900 °C まで昇温して、供試体の重量等の測定・観察を行った。

図 2.2.5 に T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの外観の写真を示す。T1 加速劣化ケーブル表面には、介在の繊維が剥がれた筋は見えるものの、T1 ケーブルと T1 加速劣化ケーブルの表面の状態に違いはなく、外観上大きな差は見られなかった。

表 2.2.5 デジタルマイクロスコープの観察条件

Table2.2.5 Observation conditions of the digital microscope

測定装置		Keyence 製 VHX-5000
測定条件	観察倍率	x30、x50、x200
	観察箇所	管の外表面
	試料調整	エアブローによる付着物除去 表面に固着物があった場合は、 カッターで剥離させた。

出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.2.11

表 2.2.6 TG-DTA 装置及び測定条件

Table2.2.6 Instrumentation system of TG-DTA and measuring condition

測定装置	SII 製 TG/DTA-6300	
測定条件	雰囲気	Ar 100 mL/min
	セル	Pt 蓋なし
	温度領域	50 °C~900 °C
	昇温速度	10 °C/min
	試料重量	20 mg
試料調整	長手方向 4 mm を切断後、半割にしてセルに入れた。	

出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.2.11



(a) T1 ケーブル (×30)



(b) T1 ケーブル (×200)



(c) T1 加速劣化ケーブル (×30)



(d) T1 加速劣化ケーブル (×200)

出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.2.11}

図 2.2.5 T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブル管状供試体外観

Fig.2.2.5 Views of tubular specimens of T1 cable and T1 cable-equivalent accelerated aging cable

表 2.2.7 に TG-DTA 法による T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの熱挙動測定結果を示す。図 2.2.6 に T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの TG-DTA 曲線を示す。T1 ケーブルについて、314～480 °C付近の温度領域で、顕著な重量減少が確認された。50～150 °Cでの重量減少は付着水及び侵入水等の水分の蒸発によるものと考えられ、150 °Cにおける重量減少を TG_{H_2O} とすると、0.08%である。また、900 °Cまでで揮発性物質は蒸発すると考え、900 °C時点での重量減少率 TG_{tot} をすると TG_{tot} は 65%である。

測定終了後、試料の観察を行ったところ、試料は形態を保持しておらず、黒色の残渣と白色残渣が混在していた。これらは、それぞれ炭化物と顔料であると推察する。T1 加速劣化ケーブルについては、T1 ケーブルの結果とほぼ同じ結果であり、熱挙動はほぼ同等であることがわかった。

表 2.2.7 TG-DTA 法による熱挙動測定結果

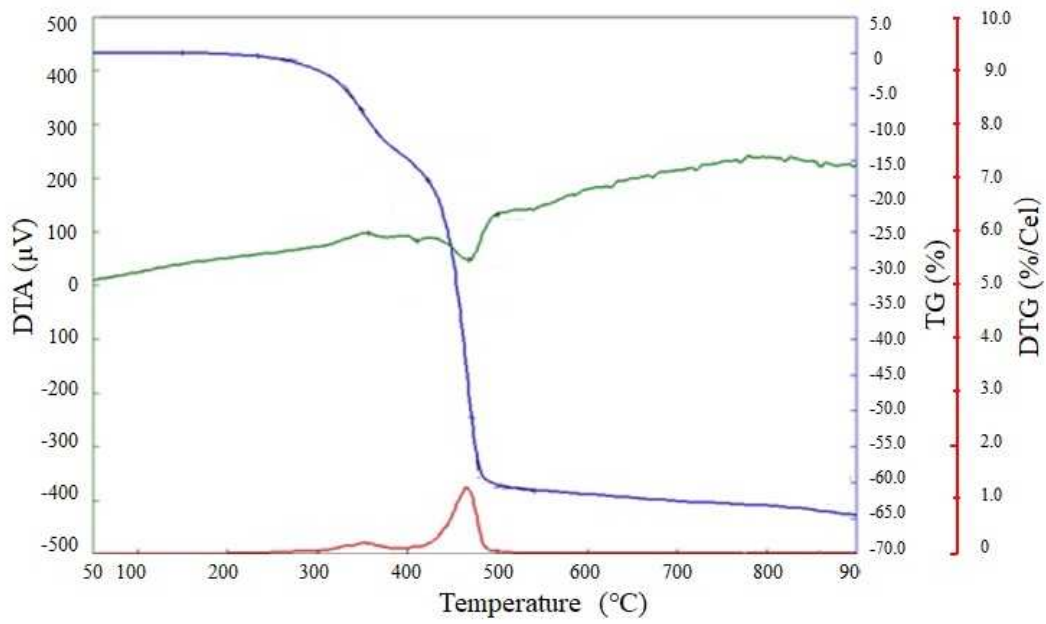
Table2.2.7 The results of thermal behavior measured by TG-DTA

試料名	熱分解温度領域 (°C)	50~150 °Cに おける TG _{H2O} (%)	50~900 °Cに おける TG _{tot} (%)
T1 ケーブル	314~480	0.08	65
T1 加速劣化ケーブル	308~480	0.10	66

注) 熱分解温度領域は、ベースラインと変曲点の接線の交点を読み取った値

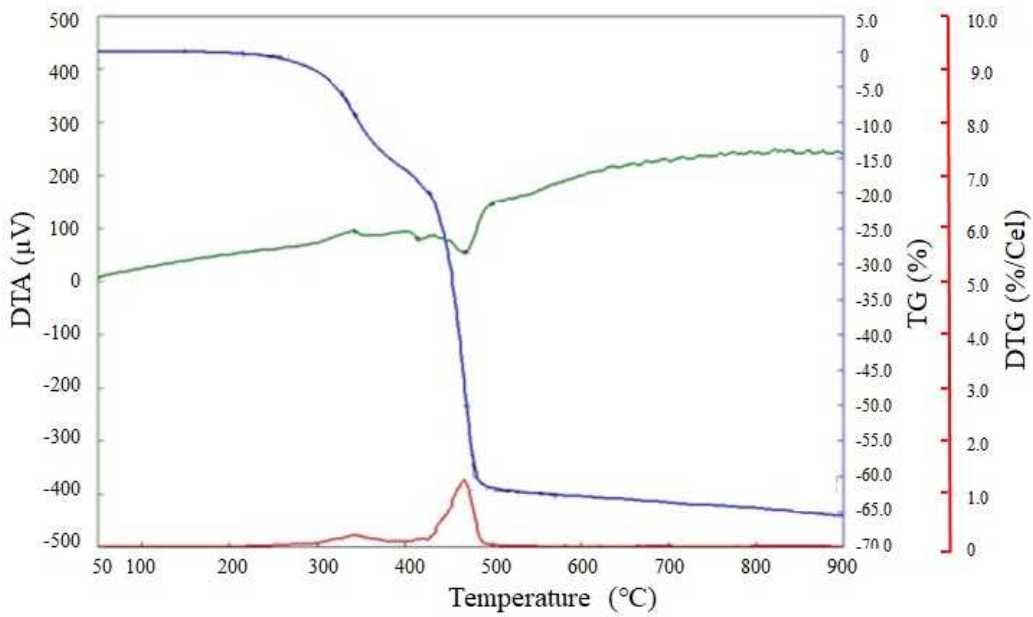
TG_{H2O} : 付着水や侵入水の脱水量、TG_{tot} : 総重量変化率

出典) 学校法人早稲田大学、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.2.11}



(a) T1 ケーブル

(a) T1 cable



(b) T1 加速劣化ケーブル

(b) T1 cable-equivalent accelerated aging cable

出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.2.11}

(一部改変)

図 2.2.6 T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの TG-DTA 曲線

Fig.2.2.6 TG-DTA curves of the T1 cable and T1 cable-equivalent accelerated aging cable

② 機械特性

インストロン型材料試験機（インストロン製インストロン 5565 型）を使用して、管状供試体の引張機械特性を調査した。管状供試体の長さは 150 mm である。図 2.2.7 に示すように、ドリルの刃を固定する電気ドリルのチャック部分と同じような仕組みの特殊治具を製作して管状供試体を固定し材料試験機に取り付けた。JIS C 3005-2000「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」^{2.2.18}を参考として、つかみ治具間 100 mm 及び引張速度 50 mm/min で試験した。

図 2.2.8 に T1 ケーブル及び T2 ケーブル管状供試体それぞれ 3 点の応力ひずみ線図を、また、表 2.2.8 に両ケーブルの引張破断強度及び破断伸び率の平均値を示す。比較のため、新品供試ケーブルのデータを表に記載する。新品供試ケーブルの破断強度の平均値は 4.9 N/mm²、破断伸び率は 481 % である。これに対し、T1 ケーブル及び T2 ケーブルの破断強度は 6.2 N/mm²、破断伸び率は 300 % 程度となっている。測定値のバラツキは新品に比べて大きい。このバラツキは、経年劣化した T1 ケーブル及び T2 ケーブルの方が芯線である導線と密着しているため、芯線を引き抜く際に管状供試体に若干傷を与えていることも要因とが考えられる。T1 ケーブル及び T2 ケーブルの破断強度は新品に比べて増加し、伸び率は低下している。このことから管状供試体は硬化しているものと見られる。

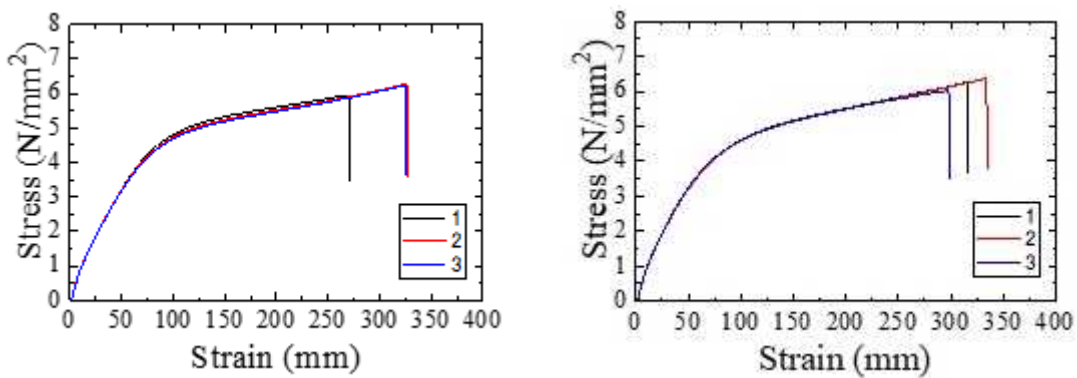


(a) 引張試験機外観 (b) 管状供試体取付部分 (c) 取付治具外観

出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.2.11

図 2.2.7 引張試験機

Fig.2.2.7 Views of tensile test machine



(a) T1 ケーブル

(b) T2 ケーブル

出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.2.11

図 2.2.8 T1 ケーブル及び T2 ケーブルの応力ひずみ線図

Fig.2.2.8 Stress-strain curves of T1, T2 cable.

表 2.2.8 T1 ケーブル及び T2 ケーブルの引張破断強度及び破断伸び率の平均値

Table 2.2.8 Average tensile strength and elongation at break of T1 cable and T2 cable

試料名	引張破断強度 (N/mm ²)	破断伸び率 (%)
T1 ケーブル	6.2	307
T2 ケーブル	6.2	314
新品供試ケーブル	4.9	481

出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.2.11

③ 電気特性

電流積分法^{2.2.19-2.2.20}（以下「 $Q(t)$ 法」という。）を用いて供試ケーブルの電気特性の評価を行った。 $Q(t)$ 法は、試料に直流電圧を印加した時に流れる電流を試料と直列に接続された計測用コンデンサの電極に蓄え、両電極に誘起される電荷 $\pm Q$ によって電極間に誘起される電位差を計測する方法である。この方法を使用して、供試ケーブルの絶縁性能を評価した。具体的には、その詳細は佐藤他^{2.2.21}が報告したように、電流積分電荷計測機は、2つのユニットで構成されている。1つは、測定/送信機ユニットであり、電流積分用コンデンサ、A/D変換器、送信機を含んだ回路で構成されている。もう1つは、受信機ユニットで、送信機からのデータを受け取る受信機とパーソナルコンピュータへの接続機器で構成されている。電流積分電荷計測機の外観を図2.2.9に示す。

図2.2.10に測定/送信機ユニットの基本回路図を示す。図2.2.10に示すように、積分コンデンサCINTに充電され生じる電荷量 $Q(t)$ は、インピーダンス変換のオペアンプを通して計測される。オペアンプにより計測された $V_Q(t)$ は、式(2.2.3)に示すような時間依存の電荷量 $Q(t)$ 及び電流 $I(t)$ との関係が成り立つ。

$$V_Q(t) = \frac{Q(t)}{C_{INT}} = \frac{1}{C_{INT}} \int_0^t I(t) dt \dots \dots \dots (2.2.3)$$

式(2.2.3)を用いることで、計測した $V_Q(t)$ から電荷量 $Q(t)$ 及び電流 $I(t)$ を算出することができる。計測されたアナログ電圧である $V_Q(t)$ はA/D変換器によりデジタル信号 $VD(t)$ に変換され、送信機(ZigBee)によって送信される。送信された信号は、受信機に接続したパーソナルコンピュータによって、受け取られる。また、送信機は、バッテリー(6V、180mAh)駆動であるため、高電圧電源と測定試料の間に電流積分電荷計測機を挿入することも可能である。

図2.2.11に電流積分電荷法を用いた、ケーブル形状試料測定時の測定システムを示す。本資料では、図2.2.11に示すように、ケーブル形状試料測定時は電流積分電荷計測機を試料と高電圧電源の間に配置し、ケーブル形状試料の芯線に保護抵抗を介して負極性の電圧を印加し、電荷量を測定した。保護抵抗は測定試料が絶縁破壊した際、電流積分電荷計測機を保護するために用いており、2M Ω の抵抗器を使用した。また、計測機内の積分コンデンサCINTは、Terminal 1側で外部金属ケースと接続されている。そのためTerminal 1側においては、外部金属ケースと実験台、壁及び床との浮遊容量が生じてしまう。よって、Terminal 2側を試料に接続することで、浮遊容量の影響を除去し、試料に蓄積した電荷量のみが計測されるようにした。



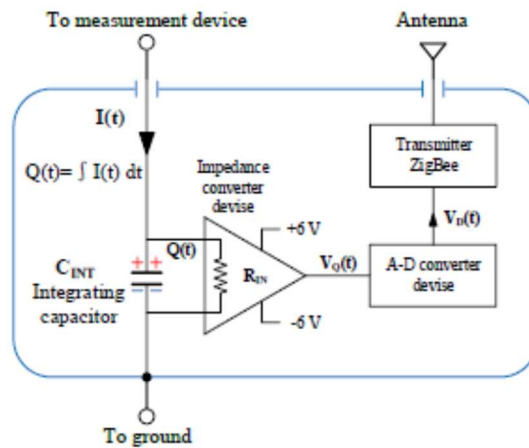
(a) 測定／送信機ユニットの外観

(b) 受信機ユニットの外観

出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.2.11}

図 2.2.9 電流積分電荷計測機の外観

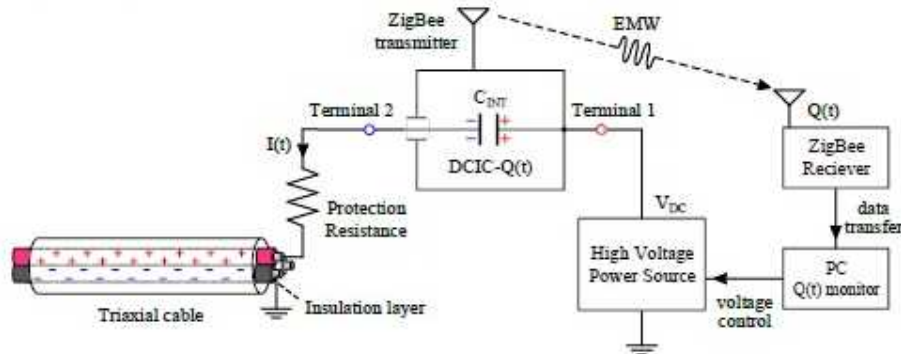
Fig.2.2.9 Views of the DCIC- $Q(t)$ measurement units



出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.2.11}

図 2.2.10 測定／送信機ユニットの基本回路図

Fig.2.2.10 Basic circuit diagram of DCIC- $Q(t)$ measurement/transmitter unit



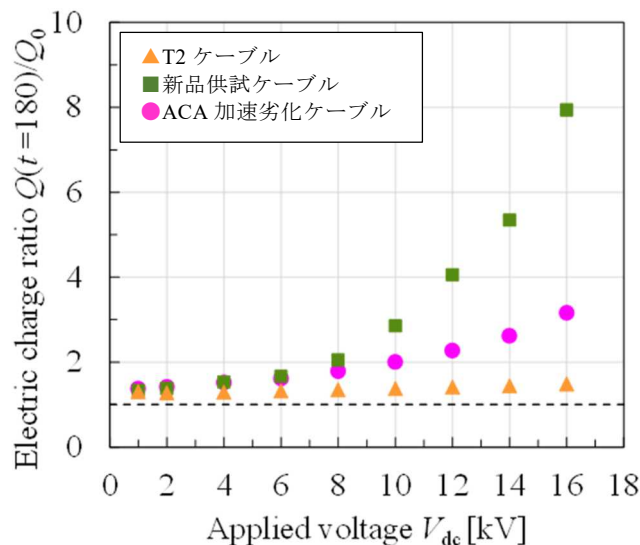
出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.2.11}

図 2.2.11 ケーブル形状試料に関する電流積分電荷法を用いた測定システム

Fig.2.2.11 Measurement system diagram using DCIC- $Q(t)$ for cable type samples

図 2.2.12 は、電圧印加終了時 ($t=180$) に蓄積された電荷量 $Q(180)$ と、電圧印加開始から 2 秒後に測定した初期蓄積電荷量 Q_0 との比である $Q(180)/Q_0$ の、印加電圧値依存性を示している。 $Q(t)/Q_0$ が 1.0 を大きく超えることは、試料ケーブルが純粋に良好な電気絶縁性を保った容量性負荷とは見なさず、ケーブルの有する静電容量で決まる電荷量が充電された後も、いわゆる漏れ電流が流れていることを意味する。

T2 ケーブルの結果と比較する目的で、新品供試ケーブル、ACA 加速劣化ケーブルについての $Q(180)/Q_0$ の印加電圧値依存性も併せて示す。試験対象のケーブルは 600V の低圧ケーブルであり、この電圧階級で必要な絶縁抵抗を有していれば問題はない。このため、本試験で新品ケーブルが 6kV を印加した際 $Q(180)/Q_0$ が 1 より大きくなり、漏れ電流が増加するとしても、新品ケーブルの電気絶縁性能に問題があると評価するものではない。この新品ケーブルと比較して、T2 ケーブル及び ACA 加速劣化ケーブルが 6kV より低い電圧で $Q(180)/Q_0$ の増加が見られない場合は、電気絶縁性能が低下していないと判断できる。ACA 加速劣化ケーブルにおいては、高電圧領域で $Q(180)/Q_0$ の増加は見られるものの、新品供試ケーブルと比較すれば、その増加量は小さく、熱及び放射線による同時劣化によって、漏れ電流は減っていることがわかる。さらに、T2 ケーブルにおいては、いずれの印加電圧下においても $Q(180)/Q_0$ の大きな増加は見られない。T2 ケーブルについては 16 kV という高い電圧を印加した時においても、 $Q(t)/Q_0$ は、1.0 を大きく超えることはなく、低電圧印加時の値でほとんど一定である。これらのことから、放射線線量率や温度上昇も緩やかな環境ではあるとは言え、格納容器内部において 23 年間使用されていても、ケーブルの電気絶縁性を低下させることはなかったことが示唆される。



出典) 学校法人早稲田大学、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.2.11}

図 2.2.12 ケーブルの電荷比の電圧依存性

Fig.2.2.12 Ratios of $Q(180)/Q_0$ as a dependence of the applied voltage

2.2.4 事故時環境模擬試験

実機材料及び加速劣化供試体を用いて、DBA 時又は SA 時環境模擬試験を実施し、事故時模擬環境における絶縁性能の評価を行った。また、試験前後の高分子絶縁体の劣化状態を機器分析及び状態監視手法により評価した。試験は早稲田大学に委託して実施した^{2.2.10-2.2.11}。

(1) 評価対象実機材料及び比較材料

原子力規制庁は、試験に供試する供試体を実機材料として T1 ケーブル及び T2 ケーブルとするとともに、比較材料としては、2.2.3(1)、(2)で作製した新品ケーブル、加速劣化ケーブル及び ACA 加速劣化ケーブルを用いることとした。

(2) 健全性評価試験手順

原子力規制庁は、ACA 研究^{2.2.2}及び AEAI 研究^{2.2.15}のケーブル研究を参考として、評価試験手順を設定した。なお、実際の事故時においては、ケーブルは、DBA 時又は SA 時に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、AEAI 研究^{2.2.15}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 2.2.13 に、本研究の試験手順を示す。これは、AEAI 研究^{2.2.15}での手順に基づくものである。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、事故時の放射線環境を模擬する事故時照射を行い、その後、事故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、ケーブルの絶縁性能を確認するため、絶縁抵抗の測定を行う。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)^{2.2.18}に基づく耐電圧試験を行い、絶縁破壊の有無を確認することとした。

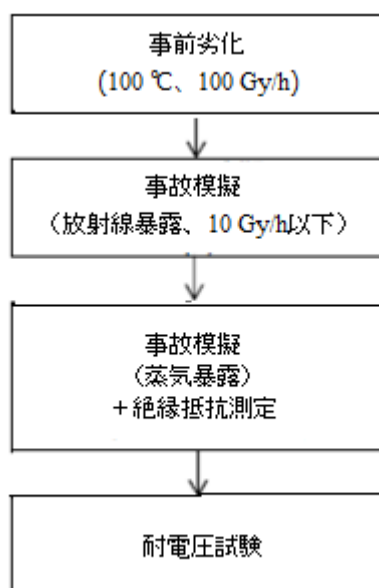


図 2.2.13 ケーブル試験手順

Fig.2.2.13 Cable test procedures

(3) 事故時環境模擬試験の方法

原子力規制庁は、事故時環境模擬試験に関して、LOCA 試験は ACA 研究を基に、また SA 試験は 2.2.2(4) に記載の敷設環境条件の調査結果及び AEAI 研究での試験条件を基に、事故時の放射線量、蒸気暴露の温度及び圧力を設定した。早稲田大学は、原子力規制庁が設定した条件に基づいて、実機ケーブルについて、LOCA 試験及び SA 試験を実施し、事故時模擬環境下における実機ケーブルの絶縁性能の評価を行った^{2.2.11}。

原子力規制庁は、新規制基準の適合性審査において、電気事業者が重大事故対策の有効性評価で提示した原子炉格納容器内の重大事故解析条件^{2.2.13}に基づき放射線暴露の線量及び蒸気暴露の温度・圧力の各条件を設定した。実際の事故発生時においては、ケーブルは、放射線と蒸気に同時に暴露される。しかしながら、現在、これらを同時に暴露可能な試験設備が存在しない。このため、本研究では、放射線暴露の後に蒸気暴露を行う逐次暴露を行った。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力が高く、蒸気暴露試験装置の試験可能最高圧力との関係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。また、本研究では、重大事故が 7 日間 (168 h) 継続する状況を模擬した。これは、重大事故対策の有効性評価において、少なくとも 168 h の評価を行うことが要求されている^{2.2.22} こと、並びに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 168 h の評価が行われている^{2.2.22} ことを踏まえた。早稲田大学は、原子力規制庁が設定した条件に基づき、事故時環境模擬試験を実施した。個々の試験項目の詳細について、以下の項に示す。

① 放射線暴露

原子力規制庁は、SA 及び LOCA を模擬する事故時照射を、それぞれ総線量を 500 kGy^{2.2.12} 及び 1500 kGy^{2.2.25} とし、室温において ⁶⁰Co ガンマ線を線量率約 9 kGy/h で行うこととした。

早稲田大学は、実機ケーブル及び加速劣化ケーブルに対して事故時の放射線による劣化を模擬する照射（以下「事故時照射」という。）を行った。事故時照射後、蒸気暴露試験容器内にケーブルを設置した^{2.2.11}。

② 蒸気暴露

原子力規制庁は、SA を模擬する試験に関して 2 種類の蒸気暴露試験条件を設定した。まず、模擬する試験の期間は、SA 対策の有効性評価において、少なくとも 7 日間の評価を行うことが要求されている^{2.2.22} こと及び当該原子炉の運転期間延長認可申請^{2.2.24} の劣化状況評価^{2.2.25}（以下「評価書」という。）の評価期間が 7 日間であることを踏まえ、7 日間とした。LOCA 試験については、既往の研究^{2.2.2}を参考にして条件を設定した。2 種類の SA 試験及び LOCA 試験の事故時模擬試験条件を表 2.2.9 にまとめるとともに、各条件の温度プロファイルを図 2.2.14 に示す^{2.2.26}。

図 2.2.14 に示すように、1 種類目の SA 試験（以下「SA1」という。）の条件は既往の研究

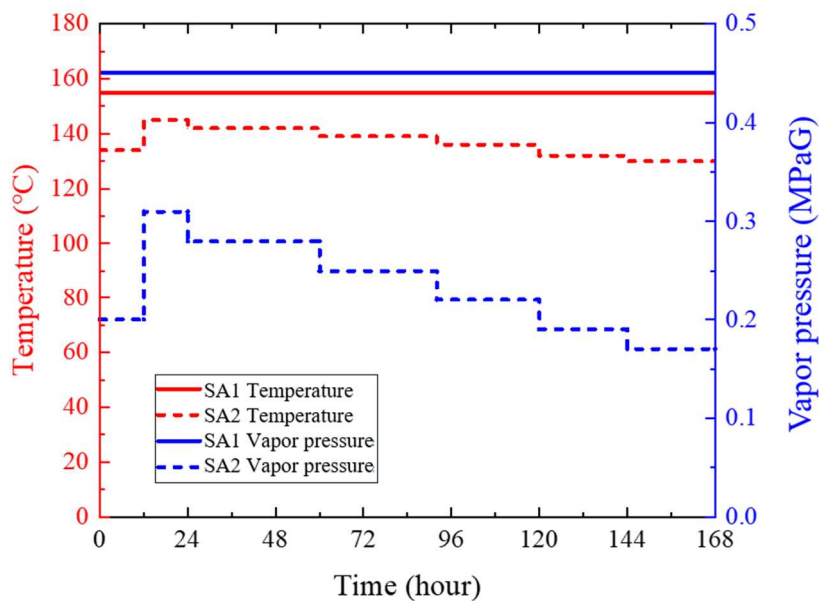
2.2.15を参考にして、155℃及び0.45 MPaG（飽和蒸気圧）を下回らない条件で、開始後24 hまでは化学スプレー（NaOH：pH8.5-10とH₃BO₃：2000-3000 ppm）を噴霧する。その後6日間の蒸気暴露を施す計7日間とした。2種類目のSA試験（以下「SA2」という。）の条件は、評価書^{2.2.25}を参考に、事故時の格納容器内の温度が時間経過に伴い低下することを考慮して設定した。本試験では試験装置の制限から、飽和蒸気を使用するため、評価書の温度及び圧力の両方の条件を同時に再現することが困難である。すなわち、温度に合わせて飽和蒸気を用いると圧力が評価書記載の圧力より低い値となる。そのため、保守的に圧力を優先して条件を設定した。これにより飽和蒸気の温度は評価書記載の温度より高い値となるが、温度、圧力を包含する保守的な条件として採用した。また、SA2の温度、圧力の詳細な点については、関西電力から情報提供を受けた。図2.2.14に示すように、SA2は温度と圧力の組み合わせが、（134℃、0.2 MPaG）、（145℃、0.31 MPaG）及び（130℃、0.17 MPaG）の条件を下回らずに温度及び圧力が段階的に推移する条件で、開始24 hは化学スプレーを噴霧し、その後6日間の蒸気暴露を施す計7日間の試験を行った。また図2.2.15に示すように、LOCA試験は既往の研究^{2.2.12}を参考にして温度と圧力の組合せが、（190℃、0.414 MPaG、過熱蒸気）、（150℃、0.414 MPaG）及び（123℃、0.12 MPaG）の条件を下回らずに温度及び圧力が段階的に推移する条件で、開始から24 hは化学スプレーを噴霧し、その後14日間は蒸気暴露のみを施す計15日間の試験を行うこととした。

早稲田大学は、原子力規制庁が設定した条件に基づいて、実機ケーブル及び加速劣化ケーブルに対し、図2.2.16に示す蒸気暴露装置を用いてSA及びLOCAを模擬する蒸気暴露試験を行った^{2.2.11}。

表 2.2.9 事故時模擬試験条件の詳細

Table2.2.9 Details of test conditions for simulated accident conditions

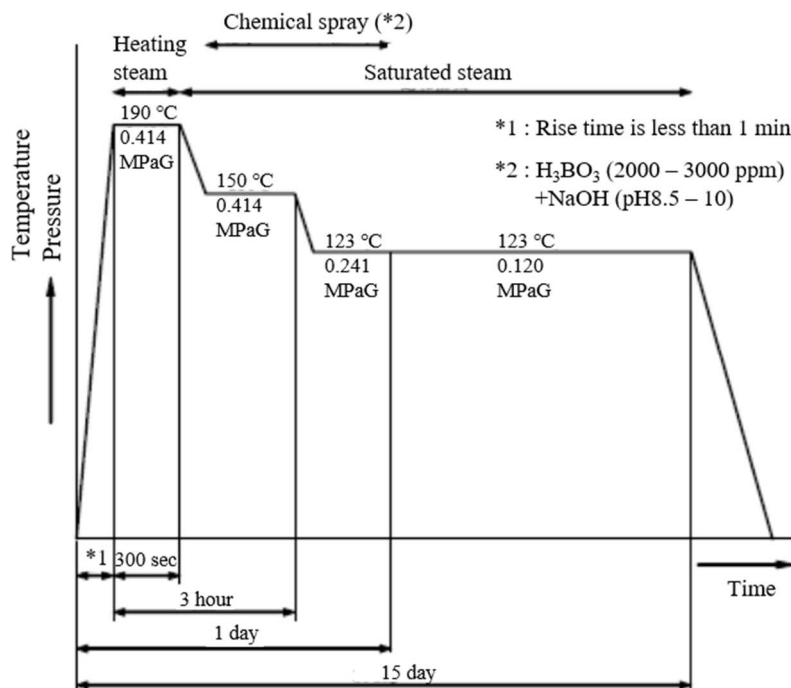
事故時模擬試験	温度、圧力/時間	化学スプレー
SA1 試験	<ul style="list-style-type: none"> ・一定温度、一定圧力での蒸気暴露 温度：155 °C、圧力：0.45 MPaG (飽和蒸気圧) ・期間：168 時間 (7 日間) 	スプレー液： H ₃ BO ₂ (2000～3000 ppm) + NaOH、 pH 8.5 ～pH 10 相当 スプレー時間： 開始から 24 時間
SA2 試験	<ul style="list-style-type: none"> ・階段状に変化する温度、圧力での蒸気暴露 1) 温度：134 °C、圧力：0.20 MPaG、 12 時間 <li style="text-align: center;">↓ 2) 温度：145 °C、圧力；0.31 MPaG、 12 時間 <li style="text-align: center;">↓ 3) 温度：142 °C、圧力：0.28 MPaG、 36 時間 <li style="text-align: center;">↓ 4) 温度：139 °C、圧力；0.25 MPaG、 32 時間 <li style="text-align: center;">↓ 5) 温度：136 °C、圧力；0.22 MPaG、 28 時間 <li style="text-align: center;">↓ 6) 温度：132 °C、圧力；0.19 MPaG、 24 時間 <li style="text-align: center;">↓ 7) 温度：130 °C、圧力：0.17 MPaG 24 時間 ・期間：168 時間 (7 日間) 	スプレー液： H ₃ BO ₂ (2000～3000 ppm) + NaOH pH 8.5 ～pH 10 相当 スプレー時間： 開始から 24 時間
LOCA 試験	<ul style="list-style-type: none"> ・階段状に変化する温度、圧力での蒸気暴露 1) 温度：190 °C、圧力：0.414 MPaG、 5 分間 <li style="text-align: center;">↓ 2) 温度：150 °C、圧力；0.414 MPaG、 2 時間 55 分間 <li style="text-align: center;">↓ 3) 温度：123 °C、圧力：0.241 MPaG、 21 時間 <li style="text-align: center;">↓ 4) 温度：123 °C、圧力：0.12 MPaG、 336 時間 ・期間：360 時間 (15 日間) 	スプレー液： H ₃ BO ₂ (2000～3000 ppm) + NaOH pH 8.5 ～pH 10 相当 スプレー時間： 開始から 24 時間



出典) 渡辺藍己 他、原子力発電所から撤去された難燃エチレンプロピレンジエンゴム絶縁ケーブルの重大事故環境下における絶縁性能^{2.2.26}

図 2.2.14 SA1 と SA2 の試験の温度及び圧力条件

Fig.2.2.14 Target temperature and pressure transients in tests for SA1 and SA2



出典) 独立行政法人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^{2.2.2}

図 2.2.15 LOCA 試験の温度及び圧力条件

Fig.2.2.15 Target temperature and pressure transients in tests for LOCA

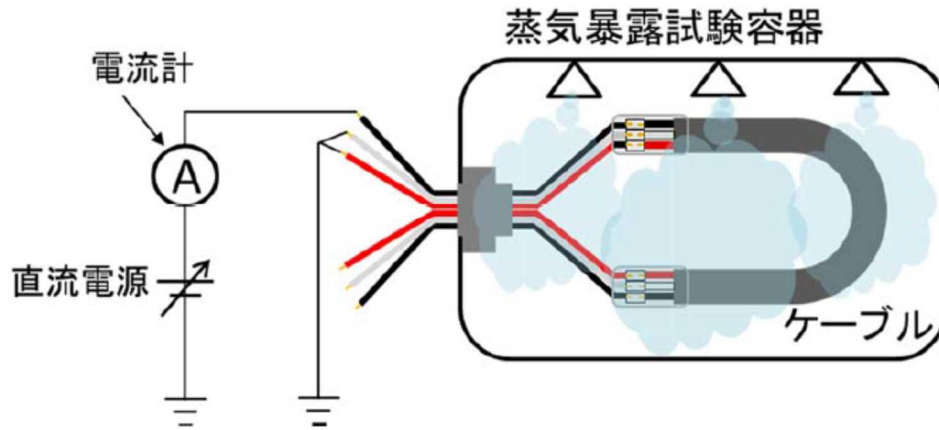


図 2.2.16 蒸気暴露試験前の試験容器とケーブル

Fig.2.2.16 Test chamber and cables before the steam exposure

③ 絶縁抵抗測定

早稲田大学は、蒸気暴露中に、エレクトロメータ（Keysight Technologies B2985A）により、線間を流れる電流の測定を行った^{2.2.11}。図 2.2.17 に、蒸気暴露時のケーブル設置状況及び電流測定の測定回路の模式図を示す。測定では、JIS C 3005:2000^{2.2.18}の 4.7 項を参考に、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（赤芯、白芯）の導体を短絡させた上で、他の 1 本（黒芯）との間に直流電圧最大 100 V 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が、この値は、試験ケーブルの長さに反比例する。本研究では、ケーブル長さ 1 m 当たりの絶縁抵抗 ($\Omega \cdot m$)（以下「換算絶縁抵抗」という。）を用いることとした。



出典) T. Minakawa et al., Insulation Performance of Safety-related Cables for Nuclear Power Plants under Simulated Severe Accident Conditions^{2.2.27} (一部改変)

図 2.2.17 蒸気暴露試験及び絶縁抵抗測定回路の模式図

Fig.2.2.17 Schematic diagram of the configuration of the steam exposure test and the circuit for electrical insulation resistance measurement

④ 耐電圧試験^{2.2.11}

早稲田大学は、蒸気暴露試験後、室温にて耐電圧試験を行った。耐電圧試験は、JIS C 3005: 2014 の 4.6 項を参考に実施し^{2.2.18}、絶縁抵抗測定で使用した 2 端子部に電圧を印加し、健全性を評価するものである。この試験では、ケーブルを室温で水中に 1 h 以上浸漬した後、AC 1500 V を 1 分間印加し、絶縁破壊の有無を調査した。

(4) 事故時環境模擬試験の結果と考察

早稲田大学は、試験結果を取りまとめた^{2.2.10-2.2.11}。

図 2.2.18 に実機ケーブル及び加速劣化ケーブルの SA1 の条件下で測定した換算絶縁抵抗の経時変化を示す。全てのケーブルにおいて、換算絶縁抵抗は、昇温開始とともに $1 \times 10^8 \Omega \cdot m$ 程度まで低下し、蒸気暴露試験容器内の温度が設定値に到達して安定すると、緩やかに上昇している。温度が安定すると同時に化学スプレーを開始したところ、終了までの 24 h において換算絶縁抵抗は緩やかに低下している。化学スプレー液の噴霧が終了した後は、時間の経過に伴い抵抗値は、徐々に増加している。また、実機ケーブルと加速劣化ケーブルの換算絶縁抵抗は似た挙動を示している。

図 2.2.19 に実機ケーブル及び加速劣化ケーブルの SA2 の条件下で測定した換算絶縁抵抗の経時変化を示す。昇温開始と同時にケーブルの換算絶縁抵抗が低下する傾向は、SA1 と同様であるが、設定温度が SA1 より低いため、温度が安定した時の換算絶縁抵抗は SA1 よりも高い値となっている。実機ケーブルにおいては、化学スプレー開始後における抵抗値

の変化は確認できないが、加速劣化ケーブルにおいては、換算絶縁抵抗は増加する。化学スプレー開始 12h 後に温度を 145 °C へ上昇させた際には、全てのケーブルの換算絶縁抵抗は低下し、化学スプレー終了後には、温度の低下に伴い緩やかに増加している。SA2 の結果においても、SA1 と同様に実機ケーブルと加速劣化ケーブルの換算絶縁抵抗の挙動は似ている。

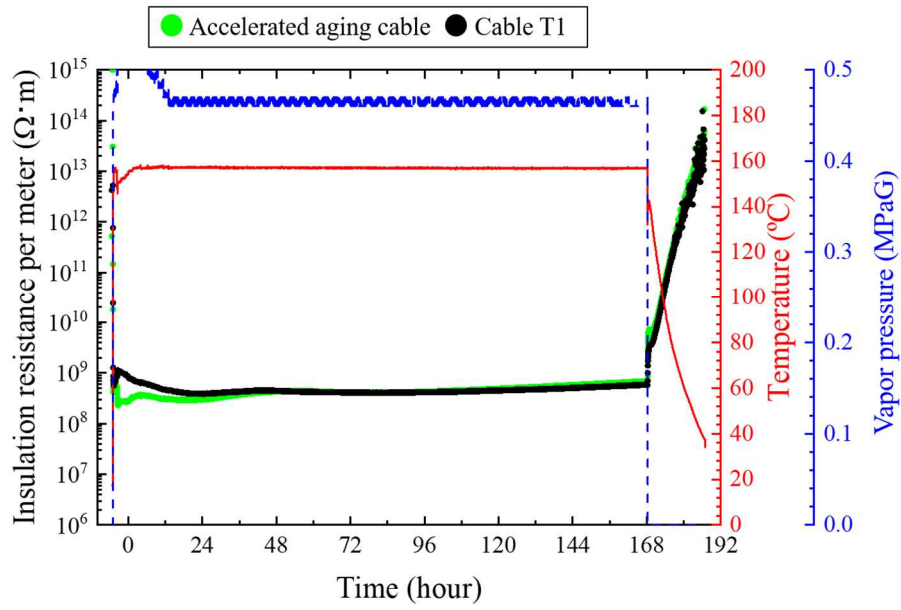
図 2.2.20 に実機ケーブル及び加速劣化ケーブルの LOCA の条件下で測定した換算絶縁抵抗の経時変化を示す。昇温開始と同時に換算絶縁抵抗が低下する傾向は SA1 及び SA2 と同様であるが、初期の設定温度が SA1 より高いため、設定温度に到達した時の換算絶縁抵抗は SA1 より低い値となっている。実機ケーブル、加速劣化ケーブルの換算絶縁抵抗は、化学スプレー時において、わずかな低下がみられるが、化学スプレー終了後の温度が安定した後は、換算絶縁抵抗はほぼ一定となる。LOCA の結果においても、SA1 及び SA2 と同様に、実機ケーブルと加速劣化ケーブルの抵抗値の挙動は似ており、蒸気暴露試験中に換算絶縁抵抗が低下し、蒸気暴露試験終了後に温度が室温にまで低下する過程で回復していくことが確認できる。

原子力規制庁は、早稲田大学が実施した試験結果を基に以下のとおり考察した^{2.2.26}。

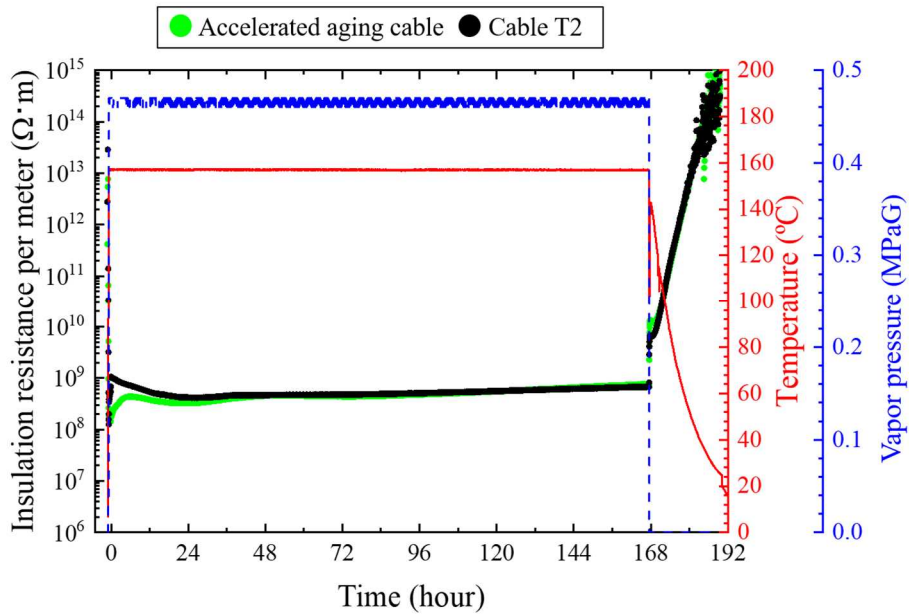
既報で、ケーブルが使用される計装システムの信号伝送系における絶縁抵抗値と測定誤差について、 $10^5 \Omega \cdot m$ を下回ると誤差は大きくなる可能性があることを報告した^{2.2.15}。また、電気設備の技術基準^{2.2.28}によれば、このケーブルが該当する 300 V 以下の低圧電路に必要な絶縁抵抗の大きさは、 $2 \times 10^5 \Omega$ である。各ケーブルがこの基準を満足しているかに関して検討を加える。本試験で測定された換算絶縁抵抗は、 $10^8 \Omega \cdot m$ (SA1) 及び $10^9 \Omega \cdot m$ (SA2、LOCA) 程度であった。原子炉格納容器の内部の大きさを基に余裕を持った値として、仮にケーブル長さを 100 m とした場合、絶縁抵抗は $10^5 \Omega \cdot m$ より大きく、生じる誤差は小さいと考えられるため、測定された換算絶縁抵抗は、十分な絶縁抵抗を有すると言える。

さらに、耐電圧試験において、蒸気暴露試験後のケーブルは、全て合格した。上述の換算絶縁抵抗の結果を含め、実験結果は、ケーブルの絶縁抵抗は蒸気暴露試験中の熱と水分の影響を受けるものの、絶縁性能は大きく失われていないことを示唆している。

最後に、実機ケーブルと加速劣化ケーブルの換算絶縁抵抗値及び抵抗値の経時挙動が類似していることより、時間依存データの重ね合わせ手法による加速劣化条件の設定は、信頼性が高いと考えられる。



(a) Cable T1

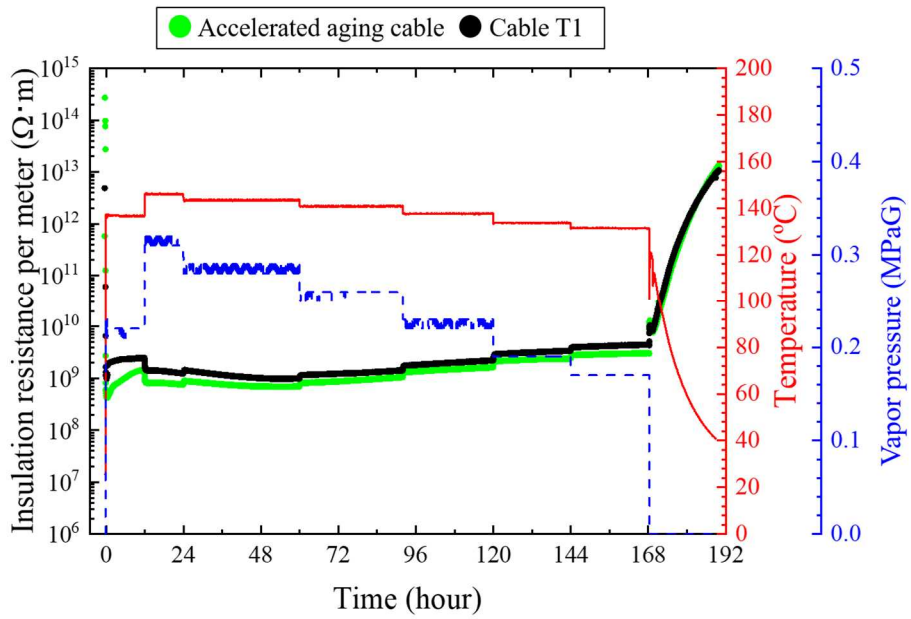


(b) Cable T2

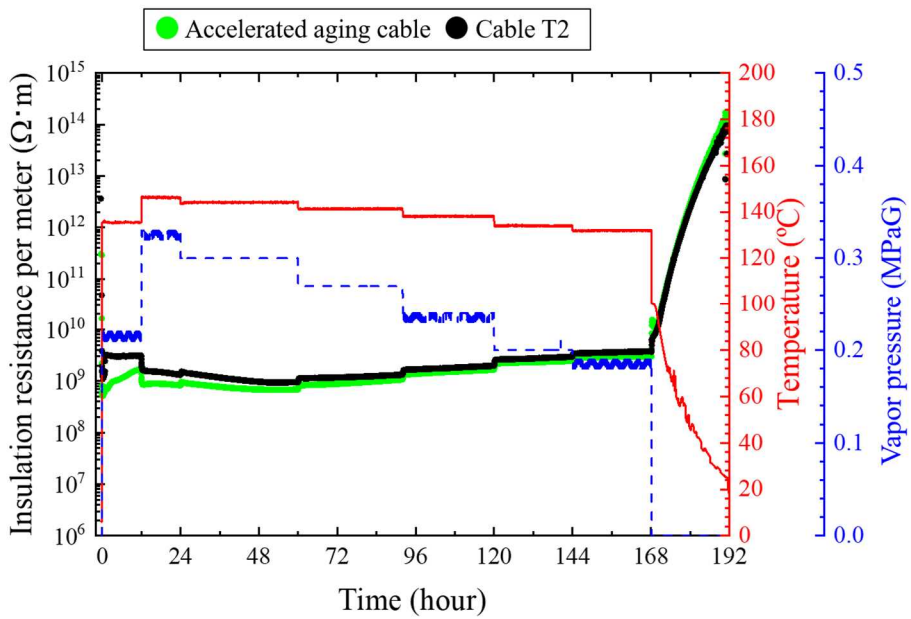
出典) 渡辺藍己 他、原子力発電所から撤去された難燃エチレンプロピレンジエンゴム
絶縁ケーブルの重大事故環境下における絶縁性能^{2.2.26}

図 2.2.18 SA1 蒸気暴露中におけるケーブルの 1m 当たりの絶縁抵抗の時間変化

Fig.2.2.18 Insulation resistances per meter of cables as a function of time in the steam exposure
test for SA1



(a) Cable T1

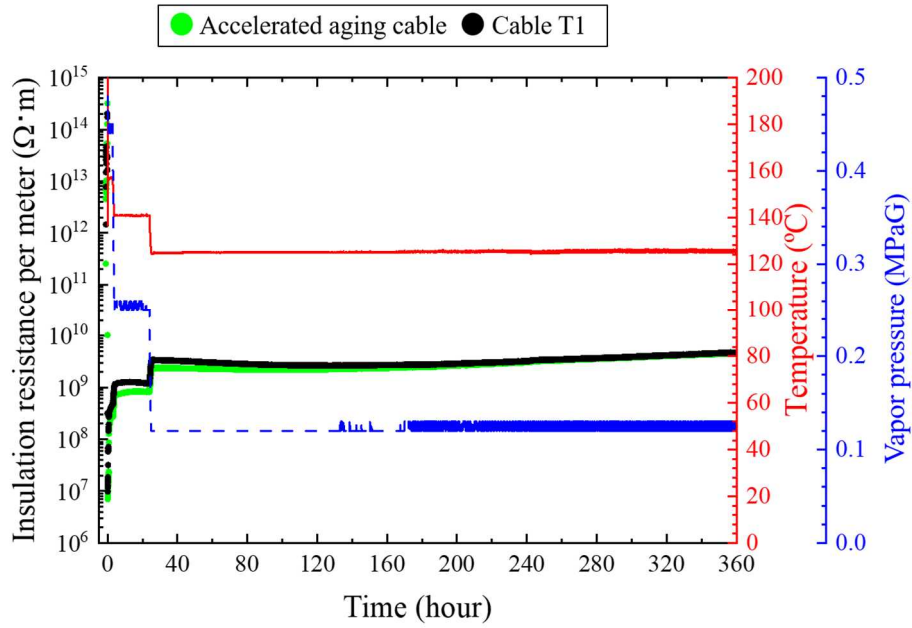


(b) Cable T2

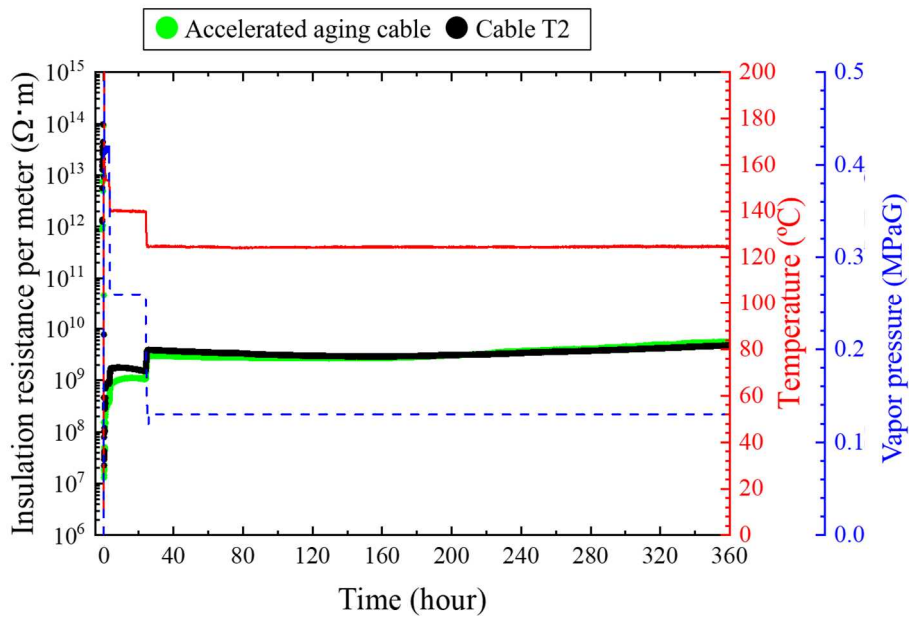
出典) 渡辺藍己 他、原子力発電所から撤去された難燃エチレンプロピレンジエンゴム絶縁ケーブルの重大事故環境下における絶縁性能^{2.2.26}

図 2.2.19 SA2 蒸気暴露中におけるケーブルの 1 m 当たりの絶縁抵抗の時間変化

Fig.2.2.19 Insulation resistances per meter of cables as a function of time in the steam exposure test for SA2



(a) Cable T1



(b) Cable T2

出典) 渡辺藍己 他、原子力発電所から撤去された難燃エチレンプロピレンジエンゴム絶縁ケーブルの重大事故環境下における絶縁性能^{2.2.26}

図 2.2.20 LOCA 蒸気暴露中におけるケーブルの 1m 当たりの絶縁抵抗の時間変化

Fig.2.2.20 Insulation resistances per meter of cables as a function of time in the steam exposure test for LOCA

(5) 試験後の評価対象実機材料及び比較材料の劣化評価^{2.2.11}

早稲田大学は、事故時模擬環境試験後、電気特性及び機械特性により実機ケーブル等供試体の劣化状態を評価した。

① 電気特性

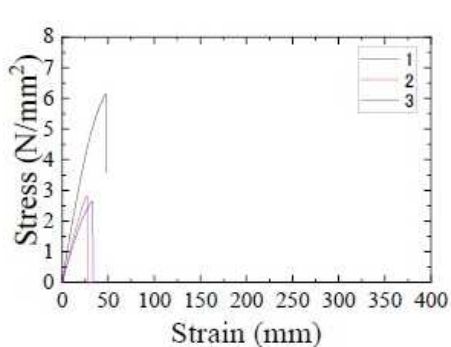
早稲田大学は、 $Q(t)$ 法を用いて供試ケーブルの電気特性の評価を行った。T2 ケーブルは、SA1 試験後であれば、絶縁性の低下は深刻ではないが、LOCA 試験後では、絶縁性の低下は顕著であることが分かった。ACA 加速劣化ケーブルにおいて、SA1 模擬試験後での $Q(180)/Q_0$ が他より高い値を示していることから、事故時模擬照射線量による劣化が激しいことが考えられる。

② 機械特性

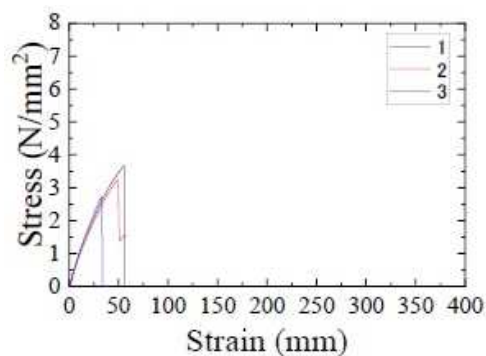
早稲田大学は、2.2.3(3)②で記載した方法において、管状供試体の引張試験 ($n=3$) を行った。測定点数は3点である。試験に供試したケーブル管状供試体は、T1 ケーブル、T2 ケーブル、T1 加速劣化ケーブル及び T2 加速劣化ケーブル及び ACA 加速劣化ケーブルの計5種類である。ここでは、T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの結果を示す。

図 2.2.21 に 2.2.4 (3) ①で記載した SA 時の放射線照射（照射量 500 kGy）のみを行った T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの応力ひずみ線図を示す。図 2.2.22 に SA1 試験後、図 2.2.23 に SA2 試験後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの応力ひずみ線図を示す。表 2.2.10 に T1 ケーブルと T1 加速劣化ケーブルの引張破断強度及び破断伸び率を示す。T1 ケーブルでは、事故時照射のみ付与した場合より、SA1 後及び SA2 後で、破断強度と破断伸び値は増加している。また、表 2.2.8 に示す事故時照射と蒸気暴露を付与する前の T1 ケーブルの結果と表 2.2.10 の SA 時照射後と SA1 試験後の結果を比較すると、破断伸び値は、307%→36%→64%と変化することが分かる。SA1 試験後の T1 加速劣化ケーブル並びに SA2 試験後 T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルについても、SA1 試験後の T1 ケーブルと同様の傾向が見られる。すなわち、事故時照射と蒸気暴露を付与する前の破断伸び率 307%は、SA 時照射により 46%に減少した後、蒸気暴露により 102%と増加していることから、蒸気暴露によって軟化することが分かる。

図 2.2.24 に SA 時照射の 500 kGy のみを行った T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの応力ひずみ線図を示す。図 2.2.25 に LOCA 後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの応力ひずみ線図を示す。T1 ケーブルでは、事故時照射のみ付与した場合より、破断強度と破断伸び値は、増加しており、SA1 試験後及び SA2 試験後と同様の傾向が見られる。このことから、事故時の放射線が 500 kGy から 1500 kGy に増加しても、蒸気暴露により軟化している。



(a) T1 ケーブル

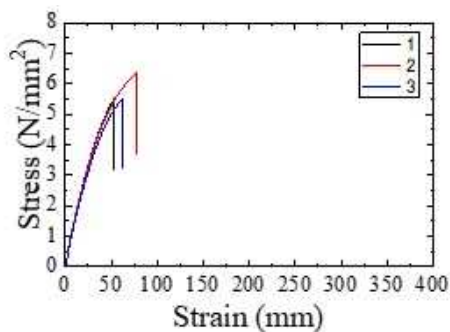


(b) T1 加速劣化ケーブル

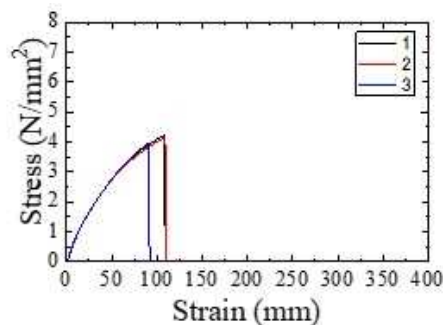
出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.2.11

図 2.2.21 500kGy 照射後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの応力ひずみ線図

Fig. 2.2.21 Stress-strain curves of a T1 cable and a T1 cable-equivalent accelerated aging cable after 500kGy irradiation tests



(a) T1 ケーブル

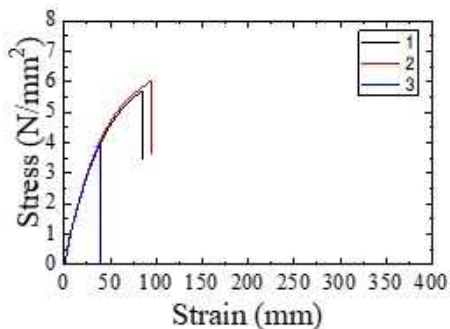


(b) T1 加速劣化ケーブル

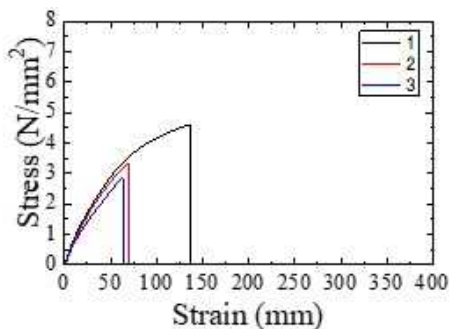
出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.2.11

図 2.2.22 SA1 後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの応力ひずみ線図

Fig. 2.2.22 Stress-strain curves of a T1 cable and a T1 cable-equivalent accelerated aging cable after SA1 tests



(a) T1 ケーブル

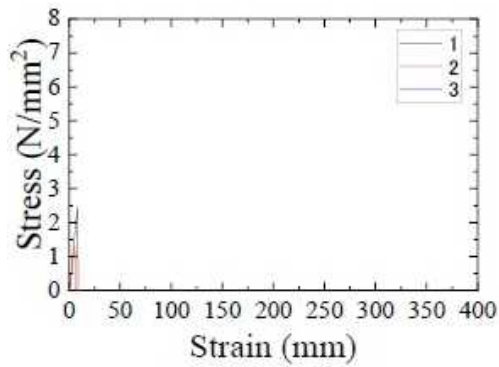


(b) T1 加速劣化ケーブル

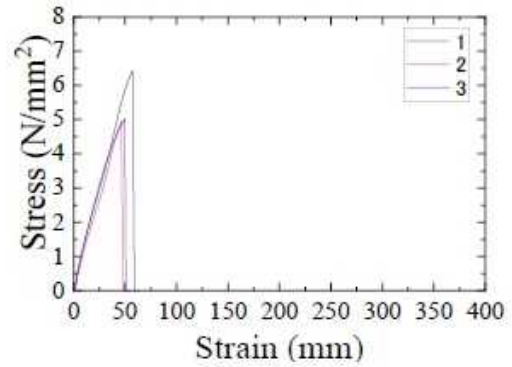
出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.2.11

図 2.2.23 SA2 後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの応力ひずみ線図

Fig. 2.2.23 Stress-strain curves of a T1 cable and a T1 cable-equivalent accelerated aging cable after SA2 tests



(a) T1 ケーブル

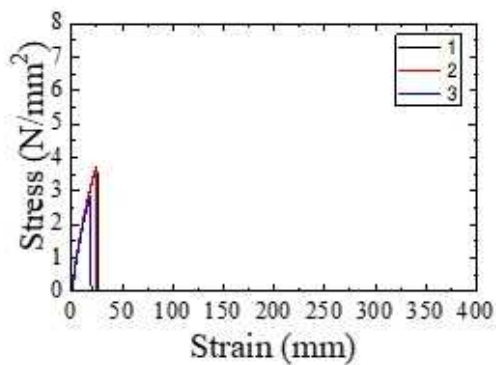


(b) T1 加速劣化ケーブル

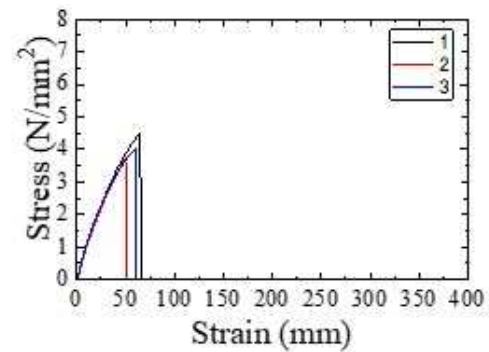
出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.2.11}

図 2.2.24 1500kGy 照射後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの応力ひずみ線図

Fig. 2.2.24 Stress-strain curves of a T1 cable and a T1 cable-equivalent accelerated aging cable after 1500 kGy irradiation tests



(a) T1 ケーブル



(b) T1 加速劣化ケーブル

出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.2.11}

図 2.2.25 LOCA 後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの応力ひずみ線図

Fig. 2.2.25 Stress-strain curves of a T1 cable and a T1 cable-equivalent accelerated aging cable after LOCA tests

表 2.2.10 T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの引張破断強度及び破断伸び率の平均値

Table 2.2.10 Average tensile strength and elongation at break of T1 cable and T1 accelerated aging cables

試料名	T1 ケーブル		T1 加速劣化ケーブル	
	引張破断強度 (N/mm ²)	破断伸び率 (%)	引張破断強度 (N/mm ²)	破断伸び率 (%)
500kGy 照射後	3.9	36	3.2	46
SA1 後	5.8	64	4.1	102
SA2 後	5.2	73	3.6	89
1500kGy 照射後	1.9	6.9	5.5	51
LOCA 後	3.4	22	4.1	58

出典) 学校法人早稲田大学、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.2.11}

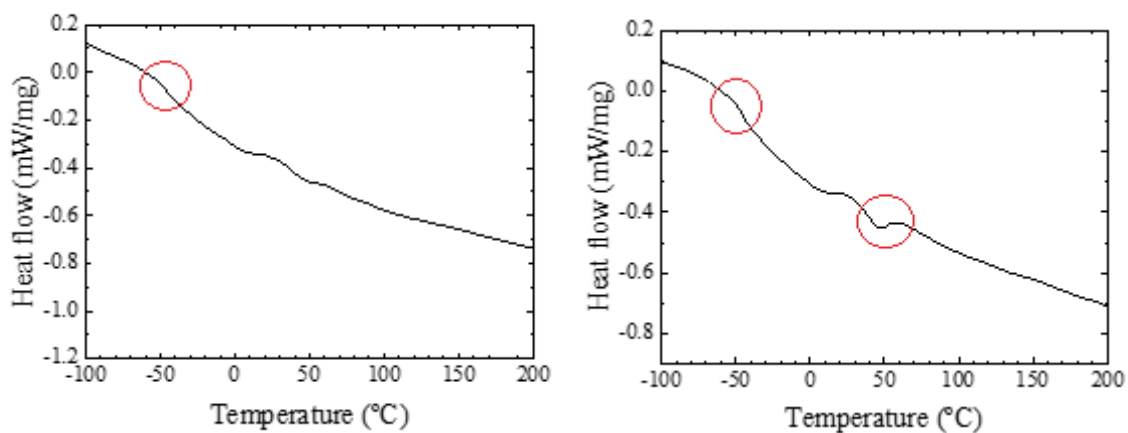
T2 ケーブル及び T2 加速劣化ケーブルについても、上記試験条件では、T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルと同様な傾向を示した。以上のことから、実機ケーブルでは、事故時照射により硬化し、その後の蒸気暴露試験後には、軟化する傾向が見られた。この実機ケーブルの劣化を模擬した加速劣化ケーブルにおいても、実機ケーブル同様に、破断伸び値の増加がみられることから、蒸気暴露によって材料が軟化する。これは、管状供試体は事故時照射することで、架橋反応が生じ高分子化することで硬化するが、蒸気暴露によりある程度の分子が切断し、伸びるように変化したものと考えられる。なお、詳細なメカニズムは、他の機器分析の結果と併せて検討を行い、論文等で公表していく。

③ 熱特性

早稲田大学は、事故時模擬試験後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルについて、示差走査熱力分析（以下「DSC」という。）により熱挙動を調査した。図 2.2.26 に SA1 試験後及び図 2.2.27 に SA2 試験後、並びに図 2.2.28 に LOCA 試験後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの DSC 測定結果を示す。T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルにおいて、赤丸で示す-45℃付近にガラス転移温度が確認できる。また、T1 加速劣化ケーブルのみにおいて、赤丸で示す 50℃付近に結晶融解に伴うと思われる小さな吸熱ピークが確認できる。この小さな吸熱ピークは、実機ケーブルでは観測されなかった。このことから、劣化時の温度の違いが、劣化終了後の冷却過程で生成する結晶の特性を変化させたため、異なる融解挙動が観測されたという可能性が考えられる。

SA2 後の T1 ケーブル及び LOCA 後の T1 加速劣化ケーブルにおいて、赤丸で示す 0℃付近に大きなピークを確認できる。これは、蒸気暴露試験中に試料に侵入した水分が DSC 測定開始温度である-100℃で凍結し、昇温の過程で融解するために、0℃付近で

吸熱ピークをもたらしたものと考えている。



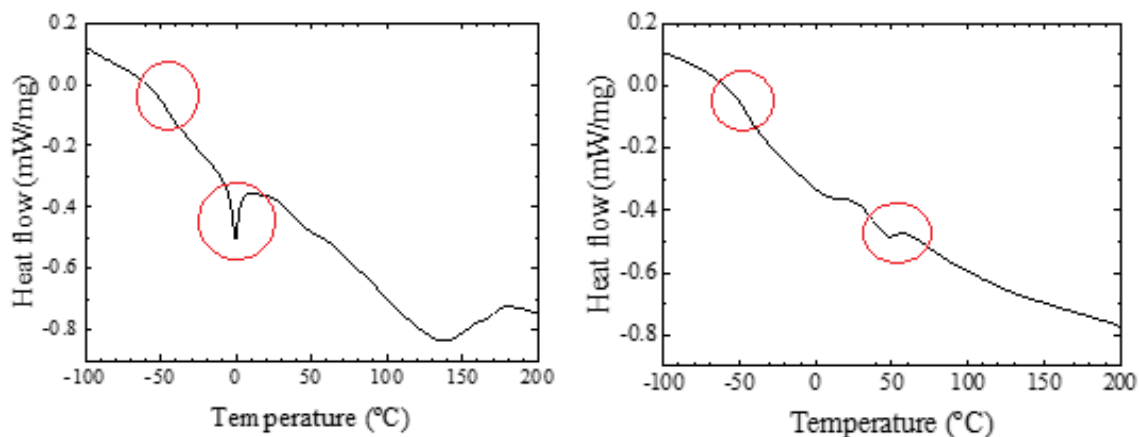
(a) T1 ケーブル

(b) T1 加速劣化ケーブル

出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.2.11}

図 2.2.26 SA1 試験後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの DSC 測定結果

Fig. 2.2.26 The results of DSC of T1 cable and T1 accelerated aging cables after SA1 tests



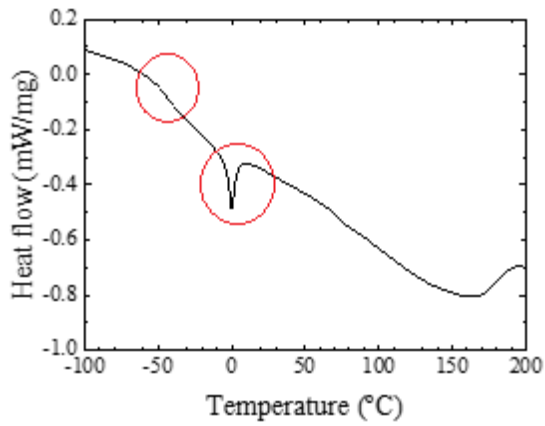
(a) T1 ケーブル

(b) T1 加速劣化ケーブル

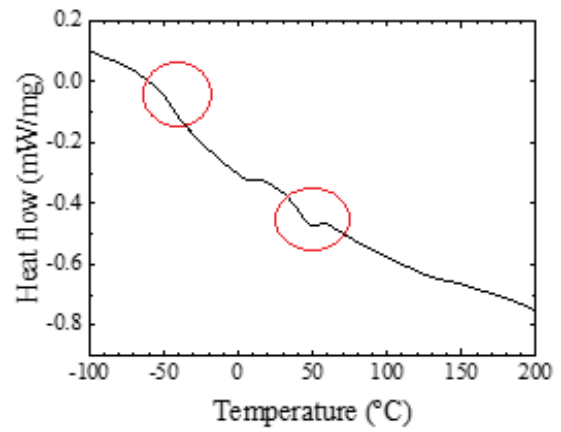
出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.2.11}

図 2.2.27 SA2 試験後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの DSC 測定結果

Fig.2.2.27 The results of DSC of T1 cable and T1 accelerated aging cables after SA2 tests



(a) T1 ケーブル



(b) T1 加速劣化ケーブル

出典) 学校法人早稲田大学、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.2.11}

図 2.2.28 LOCA 試験後の T1 ケーブル及び T1 加速劣化ケーブルの DSC 測定結果
 Fig.2.2.28 The results of DSC of T1 cable and T1 accelerated aging cables after LOCA tests

2.3 炉内構造物の健全性評価に関する研究

2.3.1 概要

(1) 靱性低下に係る研究

炉内構造物にはオーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金が使用されているが、オーステナイト系ステンレス鋼は、中性子照射を受けることにより材料が硬化し、その影響により破壊靱性が低下することが知られている。BWR プラントの高経年化技術評価では靱性低下があっても健全性が保たれることを確認するために、一般社団法人日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格 2012 年版^{2.3.3} (JSME S NA1 -2012) (以下「維持規格」という。)に基づく破壊力学的評価手法によりその長期健全性評価が実施されている。ここで、電気事業者が用いた破壊力学的評価手法に係る評価式は、加速劣化試験及び主に荷重を受けない制御棒ハンドル、ドライチューブプランジャ、上部格子板などの実機で使われた材料の国内外の破壊靱性試験データの下限より策定されている^{2.3.4-2.3.12}。本研究では加速劣化や荷重の影響等を確認するために、実機材料を用いて破壊靱性試験を行い、BWR プラントの健全性評価に用いられる評価式の保守性を検証する。

なお、本研究で使用する実機材料の採取は電気事業者の廃炉工程に併せて実施する。採取時期は早く令和 8 年頃となる見込みであることから、当初の予定である研究実施機関までの輸送が困難であるとの判断により研究計画を修正した。これに基づき、本研究は、当該期間において、発電所構内における実機材料の採取準備及び研究実施機関における試験の準備までを実施することとした。

令和 2 年度及び令和 3 年度では、電力中央研究所への委託研究として実施した。なお、原子力規制庁は、本研究で使用する実機材料や研究実施に必要な情報を取得するために電気事業者と調整を行うとともに、研究計画全体の策定を行った。電力中央研究所は、原子力規制庁が決定した研究方針に従い、研究実施機関との連絡・調整を行い、取得予定の実機材料を用いた試験計画案の策定及び供試体採取工法の検討を実施した。

2.3.2 (1)項では試験計画案の策定について、また 2.3.2 (2)項では対象機器からの供試体採取工法の検討について記載している。

(2) 予防保全対策の保守性に関する研究

これまでに国内外の多数の BWR プラントにおいて応力腐食割れ (以下「SCC」という。)の発生が報告されている。炉心シュラウド又はシュラウドサポートなどの炉心支持構造物で SCC を引き起こす亀裂については、「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈 (原規技発第 1408063 号 (平成 26 年 8 月 6 日原子力規制委員会決定)、改正 原規技発第 1906051 号 (令和元年 6 月 5 日原子力規制委員会決定))」において、維持規格の規定に基づく検査を実施することが要求されている。電気事業者は、SCC 発生を低減するための予防保全対策として表面の残留応力を圧縮側に改善するピーニングを行っている。維持規格の検査においては、予防保全対策を実施した場合「予

防保全実施時期を供用開始時期」とすることができると規定している。この規定に従う場合、予防保全対策技術施工部位は、検査頻度が緩和されることになる。しかしながら、予防保全対策効果の持続性について、実機での確認は行われていない。本研究では実機材料を用いて残留応力評価を行い、予防保全対策技術施工箇所に対する長期供用期間における圧縮残留応力の維持を確認することを目的に実施する。ただし、実機材料を用いた残留応力評価が難しい場合には、実機において残留応力を評価するための方法（非破壊的応力評価手法を含む）等について検討を実施する。

令和2年度及び令和3年度では、電力中央研究所への委託研究として実施した。なお、原子力規制庁は、本研究で使用する実機材料や研究実施に必要な情報を取得するために電気事業者と調整を行うとともに、研究計画全体の策定を行った。電力中央研究所は、原子力規制庁が決定した研究方針に従い、研究実施機関との連絡・調整を行い、取得予定の実機材料を用いた試験計画案の検討及び残留応力測定方法・設備等の課題解決方法の検討を実施した。

2.3.3 (1)項には対象機器からの供試体採取工法の検討、また、2.3.3 (2)項には残留応力測定方法・設備等の課題解決方法の検討について記載している。

2.3.2 靱性低下に係る研究

本研究は電力中央研究所に委託して実施したものであり^{2.3.1-2.3.2}、その成果の概要を記載する。

(1) 試験計画案の策定

電気事業者は、維持規格に基づく破壊力学的評価手法によって炉内構造物の長期健全性を評価している。現行の維持規格では評価対象部位の中性子照射量が $3 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) ($7.5 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)) を超えた場合、線形破壊力学評価法による評価を行うことが定められている。BWR 環境では、中性子照射量が $8 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ までは破壊靱性値の許容基準値として平面ひずみ破壊靱性値（以下「 K_{Ic} 」という。） $= 165 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 、 $8 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ 以上では $K_{Ic} = 43.2 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ を採用している。

PWR 環境では、中性子照射量にかかわらず許容値として $K_{Ic} = 52.4 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ と設定されている。維持規格の許容値は主に試験炉等で加速照射した材料及び主に大きな荷重を受けない制御棒ハンドル、ドライチューブブランジャ、上部格子板などの実機で使われた材料の国内外の破壊靱性試験データの下限より設定されたものであり、これらのデータは過去に財団法人発電設備技術検査協会が実施した国の研究プロジェクト^{2.3.4}で取得したデータ等から作成されたものである。このため、これまでに取得された試験炉における加速照射試験結果及び実機材料の破壊靱性値と本研究で取得する実機材料から得られる破壊靱性値を比較することにより、加速照射や荷重等の影響を確認し、現在の評価式の保守性を検証することができる。

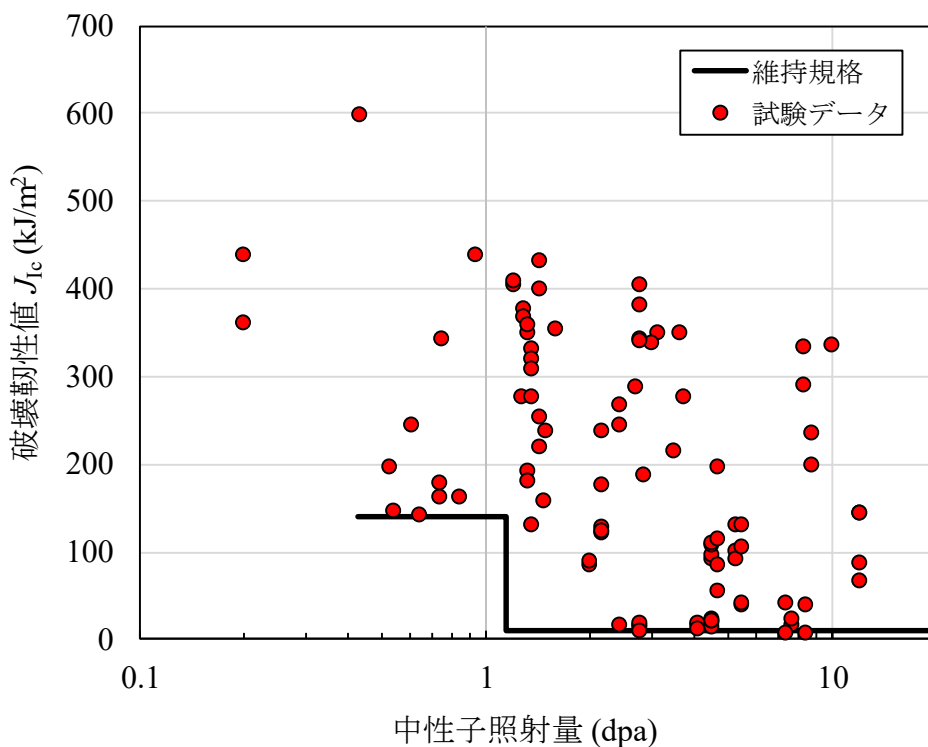
検証に当たって、実機材料からデータを取得する上で有効と考えられる照射量範囲を検

討した。国内外では、多数の照射ステンレス鋼の破壊靱性データが取得されている。公開文献^{2.3.4-2.3.12}を基に収集・整理されたオーステナイト系ステンレス鋼の破壊靱性データから、取得する実機材料のターゲット照射量を抽出した。図 2.3.1 は収集したデータを基に中性子照射量と弾塑性破壊靱性値である（以下「 J_{Ic} 」という。）との関係を示し、そして、図中に、維持規格に規定される線図を併せて記載している。中性子照射量は式 (2.3.1) により換算した。また、維持規格に規定されている破壊靱性値は K_{Ic} であるため、式 (2.3.2) を用いて、 J_{Ic} に換算した。

$$1[dpa] = 7 \times 10^{24} [n/m^2] \dots\dots\dots (2.3.1)$$

$$J_{Ic} [kJ/m^2] = \frac{K_{Ic}^2}{E} (1 - \nu^2) \dots\dots\dots (2.3.2)$$

式中の E はヤング率、 ν はポアソン比を示す。ここでは $E = 176 \text{ GPa}$ 、 $\nu = 0.3$ を用いて換算した。



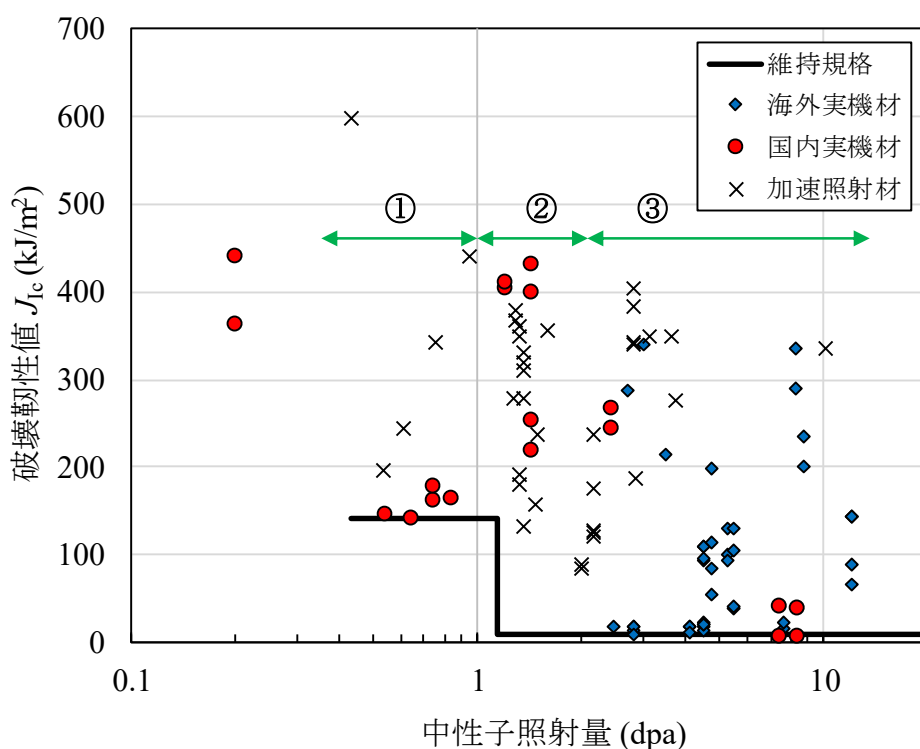
出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2} (一部
改変)

図 2.3.1 JSME 維持規格と破壊靱性値の関係

Fig. 2.3.1 Relationship between fracture toughness values obtained from material tests and fracture toughness diagram provided in JSME Codes for Nuclear Power Generation Facilities-Rules on Fitness-for-Service for Nuclear Power Plants (JSNE S NA 1-2012)

収集した BWR の J_{lc} は、照射炉による加速照射材料及び実機プラント履歴を受けた材料のデータとなっている。破壊靱性データは 1 dpa 未満から 10 dpa までの幅広い領域の試験データが収集されている。維持規格の保守性を確認するために有効であると考えられるターゲット照射量案は以下に示す 3 つの領域であり、図 2.3.2 に照射量案を併せて示す。

- ① 約 0.4~1.0 dpa : 試験データの破壊靱性値は、維持規格の破壊靱性値と比較して裕度が小さく保守性を確認する必要がある領域
- ② 約 1.0~2.0 dpa : 試験データの破壊靱性値は、維持規格の破壊靱性値に対して裕度はあるが、データ数が少ない領域
- ③ 約 2.0 dpa~ : 試験データの破壊靱性値は、維持規格の破壊靱性値に対して裕度が小さく保守性を確認する必要がある領域、または国内の実機材料のデータが少ない領域



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2} (一部改変)

図 2.3.2 ターゲット照射量案

Fig. 2.3.2 Proposed target irradiation dose

図 2.3.2 において提案したターゲット照射量を満たす実機材料の取得が可能な国内の廃止措置中の BWR プラントを調査した。調査対象は、運転時期・停止時期・運転実績、運転温度、使用材料及び中性子照射量とした。図 2.3.3 に BWR プラントの部位毎の破壊靱性値^{2.3.4-2.3.12}の比較結果を示す。調査の結果、上部格子板は、1~6 dpa 程度の領域、炉心シュ

ラウド材は、1 dpa 未満の領域、ドライブチューブプランジャ材は、2～8 dpa 程度の領域、また、制御棒材は、3～12 dpa 程度の領域に分布していた。日本原子力発電株式会社東海第二原子力発電所では、60 年運転を行った場合、中性子照射量は、炉心シュラウドで約 2.9 dpa 及び上部格子板が約 4.1 dpa と想定されている^{2.3.13}。炉心シュラウドや上部格子板は高い中性子照射を受ける部位であり、現行の維持規格を活用して評価を実施していることから、これら部位から得られるデータは、有益である。廃止措置中の BWR プラントの調査結果より、ターゲット照射量内に達していると考えられる機器は、炉心シュラウド及び上部格子板であり、実機材料を取得する際の対象機器となる。

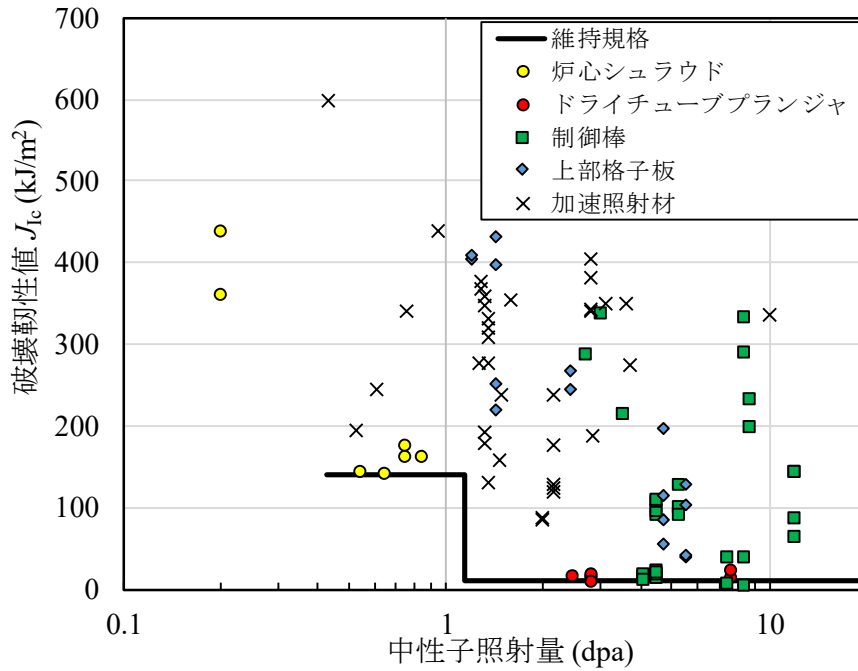
以上から、維持規格の線図の保守性を検証するに当たって特に有益なデータを取得できると考えられるターゲット案を図 2.3.4 に示す。図 2.3.4 中の①は調査した各プラントの炉心シュラウド材又は上部格子板の照射量範囲で、②についても上部格子板の各プラントの照射量範囲であると考えられる。同図中の③及び④については最大照射量位置から試験片を採取することができないことも考えられ、追加照射が必要になる可能性がある。以上の調査結果を表 2.3.1 にまとめる。ただし、この表は公開情報を基に作成したものであり、また表中の照射量はターゲットプラント選定のために算出した概算値となっている。したがって、詳細にターゲットを選定する際には照射分布等の調査が必要になる。今後の詳細計画において、ターゲット部位からの取得が困難となった場合及び追加照射等も困難となった場合には他の部位（制御棒等）から材料を取得することを検討する必要がある。

表 2.3.1 採取ターゲット案

Table 2.3.1 Proposed target for sampling

No.	中性子照射量 (dpa)	採取部位
①	約 0.4~1.0	炉心シュラウド及び 上部格子板
②	約 1.0~2.0	炉心シュラウド及び 上部格子板
③	約 2.0~	炉心シュラウド及び 上部格子板
④	約 0.8~	炉心シュラウド

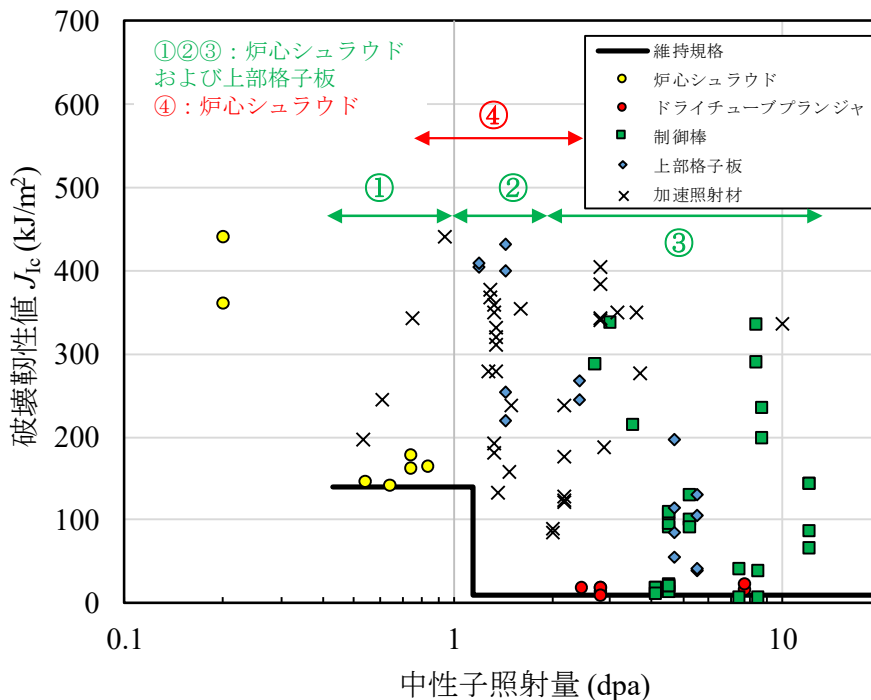
出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2} (一部
 改変)

図 2.3.3 破壊靱性値 (部位別)

Fig. 2.3.3 Fracture toughness data for each component



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2} (一部
 改変)

図 2.3.4 炉心シュラウド及び上部格子板からの採取ターゲット案

Fig. 2.3.4 Targets proposed for machining-out from core shroud and top guide

① 供試体採取計画

上記で検討したターゲット照射量を基に試験片マトリックス及び対象機器からの採取位置等の試験計画案を策定した。ここでは、国内の廃炉工程の進捗状況や炉内機器の材質からモデルプラントを中部電力株式会社浜岡原子力発電所 1 号機(以下「浜岡 1 号」という。)とした。

炉内の照射量分布解析を行い、ターゲット照射量を満たす採取位置を検討する。評価対象は上部格子板及び炉心シュラウドとし、それらの中性子束分布を高経年化技術評価等で使用実績がある二次元 S_N 法輸送計算コード DORT^{2.3.14} を用いて評価した。輸送計算用断面積ライブラリは、評価済核データファイル JENDL-3.3^{2.3.15} により作成された MATXSLIB-J33^{2.3.16} を用いた。炉内機器の高さ方向と原子炉半径方向(原子炉内縦断面)の R-Z 体系と、炉内機器の周断面半径方向の R- θ 体系での解析を行い、平均的な中性子束分布を求めた。解析において炉心シュラウドでは、内面と外面に相当する位置の Z 方向(高さ方向)分布、炉心高さ方向中央付近の R 方向(半径方向)分布及び炉心中央部の θ 方向分布の中性子束分布を算出する。また、上部格子板では上下端相当位置の R 方向分布、炉心中心軸及び上部格子板半径位置の Z 方向分布を求める。算出した中性子束分布に浜岡 1 号の定格相当年数(16.5 EFPY)を積算し中性子照射量分布を算出した。照射量分布を基に、炉心シュラウド及び上部格子板からの採取位置を検討した。

炉心シュラウドの照射量分布は、高さ方向はおおむね平坦で、炉心領域を外れる上端及び下端近傍で急激に低下しており、周方向は角度によって照射量の差がある。したがって、周方向の採取位置の調整により、目標照射量①、②及び④の一部範囲を満たすことができる。

上部格子板の中性子照射量分布は中心軸から一定の領域で照射量が高く変化も小さい領域がある。また上部格子板の炉心中心軸近傍における高さ方向の分布は、上端に向かうにつれ減衰する。したがって、高さ方向の採取位置を調整することで目標照射量①～③の供試体を取得することができると考えられる。

② 供試体の輸送条件及び寸法に関する検討

各試験項目の試験片数は輸送等を考慮して設定する必要がある。輸送を行うに当たって、炉水に接した商用炉材料は、法規上核燃料汚染物として取り扱う。輸送物は、内容物の放射エネルギーと内容物を収納した容器の表面における線量当量率等によって L 型、A 型及び B 型に区分される。このうち B 型での輸送の実施には容器及び輸送の許認可手続きが必要になる。A 型は国の許認可手続きが不要であり、B 型と比較し手続きが簡便であることから、A 型輸送を行うことを前提に供試体寸法の検討を行った。A 型輸送物は輸送物に含まれる核種の放射エネルギーと A2 値(核種ごとの放射能上限値)の比の総和が 1 以下となることが求められる。放射エネルギー計算は、表 2.3.2 に示す条件を用いて行った。

表 2.3.2 放射エネルギー計算の条件

Table 2.3.2 Radioactivity calculation conditions

評価対象	炉心シュラウド（中間胴高さ中央近傍及び内面） 上部格子板（中心近傍及び下端）
核種	^{54}Mn , ^{55}Fe , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{63}Ni
減衰の評価間隔	1 年ごと
供試体形状	円柱及び角柱

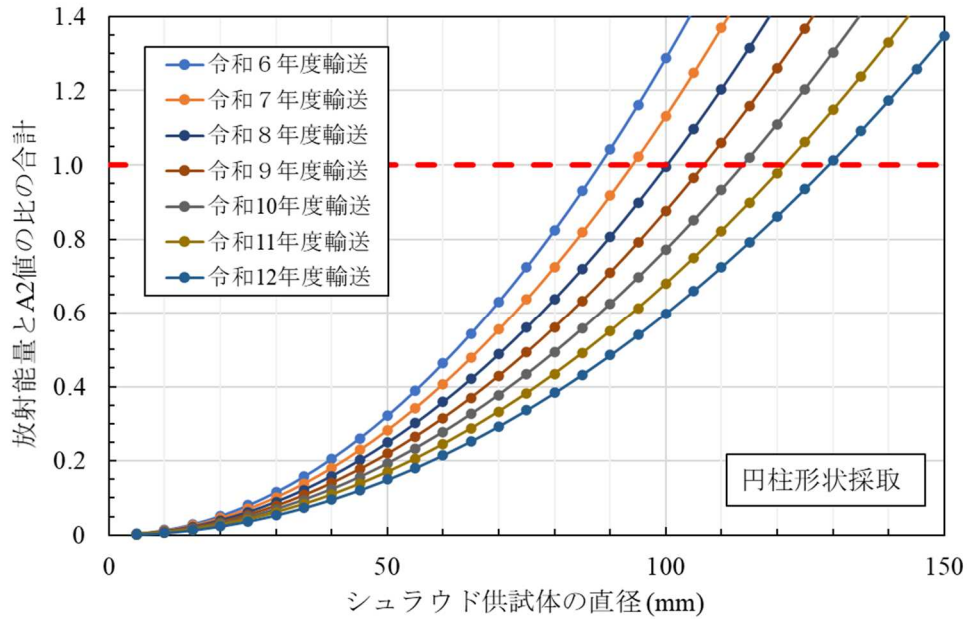
図 2.3.5～図 2.3.8 に A2 と供試体寸法の関係を示す。炉心シュラウド及び上部格子板から採取した供試体を A 型輸送する場合は 100 mm 程度が目安となる。しかし炉心シュラウドから 100 mm×100 mm 角柱形状を採取する場合で、A 型輸送が可能となる時期は令和 10 年度以降となることから、令和 6 年度以降のより早い時期に採取し輸送することができる寸法として 80 mm×80 mm での検討を行った。表 2.3.3 に A 型輸送が可能となる時期及び寸法をまとめる。

表 2.3.3 A 型輸送時期

Table 2.3.3 Schedule for Type A transport

機器	供試体形状	寸法 (mm)	輸送時期
炉心シュラウド	円柱	$\phi 80$	令和 6 年度以降
		$\phi 100$	令和 8 年度以降
	角柱	80×80	令和 7 年度以降
		100×100	令和 10 年度以降
上部格子板	円柱	$\phi 80$	令和 6 年度以降
		$\phi 100$	令和 6 年度以降
	角柱	80×80	令和 6 年度以降
		100×100	令和 7 年度以降

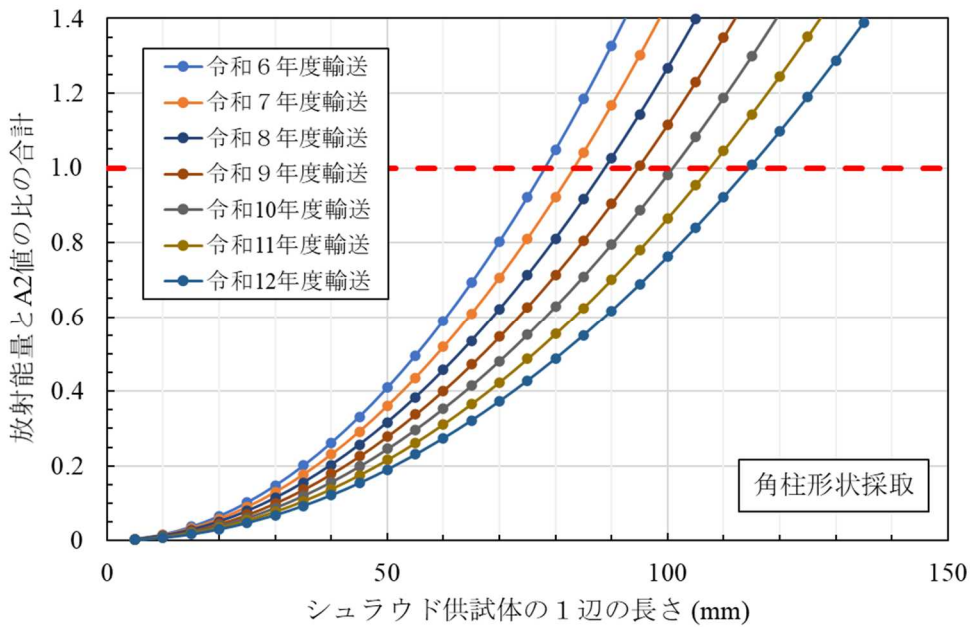
出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

図 2.3.5 供試体寸法と A2 値との比の合計の関係 (炉心シユラウド、円柱)

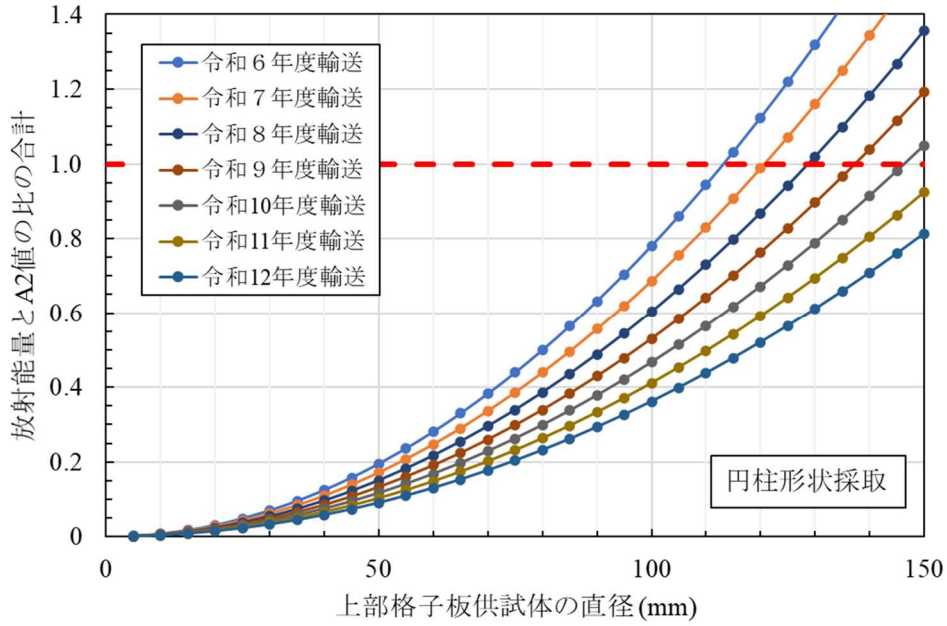
Fig. 2.3.5 Relationship between specimen size and the sum of the ratios of the A2 values of each nuclide (Core shroud, rectangular column)



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

図 2.3.6 供試体寸法と A2 値との比の合計の関係 (炉心シユラウド、角柱)

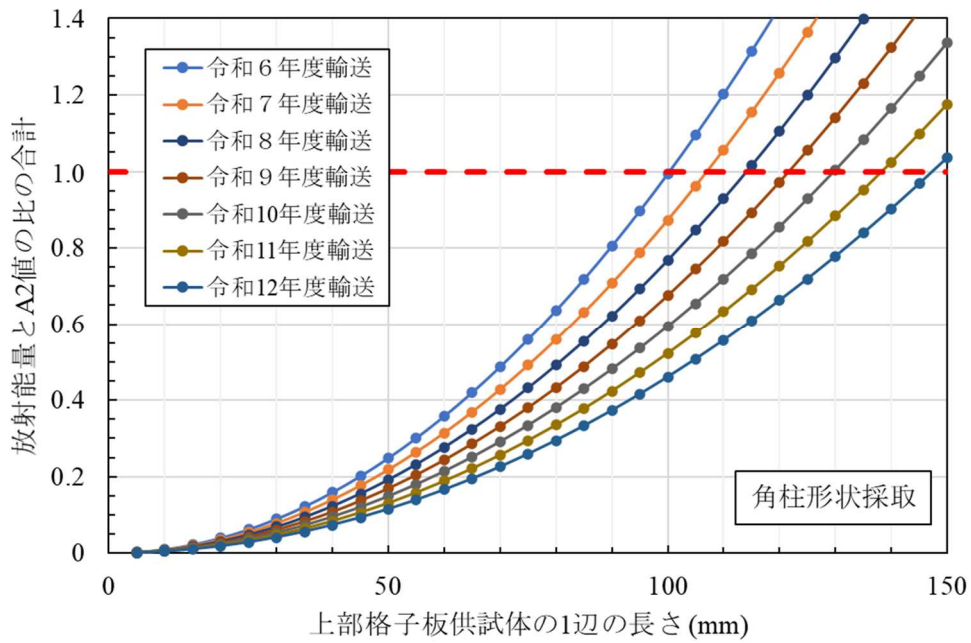
Fig. 2.3.6 Relationship between specimen size and the sum of the ratios of the A2 values of each nuclide (Core shroud, rectangular column)



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.3.2

図 2.3.7 供試体寸法と A2 値との比の合計の関係 (上部格子板、円柱)

Fig. 2.3.7 Relationship between specimen size and the sum of the ratios of the A2 values of each nuclide (top guide, rectangular column)



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 2.3.2

図 2.3.8 供試体寸法と A2 値との比の合計の関係 (上部格子板、角柱)

Fig. 2.3.8 Relationship between specimen size and the sum of the ratios of the A2 values of each nuclide (top guide, rectangular column)

③ 試験片寸法の検討

破壊靱性試験片は試験方法として確立されている C(T) 試験片を用いることとした。C(T) 試験片を用いた弾塑性破壊靱性試験規格として ASTM E 1820^{2.3.17} がある。ASTM E 1820 では、以下に示す式から、試験で得られた破壊靱性値 J_Q が有効であるか判定する。有効と判定された場合 $J_Q = J_{Ic}$ と判断される。試験片サイズをパラメータとし有効な試験結果が得られる試験片サイズを求めた。

$$B > 10J_Q/\sigma_f \cdots \cdots \cdots (2.3.3)$$

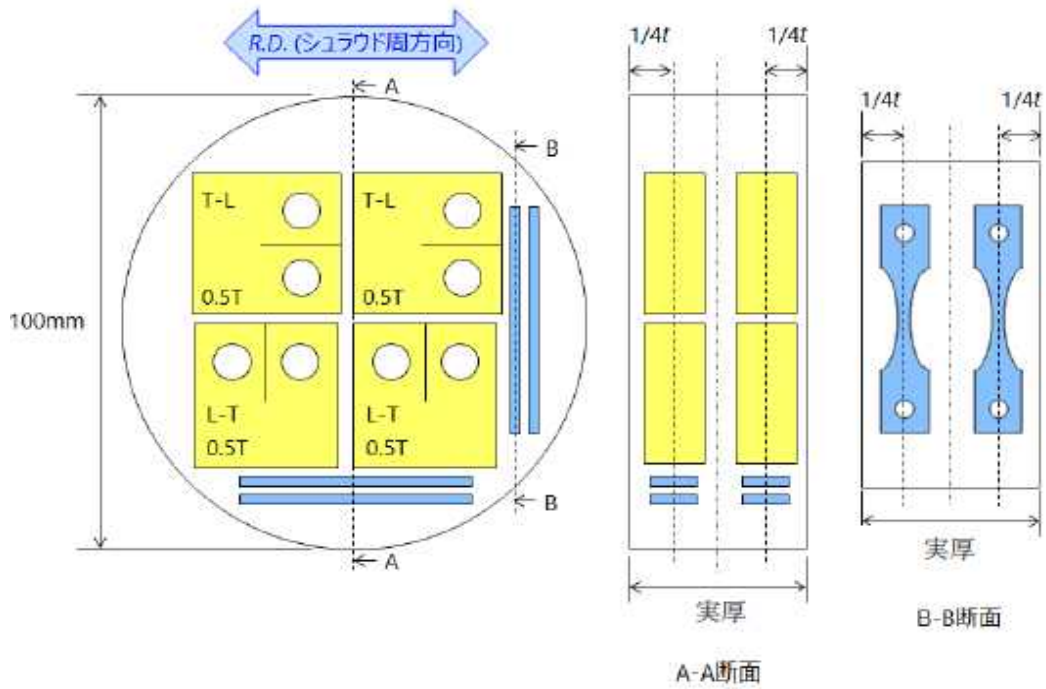
$$b_0 > 10J_Q/\sigma_f \cdots \cdots \cdots (2.3.4)$$

式中 B : 試験片厚さ、 b_0 : 初期リガメント長さ、 σ_f : 流動応力である。試験片サイズは 0.4T-C(T)~1T-C(T) とした。また、試験片厚さは、上部格子板では実厚とし計算を行った。流動応力は中性子照射を受けたステンレス鋼の引張試験結果を用いた^{2.3.18}。炉心シュラウドでは 0.4T-C(T) 試験片では初期リガメント長さが無効と判定されたが、0.5T-C(T) 試験片以上で有効と判定された。上部格子板ではいずれの試験片サイズでも有効と判断された。したがって、0.5T-C(T) より大きな試験片を用いることで有効な破壊靱性データが得られる見込みであることから、0.5-C(T) 及び 1T-C(T) 試験片で供試体からの採取位置を検討することとした。なお供試体寸法は表 2.3.4 に示すとおりである。

図 2.3.9~図 2.3.12 にそれぞれの採取案を示す。0.5T-C(T) 試験片を用いる場合は、炉心シュラウドでは円柱 ($\phi 100$ mm)・角柱形状 (100×100 mm 及び 80×80 mm) にかかわらず 8 個の 0.5T-C(T) 試験片を採取することができる。また、基礎的な強度特性の取得に用いる、引張試験片は 8 個採取可能である。引張試験片は過去の照射ステンレス鋼の引張試験への適用実績がある薄板試験片とした^{2.3.19}。照射上部格子板からは形状にかかわらず 0.5T-C(T) 試験片 4 個及び引張試験片 4 個が採取可能である。ただし上部格子板では 0.5T-C(T) 試験片の厚さは、上部格子板の実厚となる。

令和 10 年度までに輸送を行うために炉心シュラウドの供試体寸法を 80×80 mm の角柱形状とした場合の試験片採取案を図 2.3.13 に示す。この場合 0.5T-C(T) 試験片の端部は、切断時の熱影響部にかかるが、8 個採取することが可能である。また、引張試験片の採取は、2 個程度となる。

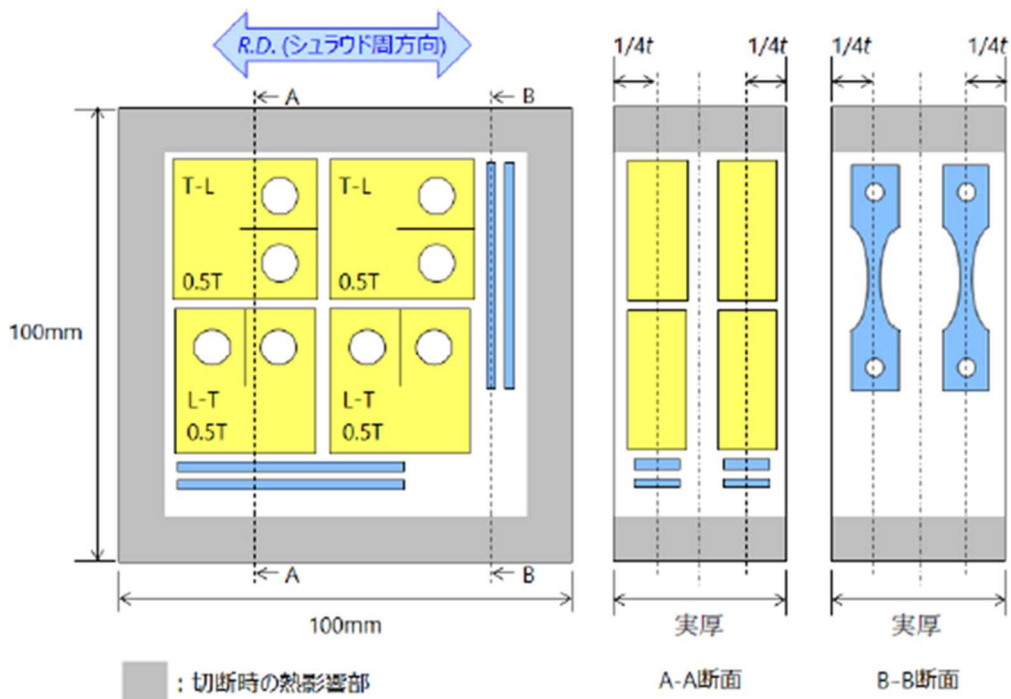
1T-C(T) 試験片を採取する場合は図 2.3.14~図 2.3.15 に示すとおりであり、炉心シュラウドでは供試体形状にかかわらず試験片 1 個となる。上部格子板は厚さが実厚に制限されることから採取することはできない。表 2.3.5 に A 型輸送を行う場合の試験片採取個数案をまとめる。



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

図 2.3.9 採取案 (炉心シールドφ100 mm 供試体、0.5T-C(T))

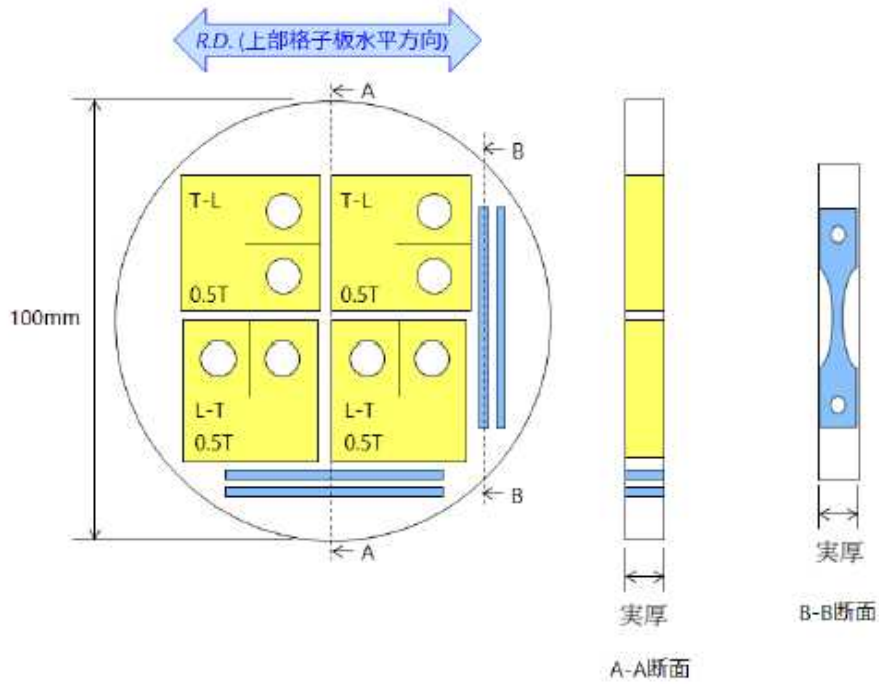
Fig. 2.3.9 Plans for machining-out test specimens (core shroud φ100 mm specimen, 0.5T-C(T))



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

図 2.3.10 採取案 (炉心シールド 100 mm×100 mm 供試体、0.5T-C(T))

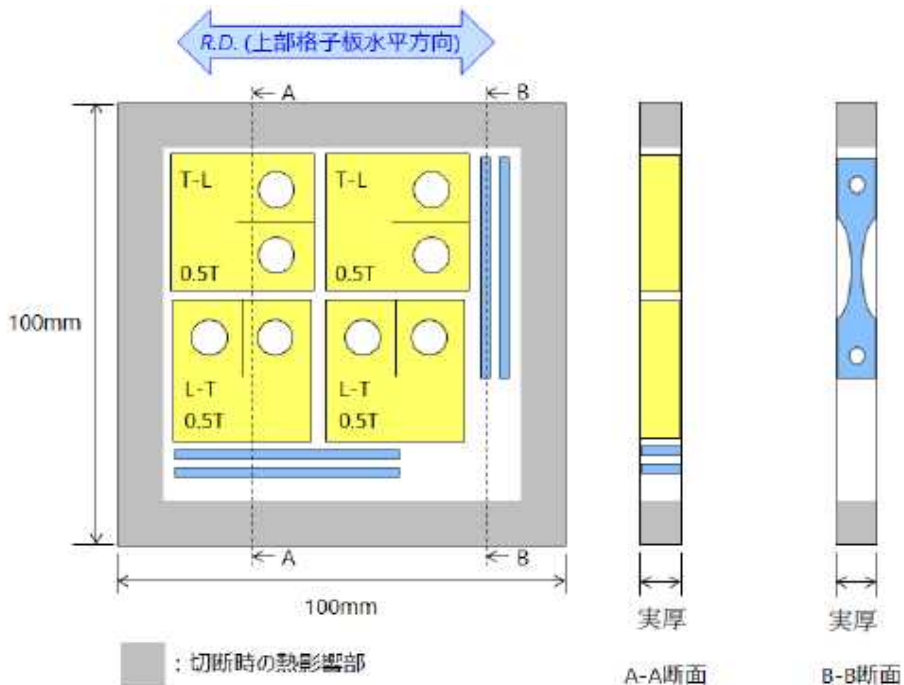
Fig. 2.3.10 Plans for machining-out test specimens (core shroud 100 mm×100 mm specimen, 0.5T-C(T))



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

図 2.3.11 採取案 (上部格子板 φ100 mm 供試体、0.5T-C(T))

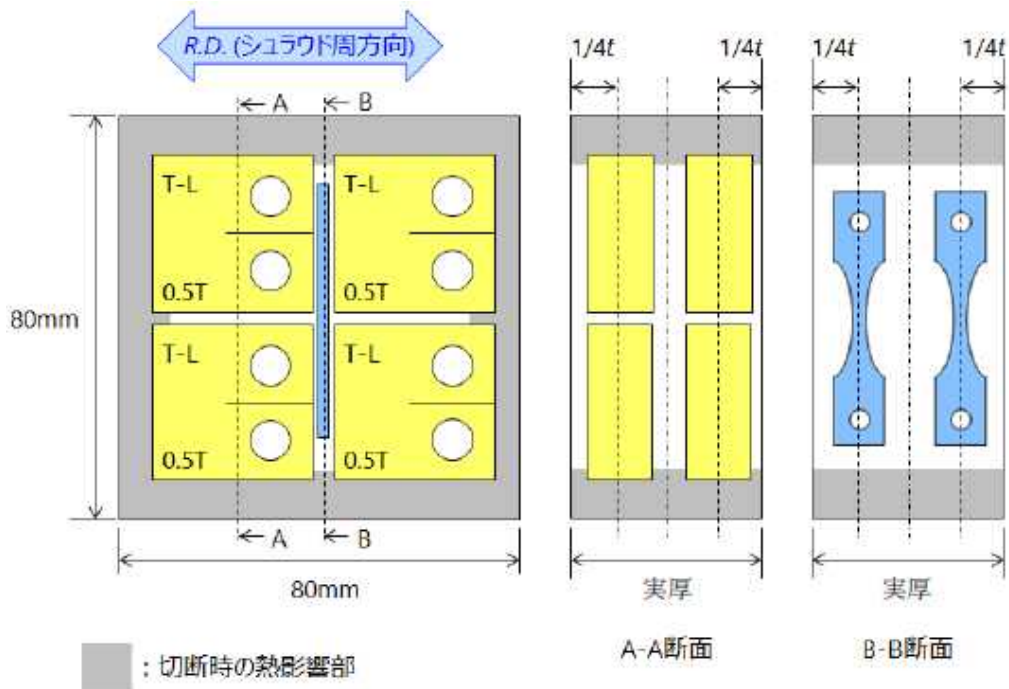
Fig. 2.3.11 Plans for machining-out test specimens (top guide φ100 mm specimen, 0.5T-C(T))



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

図 2.3.12 採取案 (上部格子板 100 mm×100 mm 供試体、0.5T-C(T))

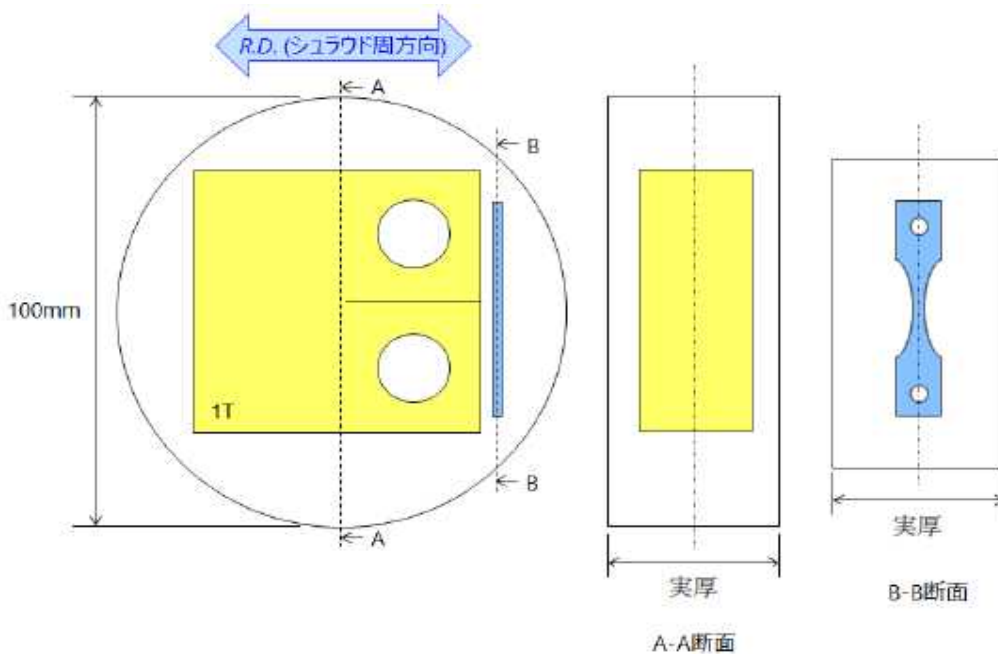
Fig. 2.3.12 Plans for machining-out test specimens (top guide 100 mm x 100 mm specimen, 0.5T-C(T))



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

図 2.3.13 採取案 (上部格子板 80 mm×80 mm 供試体、0.5T-C(T))

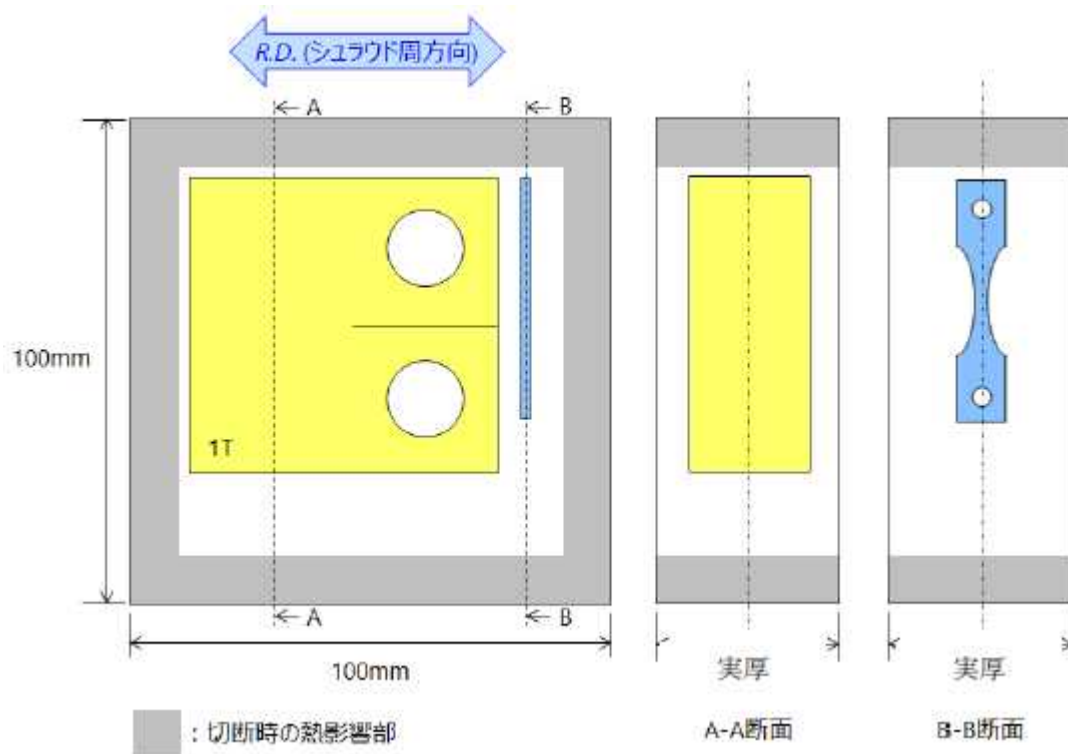
Fig. 2.3.13 Plans for machining-out test specimens (top guide 80 mm×80 mm specimen, 0.5T-C(T))



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

図 2.3.14 試験片採取案 (炉心シユラウド φ100 mm 供試体、1T-C(T))

Fig. 2.3.14 Plans for machining-out test specimens (core shroud φ100 mm specimen, 1T-C(T))



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

図 2.3.15 採取案 (炉心シユラウド 100 mm×100 mm 供試体、1T-C(T))

Fig. 2.3.15 Plans for machining-out test specimens (core shroud 100 mm×100 mm specimen, 1T-C(T))

表 2.3.4 試験片採取個数 (A型輸送物)

Table 2.3.4 Proposed number of test specimens (Type A)

対象機器	供試体寸法	供試体 1 個からの試験片数
炉心シユラウド	φ100 mm 又は 100×100 mm (放射能量の制約 による)	・ 0.5T-C(T) 試験片 8 個 ・ 引張試験片 8 個 又は ・ 1T-C(T) 試験片 1 個 ・ 引張試験片 1 個
上部格子板	φ100 mm 又は 100×100 mm (放射能量の制約 による)	・ 0.5T-C(T) 試験片 4 個 ・ 引張試験片 4 個

出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

④ 試験マトリックスの策定

上記①～③の調査結果から試験マトリックスを策定した。表 2.3.5 に試験マトリックスを示す。試験項目は破壊靱性試験（破壊靱性値の取得）、引張試験（材料の基礎特性取得）、組織観察（金属組織や介在物等の組織的特徴把握）、硬さ測定（靱性低下と相関性がある強度データ取得）及びマイクロ組織観察（照射欠陥の把握）とした。破壊靱性試験は試験の有効性を確保できる数量が必要である。0.5T-C(T) 試験片は、炉心シュラウドから 8 個、上部格子板から 4 個採取可能であることから、照射量ごとの試験数は 4 とした。引張試験及びマイクロ組織観察（TEM）試験片は破壊靱性試験片と対応する位置からの採取とし、試験数は 4 とした。組織観察及び硬さ試験片は各 1 体ずつで試験を行うが、硬さ測定は一体の試験片で複数点の測定を行うこととした。なお、表 2.3.5 中の数量は照射量ごとの数量である。

表 2.3.5 靱性低下試験マトリックス

Table 2.3.5 Test matrix for reduction in toughness for materials

試験項目	試験片形状	評価項目	数量
破壊靱性試験	0.5T-C(T) 試験片	弾塑性破壊靱性値	4
引張試験	引張試験片（薄板）	引張強さ 耐力 破断伸び	4
組織観察 （光学顕微鏡）	未定（10×10mm 程度）	金属組織	1
硬さ試験	組織観察と共有	ビッカース硬さ	1
マイクロ組織観察 （TEM）	未定（φ1~3mm 程度）	照射欠陥	4

出典）一般財団法人電力中央研究所、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

(2) 対象機器からの供試体採取工法の検討

炉心シュラウドから実機材料を採取するに当たって、国内で実施された供試材採取に関する情報を調査した。炉心シュラウドからの供試体採取実績は、主に経年劣化によるトラブル等の原因調査に関するものであった。

廃止措置中のプラントから供試体を採取している事例としては、浜岡原子力発電所においてボートサンプルを取得し、材料試験研究が実施されている^{2.3.20}事例がある。

これらは、組織観察や硬さ試験等のための供試体採取が目的であり、C(T)試験片を用いた破壊靱性試験を実施した例はない。そのため、機械試験計画の策定に当たり、ボートサンプルの寸法や重量が大きくなることも念頭に置きながら採取工法の検討を行う必要がある。

サンプルを採取するタイミングとして廃炉第三段階の当該機器の廃棄前に当該機器のサンプル位置にアクセスし供試体を取得する「事前サンプリング工法」と廃棄時に供試体を採取する「現地供試体採取工法」が考えられる。事前サンプリング工法は、採取時期が廃止措置の工程に特段影響されない利点があるがサンプル採取装置などの準備や現地作業を行うための原子炉建屋付帯設備の使用や、原子炉開放作業が必要となり、電気事業者の廃炉工程に影響を及ぼす可能性が高い。したがって、事前サンプリングの実施には電気事業者の事前了承を得るほかに、事前サンプリング装置の開発・試験などの準備が採取実施の数年前から必要になることが想定される。現地供試体採取工法では当該機器の廃棄・取り出し時期に合わせて採取を実施することから、事前サンプリング工法での原子炉開放といった供試体採取のための特別な準備作業はほとんど発生しない。ただし、廃止措置中の大切断等の作業による塑性変形など供試体へ影響を及ぼさないように、切断仕様に制限を設けることなど事前に採取仕様を明確化し電気事業者と調整を行うことが必要となる。

なお、採取対象プラントとして浜岡1号から供試体を取得する場合、事前サンプリング工法は電気事業者の意向により廃炉工程に組み込むことが困難であるとの理由から、事前サンプリング工法の検討は一旦停止し、令和4年度以降は現地供試体採取工法の詳細検討を行う。

2.3.3 予防保全対策技術の保守性に関する研究

本研究は、電力中央研究所に委託して実施したものであり^{2.3.1-2.3.2}、その成果の概要を記載する。

(1) 試験計画案の検討

SCCは、材料因子、環境因子及び応力因子の3つの要素がそろった場合に発生する^{2.3.5}。SCCが発生すると、亀裂が進展し破壊を起こす可能性がある。軽水炉においてSCCによる損傷が懸念される機器では、SCC発生を防ぐことを目的として、発生要素のうち応力因子を取り除くために表面の残留応力を圧縮側に改善する各種ピーニング（ショットピーニング、超音波ショットピーニング、ウォータージェットピーニング及びレーザーピーニング）

を実施している例^{2.3.21}がある。SCCは、圧縮応力場では発生しないとされており、ピーニングによる圧縮応力が運転期間中持続するならば、理論上SCCは、発生しないといえる。このピーニングの持続性について、60年運転相当の加速条件下で、深さ0.1 mmの位置ではピーニングによる圧縮応力が持続していることを報告した例^{2.3.22}がある。しかし、中性子照射等によって圧縮応力の状態が変化することが考えられるが中性子照射は実験室レベルでは検討が困難であることから、ピーニングによる圧縮応力の持続性の検証には廃炉となったプラントの実機材料を利用した検証が有効である。そこで実機材から残留応力評価を行う試験計画を策定するために、既存の応力測定技術に関して調査を行った。

残留応力は直接測定する手法が存在しないことから、測定対象物に生じているひずみを測定し、ひずみ量から応力を算出する手法が基本となっている。また残留応力の測定方法は大きく破壊法と非破壊法に分けられる。

表 2.3.6 に破壊法による残留応力測定手法の一覧を示す。破壊法は測定対象物を切断等によって破壊しその際に開放されるひずみを測定することで残留応力を測定する。すなわち、破壊法では、破壊前の初期状態を基準とし切断等で変化したひずみを求めることから破壊前の状態を基準とし相対的な応力を得る。

表 2.3.7 に非破壊法による残留応力測定手法の一覧を示す。非破壊法は、回折現象を利用した手法が広く用いられており、X線回折法や中性子回折法などがある。非破壊法で求められるひずみはX線などの照射体積内における結晶格子面の間隔から求められる絶対値である。非破壊法では表面の残留応力の測定は完全に非破壊で実施することが可能であるが、深さ方向の測定を行う場合には、電解研磨などの加工によるひずみが付与されない手法による除去が必要となる。

実機での応力測定方法を検討するに当たって、原子力発電所機器の測定を行う際に考慮される基本的な制約条件（アクセス性、環境（放射線環境、気中又は水中）など）を基に工法を整理した。図 2.3.16 に分類・整理した残留応力測定工法を示す。また、整理した工法に対して、それぞれの工法の開発課題や制約等について整理を行った。表 2.3.8 に結果を示す。そのうち、表 2.3.8 の発電所におけるその場計測ではない工法 2 を除いた技術的課題を抽出した。抽出した課題を①残留応力測定工法による課題点に示す。

表 2.3.6 破壊法による残留応力測定手法

Table 2.3.6 Destructive methods for estimating weld residual stresses

手法		概要
破壊法	切断開放法	表面に貼付けたひずみゲージで、切断時に解放されるひずみから残留応力を測定
	Contour 法	対象物の切断面の表面の高さ分布を測定し、FEM によって変形した表面を強制的に戻すために必要な応力を算出し、深さ方向の応力分布を求める。
	ひずみ量直接測定法	標点を付けたサンプルを切断し、標点間距離の変化量をひずみ量に変換して解放ひずみを求める。ひずみ量からフックの法則で応力値へ変換。
	固有ひずみ法	ひずみゲージ貼付と切断を繰り返し残留ひずみの実測値から固有ひずみ分布を求め、弾性解析で残留応力を求める。
部分破壊法	DHD 法	精密穴あけを行い、穴径を測定する。放電加工で穴の周囲を切り取り、穴径を測定し形状変化から深さ方向の残留応力を測定する。英国 VEQTER 社が開発。
	穿孔法：電子スペックルパターン干渉法（以下「EPSI 法」という。）を利用	表面にレーザー光を照射し、参照光と重ね合わせてできるスペックルパターンを利用する。測定物の変形に伴うパターンの変化を利用し穴あけ加工によって解放されるひずみを測定する。
	穿孔法：ひずみゲージを利用	ロゼットひずみゲージの中心を穴あけし、解放されるひずみから残留応力の大きさと方向を算出する。ASTM E837 に規定。
	Ring Core 法	表面にロゼットひずみゲージを貼付け、周辺を放電加工でリング状の溝を掘り、溝深さとひずみから残留応力を測定する。英国 VEQTER 社が提供。
	放電スキムカット法	表面にひずみゲージを貼り、その箇所を放電加工によって採取し、採取前後のひずみの変化から残留応力を測定する手法。

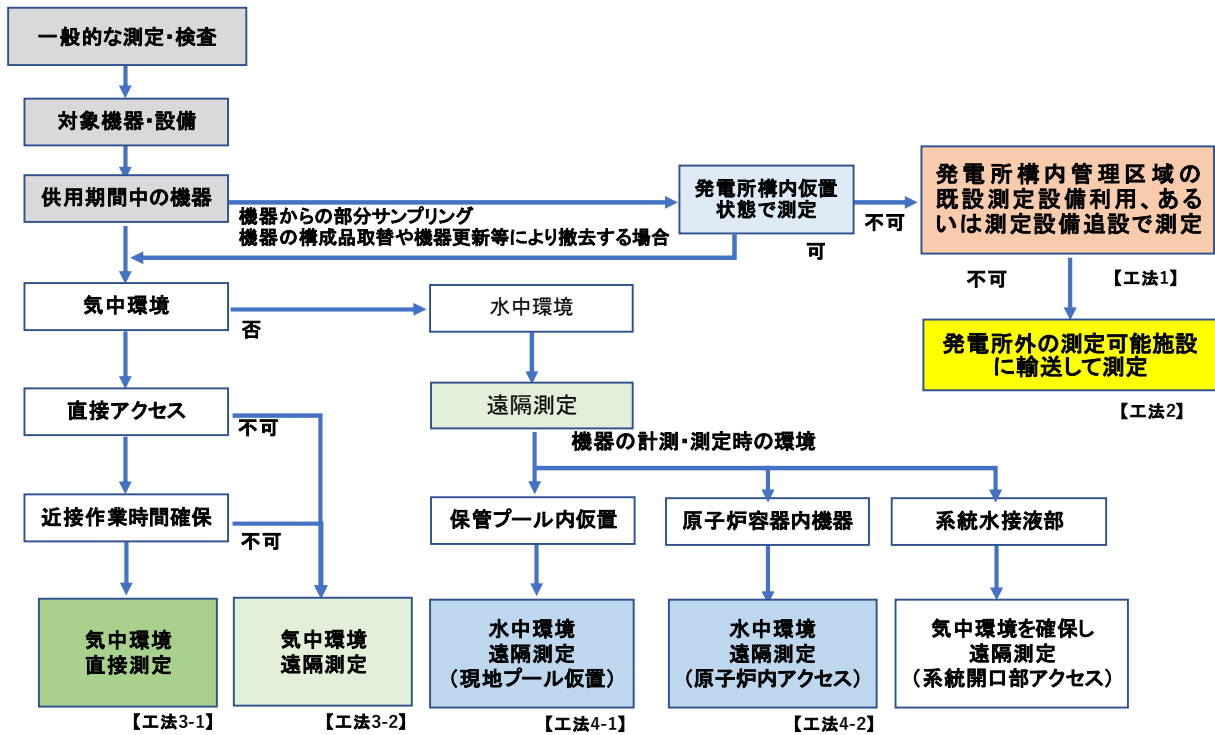
出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和 2 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.1}

表 2.3.7 非破壊法による残留応力測定手法

Table 2.3.7 Non-destructive methods for estimating weld residual stresses

手法	概要
X線回折法	格子ひずみを特性 X 線プロファイルで検出する手法。応力の絶対値を評価。
放射光 X 線回折法	シンクロトロン放射光を用いて X 線回折により測定する手法。一般的な X 線回折装置より高輝度・高エネルギーの光を利用するので表面から数 mm 程度の深さまで測定することが可能。
中性子回折法	格子ひずみを中性子回折プロファイルで検出する手法。数 mm から数 100mm の深さまで測定可能である。空間分解能は X 線回折法より劣るため表面近傍での測定は不向きである。

出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和 2 年度原子力規制庁委託成果報告書 2.3.1



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和 2 年度原子力規制庁委託成果報告書 2.3.1

図 2.3.16 残留応力測定工法の分類

Fig. 2.3.16 Classification of residual stress measurement method

表 2.3.8 残留応力測定工法の概要

Table 2.3.8 Overview of Residual Stress Measurement Method

工法		遠隔操作システム の開発	遠隔測定装置 の開発	機器の放射線対策	耐水性	機器へのアクセス及び測定機器 設置方法の検討
【工法 1】 発電所内測定		不要	不要	不要	不要	不要
【工法 2】 照射試験施設内測定		不要	不要	不要	不要	不要
【工法 3】 気中測定	【3-1】 直接アクセス	不要	不要	不要	不要	要
	【3-2】 遠隔アクセス	要	要	要	不要	要
【工法 4】 水中測定	【4-1】 遠隔アクセス	要	要	不要 (水の遮へい能力で不足の場合は必要)	要	不要
	【4-2】 遠隔アクセス	要	要	不要 (水の遮へい能力で不足の場合は必要)	要	要

出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和 2 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.1}

① 残留応力測定工法による課題点

a. 切断・加工の影響

機器切断やサンプル採取時に加工を行う工法 1 では、加工が残留応力へ及ぼす影響について考慮する必要がある。

実機のピーニング施工部位は、ピーニングによる圧縮応力のほかに、機械加工や溶接等による残留応力が重畳している。したがって、構造物を切断する際には拘束が開放されるので、残留応力が緩和又は喪失することが考えられる。過去には炉心シュラウド部材の製造時の残留応力測定といった実機モックアップ研究が行われているが、製造時残留応力を有する部材にピーニング等で表面に圧縮応力を付与した部材の切断による解放による影響については明らかになってない。したがって、切断を行う工法を選択する際には、残留応力の測定有効面積に対してどの程度まで切断を行うと影響があるか、製造時の残留応力とピーニングによる応力が重畳する複合条件での実機構造を模擬した試験を事前に行い、実機から供試体を採取する仕様を検討する必要がある。

b. 測定手法に関する課題

(a) 破壊法

測定環境や工法によっては、ひずみゲージを用いた切断開放法は適せず、部分破壊法を用いることになる。表面の測定に適すると考えられる手法としてはひずみゲージを用いた穿孔法及び ESPI 法がある。穿孔法ではひずみゲージの貼り付けと精密な穴開け技術が必要になることや、放射線環境に対応した接着剤等の課題がある。ESPI 法でも計測システムの耐放射線性等や穴開け技術等の課題が要求されている。これらの手法を遠隔や水中で行う場合には技術開発的要素が高い工法となる可能性があることから、遠隔工法での適用は難しく、破壊法を適用する場合には直接アクセスが可能な工法 1（機器切断やサンプル採取時に加工を行う工法）及び工法 3-1（気中環境直接測定）となる。

(b) 非破壊法

放射光 X 線回折法および中性子回折法は測定のために専用施設が必要になり、発電所内での測定を前提とすると、現時点で可搬式装置が実用化されている X 線回折法は有効な手段である。しかし、遠隔操作機能が可能な装置は市販されておらず耐放射線性については不明である。また周囲のバックグラウンドによる測定精度の低下も考えられる。しかしこれらの課題が解決されればいずれの 6 種 4 工法においても非破壊法は測定手法の候補となり得る。

c. 表面状態の影響

測定対象物の表面状態の影響は破壊法・非破壊法の共通の課題である。穿孔法では測定対象物の表面にひずみゲージを貼り付けることから表面状態の把握が必要になる。また非破壊法（X 線回折法）の厚さ方向の測定範囲は 10 μm 程度であり、表面の凹凸の影響は受けにくい、測定精度に関しては表面近傍の性状の影響を受けることが考えられる。これまで検討した 6 種 4 工法はどれを選択した場合でも、廃炉段階の構造物に対して、化学除染をした後の表面を測定する可能性が高い。除染には、Hydrazine Oxalic acid Potassium permanganate 法（以下「HOP 法」という。）や Chemical Oxidation Reduction Decontamination 法（以下「CORD 法」という。）等が用いられている。例えば HOP 法では、除染実施時に酸化皮膜などの表面生成物は除去される。中性子照射された SUS304 試験片で同法による母材の表面からの減肉量は 1 μm 以下^{2.3,23}であるとの調査例がある。したがって、ウォータージェットピーニングによる圧縮応力が深さ 100~200 μm まで付与される^{2.3,23}ことから、HOP 法の除染に伴う減肉の影響は小さく残留応力の測定は可能であると考えられる。しかし、直接応力測定による確認が行われていないため、ショットピーニングなどの各種ピーニング処理を行った表面に供用期間中に生じる酸化皮膜を模擬し、除染が行われた場合の影響を調べる要素試験などを行う必要がある。

以上から、本研究を実施するために明らかとなった課題として、試験片採取時の加工等がピーニング残留応力・評価に与える影響及び残留応力測定法のピーニング部位への適用

性・技術開発課題の2つを抽出した。これらの2つ課題を解決するための事業計画を以下のとおり検討した。

② 切断・加工仕様策定のための試験計画案の検討

ピーニング施工部位から供試体を切り出す場合は、切断によってピーニングで付与した圧縮応力が解放されるなどによって供試体の応力状態が実機におけるそれを適切に再現できない可能性が考えられる。供試体採取の前に切断影響について見積もり、採取計画を策定する必要がある。また、実機はピーニングで付与した圧縮残留応力だけでなく溶接や機械加工などの残留応力が重畳している複合応力環境下である。令和3年度はピーニングを施工した板材の切断のみの単体要因の影響試験を実施した。また、実機の複合要因の影響調査を行うために、実機を模擬したモックアップ試験について検討を行った。

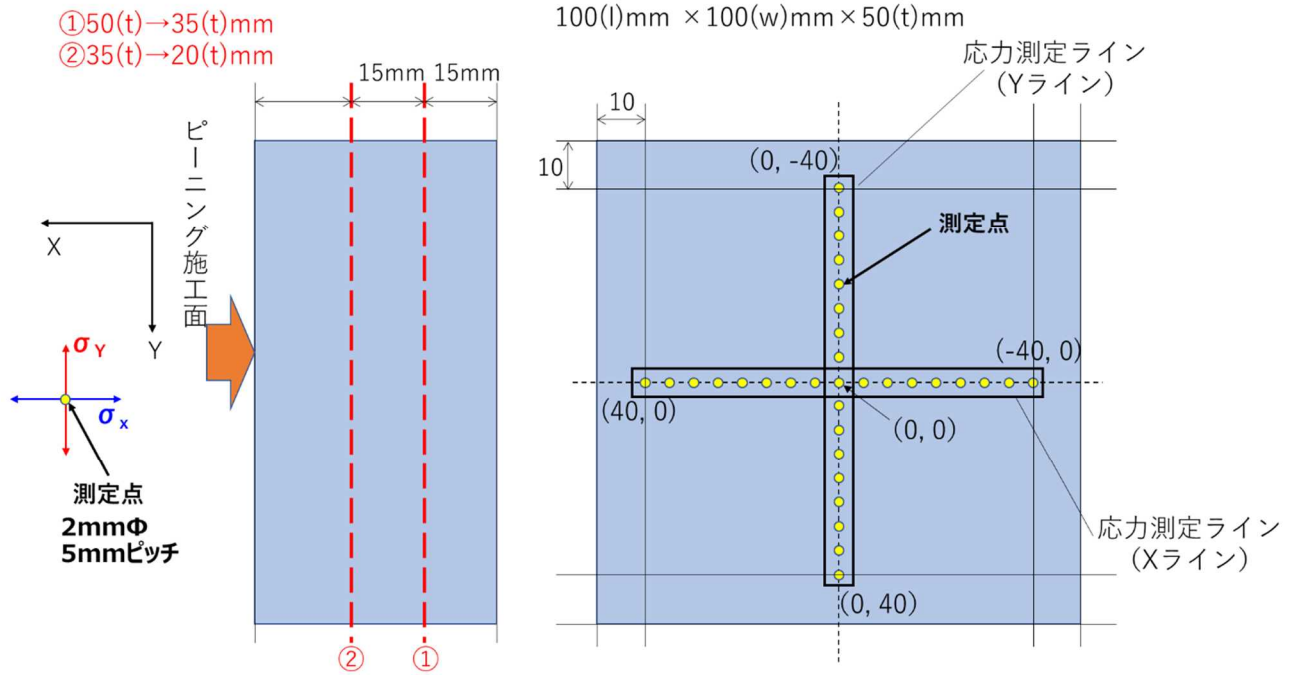
a. 切断影響試験（単体要因）

切断影響を調査する要素試験を実施した。低炭素系ステンレス鋼 SUS316 製熱間圧延材（寸法 100 mm×100 mm×20 mm 及び 100 mm×100 mm×50 mm）の板材にショットピーニング及び超音波ショットピーニングを施工し、ワイヤーカット放電加工によって板厚方向切断と平面方向切断を行い表面残留応力の変化を調査した。残留応力は X 線回折法により測定した。

(a) 板厚方向切断試験

図 2.3.17 に板厚方向切断試験体と切断順序を示す。ピーニング施工面の反対側から 15 mm ずつ切断を行い、板厚を減少させた。応力測定点は図中に示すとおり x 軸及び y 方向に 5 mm ずつのピッチで測定した。図 2.3.18~2.3.21 にショットピーニング及び超音波ショットピーニングを施工した試験体を板厚方向切断した際の残留応力測定結果を示す。図中の 50(t) は初期厚さ、35(t) は1度目に切断した後の試験片の厚さ、20(t) は2度目に切断した後の試験片厚さに対する残留応力データを示している。

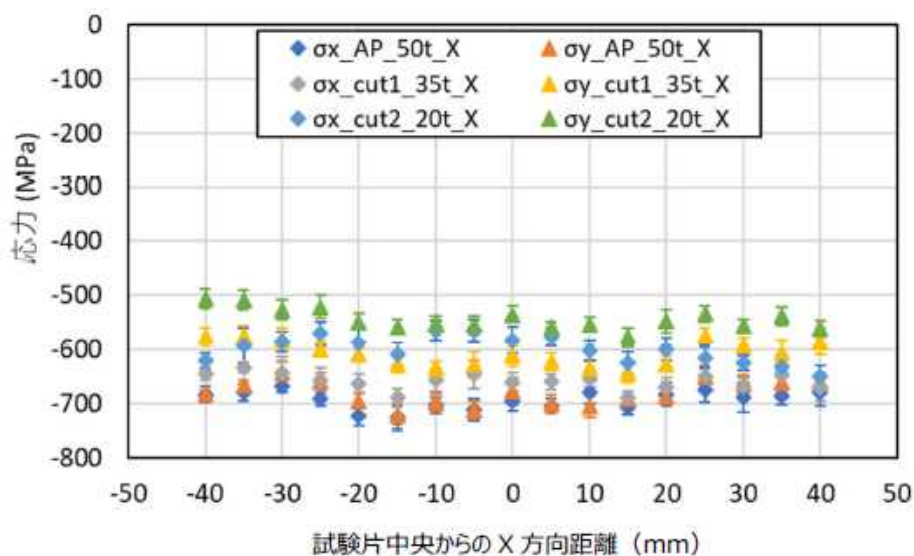
本試験体のショットピーニング施工後の残留応力は、-700 MPa 程度であり、試験体の板厚を減少させると応力は低下する傾向が見られた。板厚を 20 mm まで減少させた場合の応力の変化量は 100 MPa 程度であった。超音波ショットピーニングを施工後の応力は -600 ~ -500 MPa であり、板厚を 20 mm まで減少させた場合の応力の低下量は 200 MPa 程度であった。ショットピーニング試験体の場合、板幅を 15 mm に減少させると圧縮応力は1割程度低下した。いずれのピーニング方法においても板厚の減少によって圧縮応力は低下する傾向が見られたが引張応力に転じることはなく、圧縮応力が維持されることが分かった。



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2} (一部
 改変)

図 2.3.17 板厚方向切断試験体寸法及び切断順序

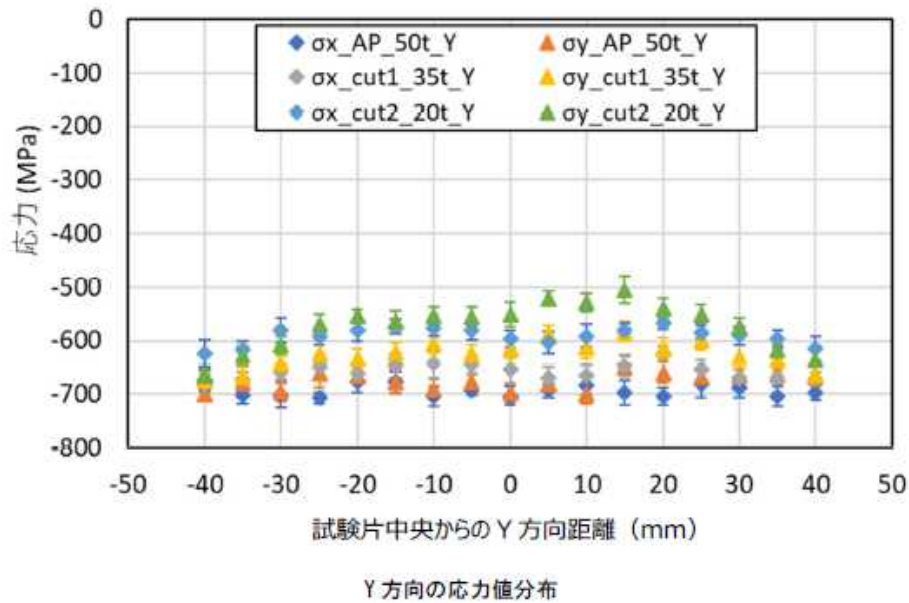
Fig. 2.3.17 Dimensions of test specimens machined-out in thickness direction and machining-out procedures



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

図 2.3.18 板厚方向切断時の応力値 (ショットピーニング試験体、X 軸方向)

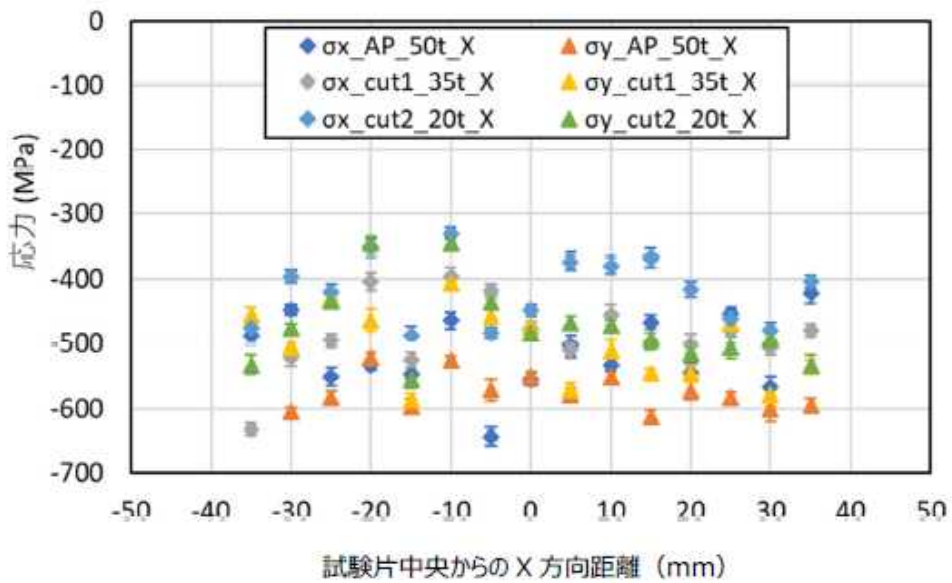
Fig.2.3.18 Stress value at cutting in thickness direction (Shot peening specimen, X direction)



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

図 2.3.19 板厚方向切断時の応力値 (ショットピーニング試験体、Y 軸方向)

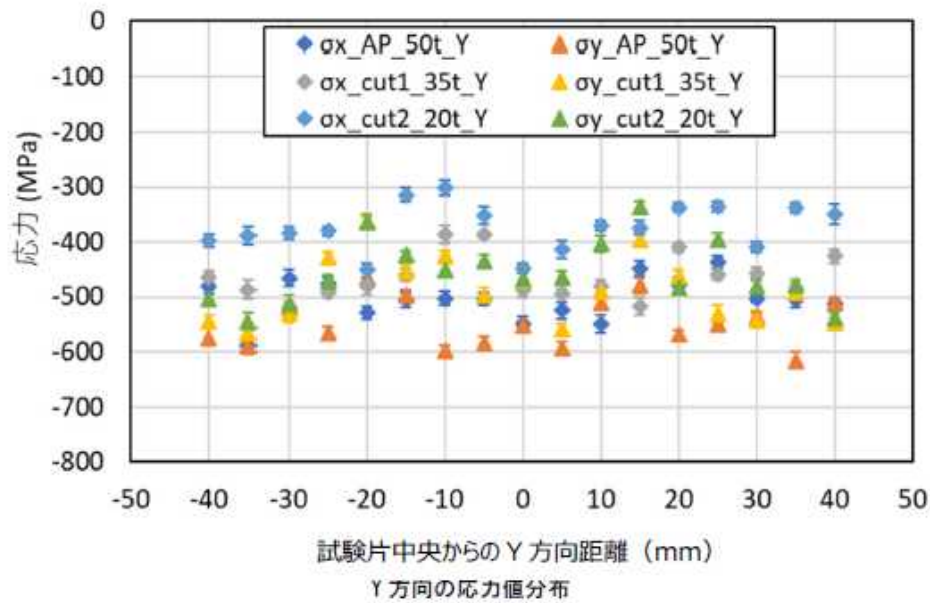
Fig. 2.3.19 Stress value at cutting in thickness direction (Shot peening specimen, Y direction)



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

図 2.3.20 板厚方向切断時の応力値 (超音波ショットピーニング試験体、X 軸方向)

Fig. 2.3.20 Stress value at cutting in thickness direction (Ultrasonic shot peening specimen, X direction)



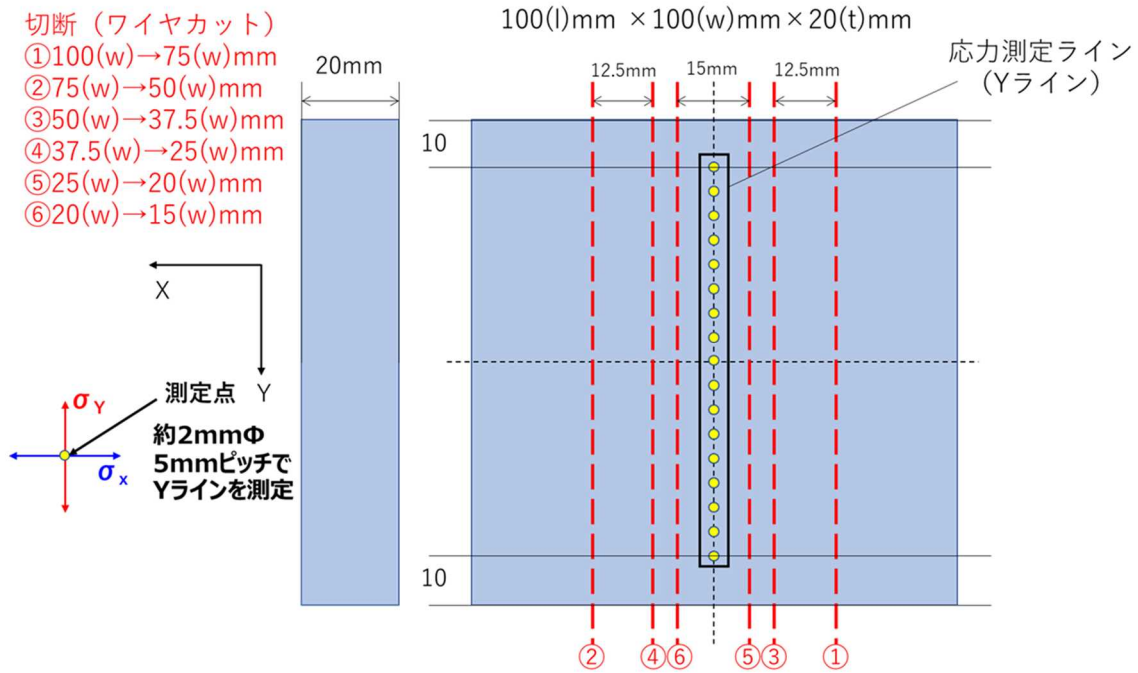
出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

図 2.3.21 板厚方向切断時の応力値 (超音波ショットピーニング試験体、Y 軸方向)

Fig. 2.3.21 Stress value at cutting in thickness direction (Ultrasonic shot peening specimen, Y direction)

(b) 平面方向切断

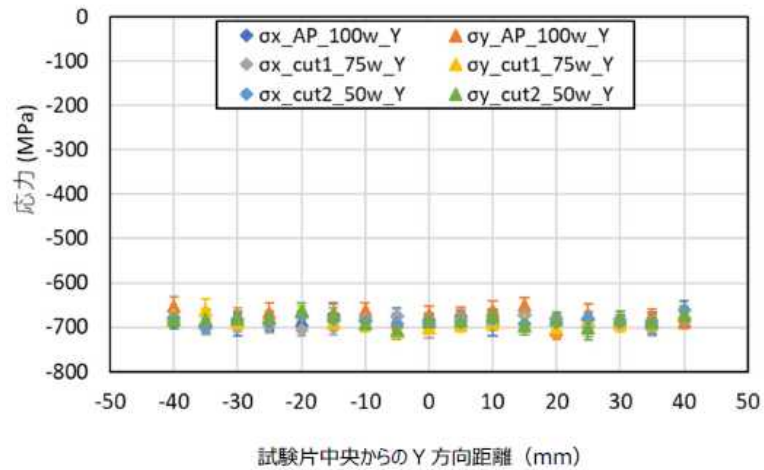
図 2.3.22 に平面方向切断試験体と切断順序を示す。また、応力測定点は図中に示す通り Y 軸上に 5 mm ピッチに設定した。ショットピーニング施工後及び超音波ショットピーニング施工後の残留応力は、それぞれ -700 MPa 及び -600 ~ -500 MPa 程度であった。図 2.3.23 ~ 2.3.24 にショットピーニング及び超音波ショットピーニングを施工した試験体を平面方向に切断した際の残留応力を示す。図中の○ (w) (例: 50 (w)) は測定時の試験体幅を示す。ショットピーニング及び超音波ショットピーニングいずれにおいても板幅の減少によって応力が低下する傾向があった。変化量が小さく初期値のばらつきが大きいため切断量に対する応力の低下量は明確でなかった。なお、切断によって引張応力に転じることはなく圧縮応力は維持されていることが分かった。



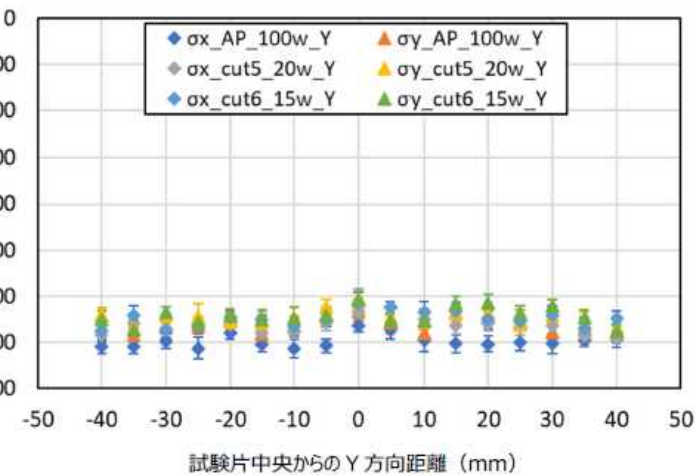
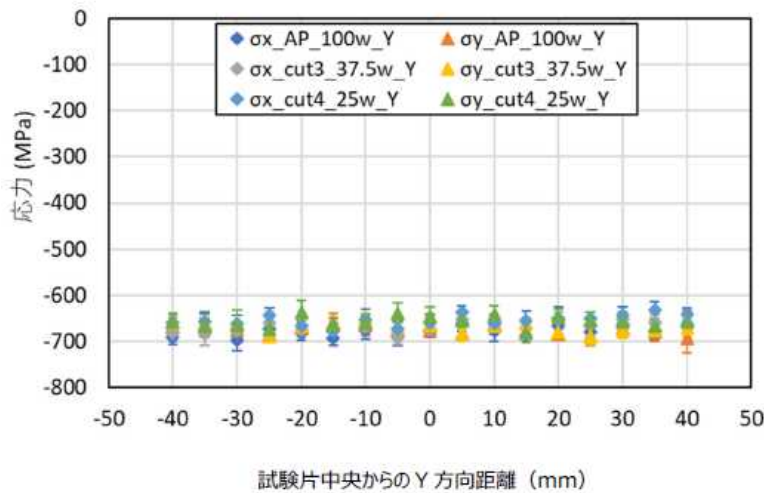
出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2} (一部
改変)

図 2.3.22 平面方向切断試験体及び切断順序

Fig. 2.3.22 Test specimens machined-out in planar direction and machining-out procedures



切断条件 1 : 測定→切断 (75mm) →測定→切断 (50mm) →測定、一体目

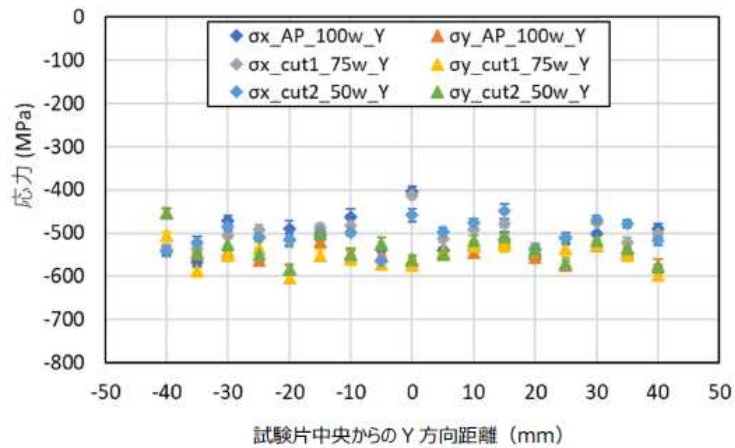


切断条件 3 : 測定→切断 (20mm) →測定→切断 (15mm) →測定、一体目

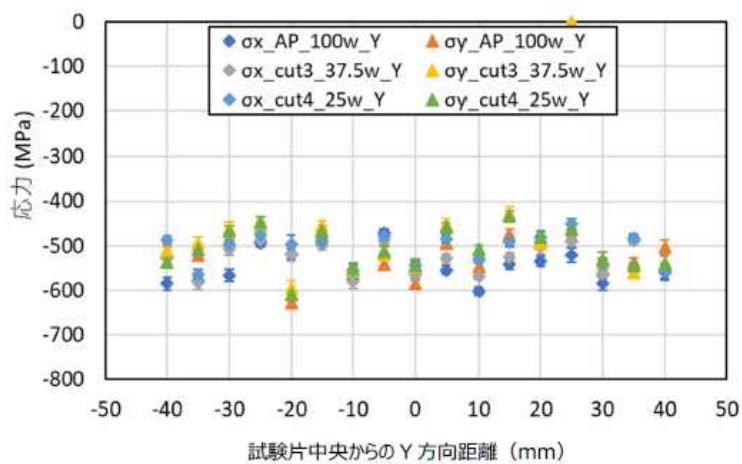
出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

図 2.3.23 平面方向切断時の応力値 (ショットピーニング試験体)

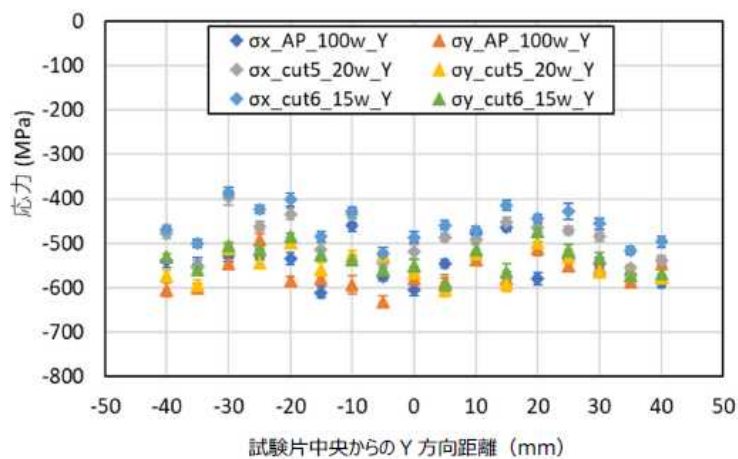
Fig. 2.3.23 Stress values at machined-out in plane direction (Shot peening specimens)



切断条件 1 : 測定→切断 (75mm) →測定→切断 (50mm) →測定、一体目



切断条件 2 : 測定→切断 (37.5mm) →測定→切断 (25mm) →測定、一体目



切断条件 3 : 測定→切断 (20mm) →測定→切断 (15mm) →測定、二体目

出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}

図 2.3.24 平面方向切断時の応力値 (超音波ショットピーニング試験体)

Fig. 2.3.24 Stress values at machined-out in plane direction (Ultrasonic Shot peening specimens)

b. 実機構造模擬試験の検討（複合要因試験）

実機環境下の複合要因を考慮した、実機構造模擬試験を行うに当たり各モックアップ試験方法について調査を行った。調査の結果、各試験の利点及び課題を以下に示す。

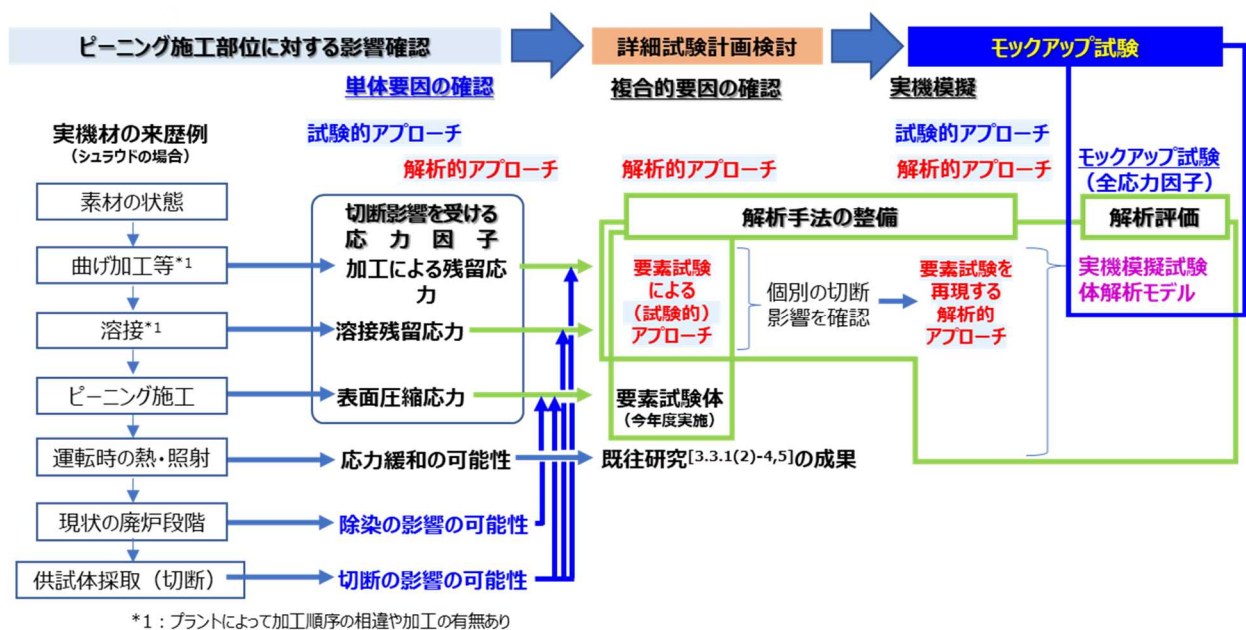
表 2.3.9 各種モックアップ試験の利点及び課題

Table 2.3.9 Advantages and issues of various mock-up tests

試験方法	利点及び課題
フルスケールモックアップ試験	<p>実機の構造を実寸大で模擬し、実際の製造に用いられる加工法や溶接を再現することで模擬性を向上させることができる利点がある。ピーニングの施工についても実機相当の状況を模擬することができ、実機の複合的な応力状態を再現できると考えられる。しかし、試験体の製作に時間やコストを要することや、試験実施の場所等の制約も考慮しなければならない。</p>
スケールモックアップ試験	<p>フルスケールモックアップ試験と比べ、製作必要なコストや期間を低減することができる。ただしスケールダウン行った場合の実事象を模擬することができるかなどの相似性についての検討が必要である。ピーニング効果の相似性や妥当性の検証は難しいと想定される。</p>
部分モックアップ試験	<p>実機の一部を模擬することから実機環境の再現性が高いが、溶接構造の拘束条件など実機と差異が生じることがあることから、部分模擬する際は実機構造物の模擬の妥当性について検討が必要である。</p>
要素モックアップ試験	<p>実機構造物を平板等の単純形状（要素）で簡略化し模擬する手法で試験に必要なコストや期間を低減できる。ただし実機構造物を簡略化して模擬することの妥当性については十分に検討する必要がある。</p>

各種モックアップ試験の特徴を考えると本研究においては、フルスケールモックアップ試験は試験に係る期間が長期化することから研究期間等を考慮すると実施は難しい。スケールモックアップ試験についてはピーニング模擬の妥当性に難があることから実施は望ましくない。これらのことから、本研究では部分モックアップ試験及び要素モックアップ試験で検討を行う方針とした。ただし、これらの手法のみでは実機の模擬性には限界があることから、モックアップ試験（試験的アプローチ）と試験の解析評価（解析的アプローチ）を組み合わせた評価を検討することとした。

令和3年度は試験的アプローチとして、要素試験体の切断影響確認試験を実施した。今後はこの要素試験を有限要素法にて再現する手法を整備することで解析的アプローチを試みる。図 2.3.25 に試験的アプローチと解析的アプローチのフロー図を示す。モックアップ試験では、試験的アプローチによって、実機材料が受けている応力因子を付与した模擬試験体に対する切断仕様の策定を試験的アプローチによって実施予定である。また、モックアップ試験をシミュレーションする解析体系も整備し切断影響のパラメータサーベイを解析中心に行うことも検討予定である。



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2} (一部
 改変)

図 2.3.25 モックアップ試験に向けた試験的・解析的アプローチフロー

Fig. 2.3.25 Experimental and analytical approach flow for mock-up tests

c. 除染影響の調査

除染によるピーニング効果への影響に関する要素試験は廃止措置が先行している BWR プラントに適用されている HOP 法とした。HOP 法は酸化還元・浄化法に分類される手法

で、酸化剤で酸化被膜中のクロム酸化物を溶解し、還元・浄化剤で残った鉄系の酸化物を溶解する工程を繰り返すことで酸化皮膜を除去する手法である。特に浜岡1号では過マンガン酸を用いたHOP法（以下「HOP（Ⅱ）法」という。）が適用されていることから、除染試験はHOP（Ⅱ）法を模擬した試験を検討することとした。試験を計画するに当たって必要な検討項目について整理した。項目は以下のものがあげられる。

表 2.3.10 除染試験の検討項目

Table 2.3.10 Items to consider in decontamination tests

項目	検討内容
試験方法	ループ試験及びバッチ試験。前者は実機を模擬した方式で後者は試験装置を簡略化し合理化した試験方法である
試験条件	試験温度、除染時間、繰り返し数、除染液の種類、循環流量等
評価方法	除染前後の試験片重量と表面積から、減肉厚さを算出する重量測定及び除染前後で残留応力測定を行い圧縮応力の有無を確認する残留応力測定による評価方法が考えられる。
試験片仕様	サイズ、形状、数量等

これらの観点から令和4年度以降、詳細な試験計画（装置仕様等）の策定を行う。

③ 残留応力測定方法・設備等の課題解決方法の検討

分類した基本的な6種4工法と残留応力測定手法の技術課題を解決する、残留応力測定方法・設備等の課題解決方法を検討した。詳細は以下の2.3.3(2)項に示す。

(2) 残留応力測定方法・設備等の課題解決方法の検討

ピーニング施工部の残留応力を測定する手法を調査し、6種4工法を表2.3.8にまとめた。これらの中で直接測定する手法として4種（【工法3-1】、【工法3-2】、【工法4-1】及び【工法4-2】）についてそれぞれの手法の課題等を抽出した。

【工法3-1】の気中直接測定は、作業者が測定箇所に直接アクセスする手法であり、実際に測定を行う際には、対象箇所の放射線レベルを調査することが必要になる。直接気中測定における部分破壊法は応力計算までを一つに測定システム化されているが、可搬式装置は市販されていないことから適用には新規に装置を開発する必要がある。前述したとおり、非破壊法ではX線応力測定法が有力な手法と考えられる。またX線応力測定法は可搬の市販装置が存在しており、その場での測定が想定され設計されているため新規に装置を開発する必要はないが、装置を遮蔽体で覆うなどのバックグラウンド対策は必要になることが考えられる。

【工法3-2】の気中遠隔アクセス測定の適用は、気中で装置を測定箇所まで近づけるこ

とが可能な場合に適用が限られる。想定される測定箇所はピーニングが気中で実施されている PWR の蒸気発生器管台等である。測定箇所までにアクセスさせるための装置としては超音波ショットピーニング施工に用いられる蒸気発生器出入口ノズル溶接線ピーニングロボット^{2,3,24}（以下「SG-USP ロボット」という。）に過般型装置の測定部を取り付けて測定を行うことが可能であると考えられ、既存技術ベースで検討することができる。

【工法 4】の水中遠隔アクセス測定は、水中でピーニングが施工された箇所が適用候補であり、PWR では RPV 管台及び炉内計装筒、並びに BWR では炉心シュラウド溶接部、シュラウドサポート溶接部及び炉底部 CRDハウジングなどである。水中測定は測定装置が水中に対応することが必要であるが、既存の市販装置では水中での残留応力測定に対応した装置は存在していない。また測定装置は耐放射線性が求められる。

以上から、水中測定となる工法 4 は測定装置に関する技術開発要素が大きく、本研究の期間や予算等を考慮すると実現性は低いことから検討対象から外すこととした。気中測定である工法 3 は検討課題等が存在するが、既存技術をベースに実現する見込みがある。したがって、気中直接測定及び SG-USP ロボットを用いた測定を今後の検討対象とした。

2.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究

2.4.1 概要

原子炉冷却材再循環ポンプ（以下「PLR ポンプ」という。）等に用いられているステンレス鋼は、長時間高温に曝されることにより材料の組織が変化（熱時効）して靱性が低下する。高経年化技術評価等においては、ステンレス鋼の熱時効による靱性の低下挙動評価は財団法人発電設備技術検査協会において実施された「プラント長寿命化技術開発」研究により開発された靱性予測モデル^{2.4.1}（以下「H3T モデル」という。）を用いて実施されている。H3T モデルは、加速劣化試験等の結果に基づいて主に PWR プラントの環境を考慮して開発され、PWR プラント及び BWR プラントの評価に用いられている。H3T モデルの構築に用いられたデータベースの材料は PWR で使用される材料（SCS14A、SCS13A 及び SCS19A）のみであり、BWR に用いられている材料（SCS16A）は含まれていない。また温度条件に関しても 300、350 及び 400 °C で熱時効処理したものであり、BWR の運転温度 288 °C は外挿での評価になる。SCS16A（フェライト量 20~30%）に対して 275~400 °C で最長 30000 時間の熱時効処理を行い、破壊靱性値を H3T モデルと比較した結果^{2.4.2}では、H3T モデルは保守的に評価できることが示されている。しかしながら、288 °C の実機相当の熱時効処理を行うには長期間必要であることからデータ取得は容易ではない。したがって廃炉プラントから取得した実機材料の破壊靱性データを含めて外挿の保守性を検証することが望ましい。

本研究では、実機材料（PLR ポンプから採取）を用いて組織観察、破壊靱性試験等を実施し、実機環境での H3T モデルによる熱時効による靱性の低下挙動評価手法の保守性を検証する。

令和 3 年度は、電力中央研究所への委託研究として実施した。なお、原子力規制庁は、本研究で使用する実機材料や研究実施に必要な情報を取得するために電気事業者と調整を行うとともに、研究計画全体の策定を行った。電力中央研究所は、原子力規制庁が決定した研究方針に従い、研究実施機関との連絡・調整を行い、試験計画の策定及び原子炉冷却材再循環ポンプからの供試体採取・輸送を実施した。

2.4.2 試験計画案の策定

本研究は、電力中央研究所に委託して実施したものであり^{2.3.2}、その成果の概要を記載する。

(1) 対象部位の選定

BWR プラントの高経年化技術評価において、熱時効評価の対象として選定される代表的な部位として PLR ポンプの配管接続部があげられる。BWR プラントから当該箇所を取得するために国内の廃炉プラントを調査した結果、浜岡 1 号が現在、RPV 周辺設備解体撤去作業（第二段階）が行われている状況である。このため、原子力規制庁は、中部電力株式会社に対して PLR ポンプの貸与を要請した。浜岡 1 号には A 系と B 系の 2 つの PLR ポ

ンプがあり、材料記録よりフェライト量を調査したところ、A系が約12%、B系が約15%であった。電気事業者は高経年化技術評価において一般社団法人日本原子力学会 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2015 (AESJ-SC-P005：2015)^{2,4,3}に記載されているフェライト量14%を熱時効評価の基準としている。またフェライト量が多いほど靱性低下への影響が大きいことから、フェライト量が多いB系から採取することとした。採取位置は、BWRプラントの高経年化技術評価で実施される熱時効評価の対象部位を考慮し、PLRポンプ吐出し側と配管接続部近傍とした。

(2) 試験項目の決定

本研究の目的は、運転環境で熱履歴を受けた材料の熱時効による靱性低下を把握し、H3Tモデルに基づく靱性低下の予測値との比較を行い、現行評価手法の保守性を検証することである。この目的を達成するために、破壊靱性試験 (J_Q 値、J-R 曲線)、引張特性、シャルピー衝撃試験及び観察試験 (フェライト量、マイクロ組織及び硬さ) を行う。靱性に関する特性については破壊靱性試験及びシャルピー衝撃試験により測定する。破壊靱性試験では、 J_Q 値と延性亀裂進展抵抗 J-R 曲線を取得する。また、 J_Q 値と J-R 曲線の決定と材料の基礎特性把握を目的に引張試験も行う。フェライト量については、フェライトスコープ及び金属組織観察を行い、H3Tモデルで使用されている ASTM A800 によるフェライトの評価と実測値を比較する。また熱時効による靱性低下の原因として微少な領域での化学成分の偏りが影響していると考えられていることから 3DAP による微少領域の化学成分分析を行う。さらに、熱時効による硬さの変化を把握するため、硬さ試験 (ビッカース硬さ試験) も実施する。

表 2.4.1 に試験マトリックスを示す。破壊靱性試験は、試験温度は運転温度から想定した 288 °C 及び室温とした。試験片採取方向は、亀裂の破面が管の周方向に進展する方向 (L-C 方向) とした。シャルピー衝撃試験は延性-脆性遷移挙動の把握のために複数の試験温度で実施することとした。ただし、試験温度は、室温を含めて 7 温度であるが、繰り返し数は 3 を基本として、試験結果により試験温度と繰り返し数を適宜調整する。金属組織観察、硬さ測定及び 3DAP 分析に用いる供試材は、破壊靱性試験片近傍から採取したものとする。破壊靱性試験片は ASTM E1820 に規定されている C(T) 試験片とし、厚さは 1T とした。引張試験片は、日本産業規格 (以下「JIS 規格」という) JIS Z 2241 に規定されている 14A/B 試験片の平板型試験片とした。金属組織観察試験片は 10 mm × 10 mm × 2 mm 程度とした。

表 2.4.1 熱時効試験マトリックス

Table 2.4.1 Test matrix for thermal aging

	破壊靱性試験 (J-R 試験)	引張試験	シャルピー衝撃試験	観察試験
形状	1T-C(T)	JIS 14A/B 試験片	フルサイズ	10 (mm)×10 (mm)× 2 (mm)
数量	6	6	24	12
試験温度	288℃、室温	288℃、室温	7 温度 (室温含む)	-
試験片採取 方向	L-C 方向	L 方向	L-C 方向	-

出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2} (一部改変)

2.4.3 原子炉冷却材再循環ポンプからの供試体採取の実施

本研究は、電力中央研究所に委託して実施したものであり^{2.3.2}、その成果の概要を記載する。

令和 3 年度は浜岡 1 号 PLR ポンプから供試体採取を行い、採取した供試体は研究実施機関に輸送を行った。図 2.4.1 に供試体採取工程を示す。

	令和3年						令和4年
	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月
1. 供試体の採取	■						
(1) 採取作業に関する事前検討							
(2) 現場調査の実施		▼	■				
(3) 供試体採取の準備 (採取仕様・要領等)			▼	■			
(4) 供試体採取(一次切断)の実施					▼	■	
(5) 供試体の輸送準備 (供試体の二次切断)					▼	■	
2. 供試体の輸送							■
(1) 輸送の実施							▼

備考：▼計画作業実施機関からの現地作業内容の確認（研究実施機関設定のホールドポイント）

出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2} (一部改変)

図 2.4.1 PLR ポンプからの供試体採取工程

Fig. 2.4.1 Harvesting schedule of test specimens machined-out from PLR pumps

供試体の採取はポンプケーシングからの切断・採取（一次切断）及び採取供試体を輸送容器に収納可能な大きさにする二次切断の二段階で実施した。

一次切断を行う位置としては、図 2.4.2 に示す 3 つの候補とした。

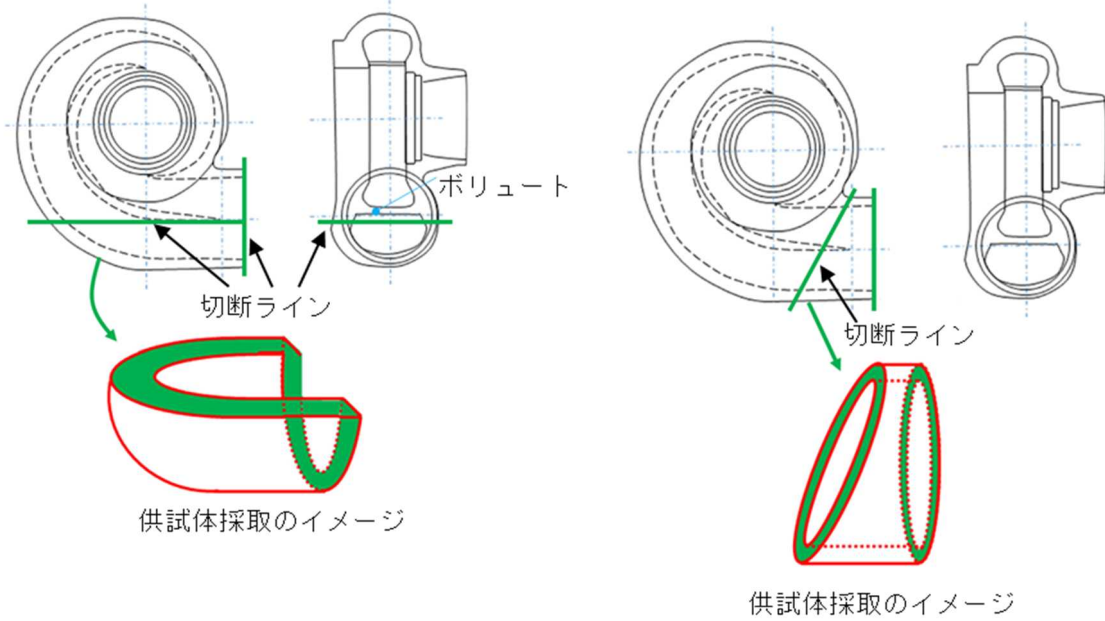
候補 1（図 2.4.2 (a)）ポンプケーシング吐出口近傍半割切断

候補 2（図 2.4.2 (b)）ポンプケーシング輪切切断

候補 3（図 2.4.2 (c)）ポンプケーシング吐出口近傍側面くり抜き切断

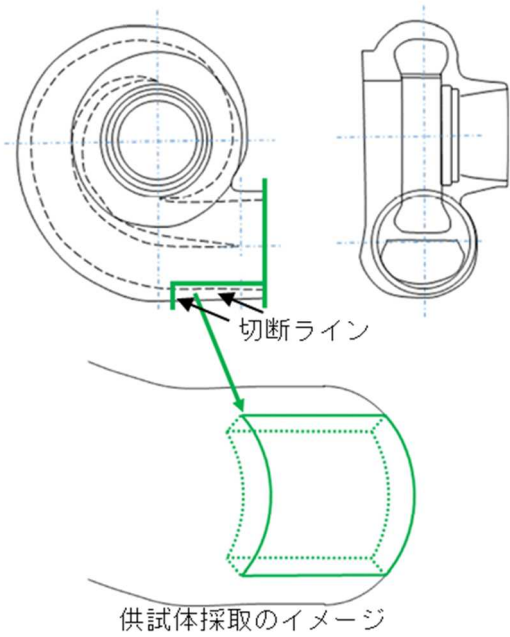
これらの 3 候補の作業成立性について、発電所構内における現場確認を行った上で検討した。ポンプ支持装置や切断装置（ワイヤーソー）の干渉や設置を考慮し、採取位置を候補 2 として一次切断を行った。

二次切断に当たっては各種試験片の要求（高経年化技術評価では母材を対象に評価を行っていることから溶接部及び溶接熱影響部は含まない、切断影響層を含まない等）を踏まえて、図 2.4.3 に示すように一次供試体の下半分を供試体用、上半分を予備供試体用として切断を行った。この場合、輸送容器に収納可能な寸法・重量及び策定した試験マトリックスにおける試験片数を満たすことを考慮し、供試体を 6 分割することとした。また、分割した二次切断供試体からの試験片採取計画を図 2.4.3 に示す。なお、同図中の ID は、供試体 6 分割後の管理番号を示している。



(a) ポンプケーシング吐出口近傍半割切断

(b) ポンプケーシング輪切切断

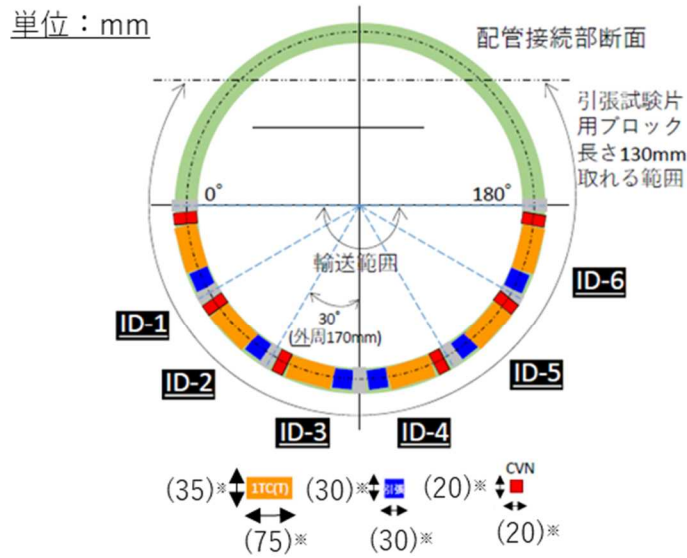


(c) ポンプケーシング吐出口近傍側面くり抜き切断

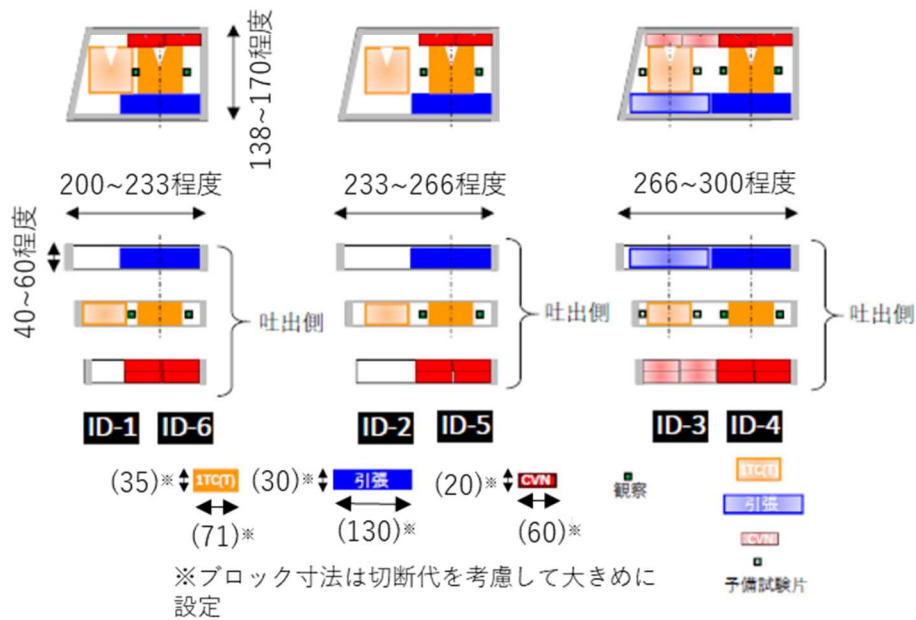
出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2}
(一部改変)

図 2.4.2 PLR ポンプからの採取位置案

Fig. 2.4.2 Proposed locations of first test brocks machined-out from PLR pump



二次切断供試体 (ID-1からID-6) の採取位置



二次切断供試体 (ID-1からID-6) の試験片採取位置

出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2} (一部
改変)

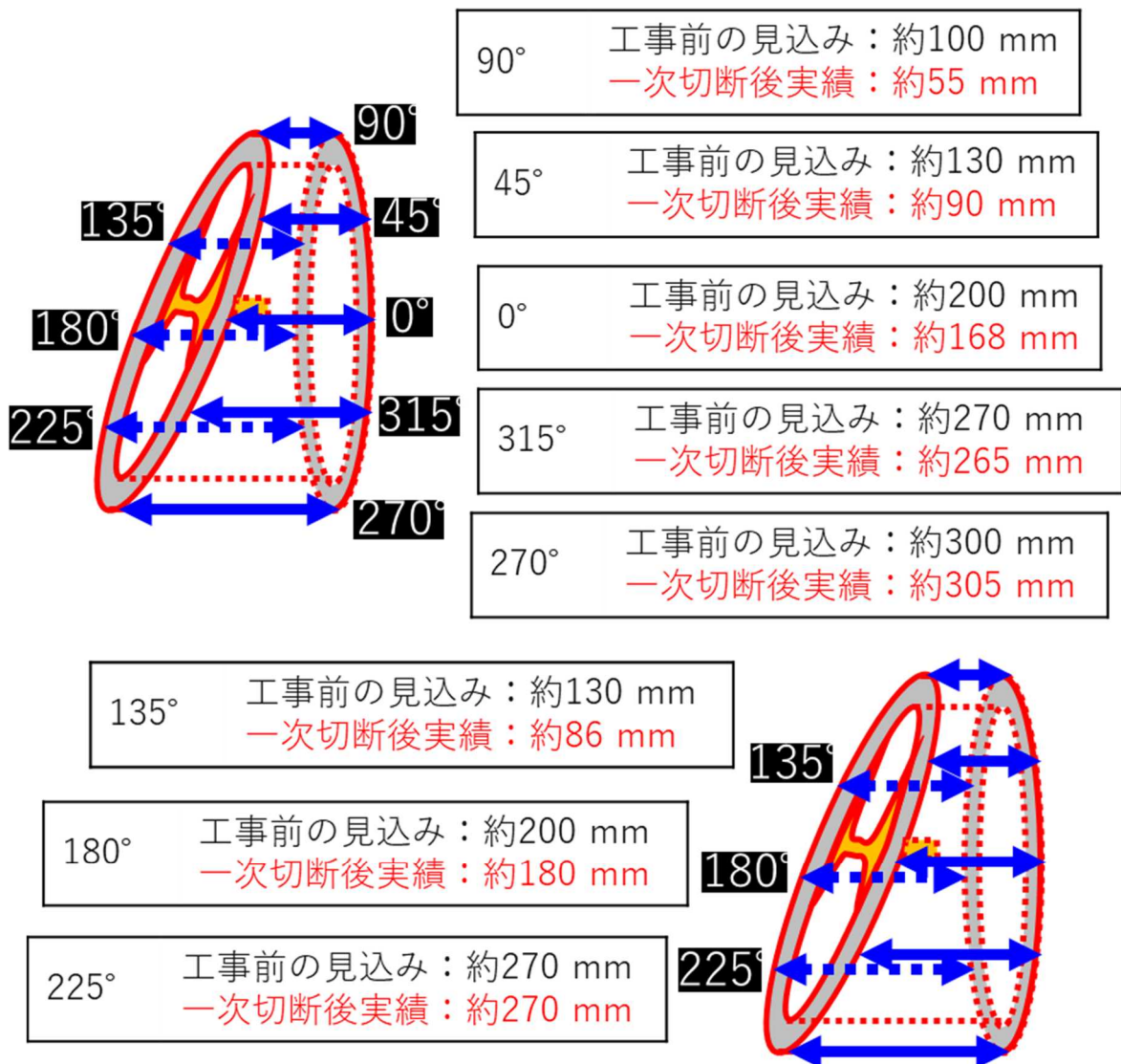
図 2.4.3 供試体からの試験片採取案

Fig. 2.4.3 Proposed plans of test specimens machined-out from first test blocks

以上の切断計画を基に、PLR ポンプからの供試体切断を実施した。しかしながら、一次切断を行った際に現場でワイヤーソーの設置位置を調整する必要が生じた結果、一次切断供試体の寸法は、図 2.4.4 に示すとおり計画より寸法も小さくなった。したがって、図 2.4.4 の ID-1 及び ID-6 からの当初予定していた個数の試験片採取ができない見込みとなった。

この一次切断結果を踏まえて二次切断計画を修正した。ID-1 及び ID-6 から採取できない試験片は、当初計画で予備としていた上半分（図 2.4.3 の緑部）から二次切断供試体（ID-7 及び ID-8）を追加し確保することとした。一次切断実績を踏まえ修正した試験片の採取案は、図 2.4.5 に示すとおりである。

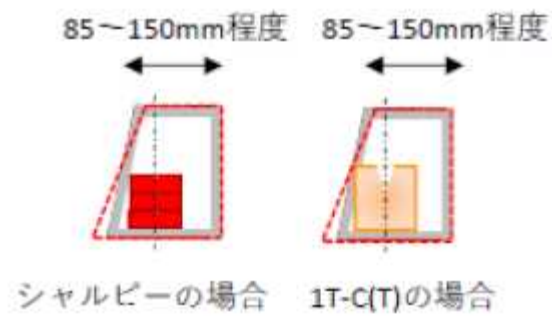
二次切断した供試体は、研究実施機関への輸送が完了し、令和 4 年度以降試験を実施する計画である。



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2} (一部改変)

図 2.4.4 PLR ポンプからの一次切断後の寸法

Fig. 2.4.4 Dimensions of the first test block machined-out from PLR pump



出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和3年度原子力規制庁委託成果報告書^{2.3.2} (一部
 改変)

図 2.4.5 修正後の二次切断仕様

Fig. 2.4.5 Revised specifications of secondary test block machined-out from the first test block

3. 結論

3.1 成果の要点

実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究に関する、4 つの研究について、令和3年度（2022年度）までの期間において以下の成果を得た。

3.1.1 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究

本研究は、JAEA が規制庁からの委託研究として実施した^{2.1.1-2.1.2}。主な成果は以下のとおりである。

「RPV の健全性評価方法の保守性に係る研究」として、試験炉照射材料の選定を行った。また、選定した材料を用いた機械試験に着手した。また、実機を考慮した2軸荷重下における破壊試験を行うための2軸破壊試験装置の概念について検討し、詳細な小型試験体形状や試験装置の設計を実施した。

また、「RPV の健全性評価対象部位の代表性に係る研究」として、未照射材及び試験炉照射材料の溶接継手のHAZから採取した試験片を用いた機械試験に着手した。また、中性子照射されたクラッド付き溶接継手材の母材クラッド下HAZから採取した試験片のSTEM及び3DAPによる微細組織分析を行い、WB-STEMを用いた高角イメージングにより、クラッド直下CGHAZ及びFGHAZで小傾角粒界や格子不整合な析出物が、母材部に比べて多く存在することが分かった。ビッカース微小硬さからは母材、CGHAZ及びFGHAZで優位な違いは確認できていない。

さらに、実機材料である監視試験片については、玄海2号のRPVから取り出し、研究実施機関への輸送準備を行うとともに未照射保管材の研究実施機関への輸送を行った。

3.1.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究

本研究は、早稲田大学が、高浜1号及び高浜2号で長期間使用された安全系低圧ケーブルを実機材料として、絶縁体の機械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劣化状態を調査した^{2.2.11}。

また、早稲田大学は、これら実機材料を用いて事故環境下における絶縁性能に係るデータを取得し^{2.2.11}、原子力規制庁は健全性を検証した。さらに、早稲田大学が蒸気暴露試験後の実機材料の劣化状況を調査した結果、当該材料が耐電圧試験に合格した^{2.2.11}。このことから、原子力規制庁は、当該安全系低圧ケーブルを長期間使用後に事故が発生した際においても、当該ケーブルの健全性は保たれることを確認した。これらの結果から、原子力規制庁は、低圧ケーブルの実機使用環境における健全性に関する知見を得た。

3.1.3 炉内構造物の健全性評価に係る研究

本研究は、電力中央研究所に委託して実施した^{2.3.1-2.3.2}。主な成果は以下のとおりである。

「靱性低下に係る研究」として、原子力発電プラントから実機材料を取得するために国

内外で取得されている照射ステンレス鋼の破壊靱性データを基に採取すべき炉内構造物の部位を特定した。また特定した部位からの試験片採取計画及び試験マトリックスの策定を行った。

また、「予防保全対策の保守性に係る研究」として、実機で直接残留応力を測定する工法について各方法の調査を実施し、気中測定で詳細計画を策定することとした。また、実機材料を採取する場合に問題となる切断による影響を確認するための試験を実施し、付与した圧縮残留応力が切断により、引張応力側へ転じることは無いという知見を得た。さらに、実機の複合要因の影響調査を行うために、実機を模擬したモックアップ試験等について検討を行い、本研究では部分モックアップ試験及び要素モックアップ試験と解析的評価を組み合わせた評価を検討することとした。

3.1.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究

本研究は、電力中央研究所に委託して実施した^{2,3,2}。主な成果は以下のとおりである。

浜岡1号で長期間使用されたPLRポンプを実機材料として選定し、発電所構内からの切り出し作業を行い、研究実施機関まで輸送が完了した。また、取得したPLRポンプの調査を実施し、本研究において実施すべく試験項目及び試験片採取位置の検討を行った。

3.2 目的の達成状況

各研究の達成状況は以下のとおりである。

3.2.1 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究

RPVの健全性評価方法の保守性に係る研究については、現状の評価方法が保守的であることを確認する目的で実施している。令和3年度までに実施すべき研究項目に対しては計画どおり進捗しており、試験炉照射材料を用いた機械試験に着手した。また、2軸破壊試験装置の設計を完了した。

RPVの健全性評価対象部位の代表性に係る研究については、RPV健全性評価対象部位としてHAZを母材で代表させることの技術的妥当性を確認することを目的に実施している。令和3年度までに実施すべき研究項目に対しては計画どおり進捗している。具体的には、試験炉照射材料を活用し、RPVの継手溶接及びクラッド施工に伴い形成されるHAZの照射前後の破壊靱性を確認するための機械試験に着手した。また、照射脆化の主な要因となる微細組織の変化に関しても分析に着手した。

監視試験片の入手に関しては、令和3年度までに原子力発電プラントから研究実施機関へ輸送する予定であったが、廃炉措置認可の取得遅延、作業員の確保困難等に伴い、令和5年1月に輸送することとなった。所定の入手目標を達成できなかったが、監視試験片を用いた試験は、令和6年度までの研究工程に影響なく実施できる予定である。

3.2.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究

本研究は、加速劣化試験の結果に基づく既存の安全系電気・計装設備の長期健全性評価手法の保守性を検証することを目的に、原子力発電所で長期間使用された安全系電気・計装設備である低圧ケーブル、電気ペネトレーション及び弁駆動部を実機材料として試験を行うことを計画し、計画どおりに進捗している。また、安全系電気設備である高圧ケーブルについては、現状の絶縁診断の劣化評価の保守性を検証することを目的として、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の比較を行うことを計画し、計画どおりに進捗している。

これまでに、原子力規制庁は、実機材料の具体的な入手計画を立案し、計画どおりに高浜1号及び高浜2号から低圧ケーブルの貸与を受けた。

早稲田大学は、これら低圧ケーブルについて試験を実施し、劣化状況及び事故時模擬環境における絶縁性能に係るデータを取得した^{2.2.11}。原子力規制庁は、試験データの分析を独自に行い、低圧ケーブルの健全性に関する知見を得た。

今後、安全系電気・計装設備の長期健全性評価手法及び絶縁診断の劣化評価手法の保守性の検証を目的として、電気ペネトレーション、弁駆動部及び高圧ケーブルについて絶縁体の劣化分析及び事故時模擬環境試験等を実施する。

3.2.3 炉内構造物の健全性評価に係る研究

「靱性低下に係る研究」については、電気事業者が用いた破壊力学的評価手法に係る評価式の保守性を検証することを目的としている。今後、実機材料を用いた破壊靱性試験を実施する予定である。令和3年度までに実施すべき研究項目に対しては計画どおり進捗している。これまで特定した部位から試験片採取計画及び試験マトリックスを策定した。

「予防保全対策の保守性に関する研究」については、予防保全対策技術施工箇所に対する長期供用期間における圧縮残留応力の維持を確認することを目的として実施している。令和3年度までに実施すべき研究項目に対しては計画どおり進捗している。これまで、実機材料を採取するための工法についての検討及び切断による影響及び実機を模擬したモックアップ試験等についての検討を実施した。

3.2.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究

本研究では、実機環境でのH3Tモデルによる熱時効による靱性の低下挙動評価手法の保守性を検証することを目的として、実機PLRポンプから採取する試験片について、組織観察、破壊靱性試験等を実施する。

令和3年度までに実施すべき研究項目に対しては計画どおり進捗している。これまで、浜岡1号からPLRポンプを取得した後、研究実施機関まで輸送が完了した。また実施すべき試験項目の検討を行った。またPLRポンプの切断結果を踏まえた試験片採取位置の検討を行った。

3.3 成果の公表等

3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

(1) 論文（査読付）

- ① 渡辺藍己 他、“原子力発電所から撤去された FR-EPDM ケーブルの重大事故環境下における絶縁性能”、電気学会論文誌 A（2022 年 9 月掲載予定）
- ② 芳賀明日香 他、“重大事故環境下での原子力発電所用安全系低圧ケーブルの絶縁特性に及ぼす酸素の影響”、電気学会論文誌 A（2022 年 7 月投稿）

(2) 国際会議のプロシーディング（査読付）

なし

(3) その他

- ① 渡辺藍己 他、“実機ケーブルの重大事故環境下における絶縁性能”、電気学会第 52 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、オンライン開催、2021 年 9 月（査読無し）
- ② 芳賀明日香 他、“沸騰水型原子炉用電気ペネトレーションの重大事故時環境における絶縁性能”、電気学会第 52 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、オンライン開催、2021 年 9 月（査読無し）
- ③ 芳賀明日香 他、“原子力発電所用安全系ケーブルの重大事故時環境下での絶縁特性に及ぼす酸素の影響”、電気学会第 53 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、東北大学、2022 年 9 月（査読無し）
- ④ Aiki WATANABE, et al., “Research activities on cables for Nuclear Power Plants”, Fifth International Conference on Nuclear Power Plant Life Management. Vienna, Nov. 28-Dec.2, 2022.（査読無し）

(4) 表彰・受賞

なし

3.3.2 委託先による公表

(1) 論文（査読付）

- ① Yoshimichi Ohki, et al, “Synergism of radiation and steam on mechanical properties of cable insulation removed from a nuclear power plant”, Journal of Nuclear Science and Technology（投稿中）
- (2) 国際会議のプロシーディング（査読付）
- ① Yoshimichi OHKI, et al., “Degradation of a FR-EPDM Cable Removed from a Nuclear Power Plant”, IEEE Conference on Electrical Insulation and Dielectric Phenomena, Denver, Oct. 30-Nov. 2, 2022.
 - ② Yoshimichi Ohki, et al., “Superposition of Time-dependent Data for Accelerated Aging of Nuclear Power Plant Cables and Its Validity”, 9th International Conference on Condition Monitoring and Diagnosis 2022, Kitakyusyu, Nov.13-18, 2022.

(3) その他

- ① 佐藤孔亮 他、“原子力発電所から撤去された難燃エチレンプロピレンジエンゴム 絶縁ケーブルの電流積分法による劣化評価”、電気学会第 52 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、オンライン開催、2021 年 9 月（査読無し）
- ② 平井直志 他、“原子力発電所から撤去された難燃エチレンプロピレンジエンゴム ケーブル絶縁体の機械特性”、誘電・絶縁材料/電線・ケーブル合同研究会、オンライン開催、2022 年 3 月（査読無し）
- ③ 佐藤孔亮 他、“原子力発電所から撤去された難燃エチレンプロピレンジエンゴム 絶縁ケーブルの電流積分法による劣化評価 (II)”、誘電・絶縁材料/電線・ケーブル合同研究会、オンライン開催、2022 年 3 月（査読無し）
- ④ 大木義路、“原子力発電所用ケーブルの劣化位置標定と重大事故環境下での劣化挙動、早稲田大学・東京都市大学 共同原子力専攻第 16 回未来エネルギーフォーラムシンポジウム（2010 年 4 月・共同原子力専攻設立からの歩み）原子力エネルギー利用と安全研究の最前線”、早稲田大学、2022 年 3 月（査読無し）
- ⑤ 大木義路 他、“原子力発電所よりの撤去ケーブルと人工劣化ケーブルの比較による加速劣化の妥当性評価”、電気学会第 53 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、東北大学、2022 年 9 月（査読無し）
- ⑥ 佐藤孔亮 他、“原子力発電所から撤去された難燃エチレンプロピレンジエンゴム絶縁ケーブルの電流積分法による劣化評価 (III)”、電気学会第 53 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム、東北大学、2022 年 9 月（査読無し）
- ⑦ 大木義路 他、“原子力発電所での経年劣化による FR-EPDM 絶縁ケーブルの漏れ電流減少とその理由”、誘電・絶縁材料/電線・ケーブル合同研究会、2022 年 11 月
- ⑧ 下平昌樹 他、“透過型電子顕微鏡を用いた原子炉圧力容器溶接熱影響部の照射欠陥分析”、日本原子力学会 2022 年秋の大会、茨城大学、2022 年 9 月（査読無し）
- ⑨ Yasufumi Miura, et al., “CRIEPI research activities on material aging using decommissioned reactor materials sponsored by Nuclear Regulation Authority”, Vienna, Nov.28-Dec.2, 2022.

3.4 成果の活用等

本研究実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究に関する 4 つの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的判断根拠として活用が期待される。また、これらの成果については、民間規格の技術評価を実施する際の技術的知見として活用が期待される。

3.5 今後の課題等

3.5.1 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究

監視試験片を用いた試験では、当初予定していた ΔT_{41J} と破壊靱性遷移温度の比較等は可

能であるが、今後に予定されているJEAC4206-2016の技術評価を見据え、監視試験片の残材を利用したMini-C(T)試験片を用いる T_0 の取得や、 ΔT_{411} と ΔT_0 の相関についての確認を実施するための研究が挙げられる。

3.5.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究

本研究では、ケーブル、電気ペネトレーション及び弁駆動部について、電気・計装設備の長期健全性評価に関する知見を拡充しつつある。

本研究の今後の課題として、圧力計装装置等の計測制御設備の経年劣化及び重大事故等に伴う絶縁低下（特性変化を含む）に関する知見の拡充が挙げられる。このため、安全系の計測制御設備のうち、常設重大事故時対処設備に属する圧力計測装置、温度計測装置及び水位計測装置を対象として、計装装置の絶縁低下（特性変化を含む）に係る研究を行うことが必要である。同研究から得られた成果は、既存長期健全性評価手法の保守性の検証を進め、運転期間延長の審査等に反映されることが期待される。

3.5.3 炉内構造物の健全性評価に係る研究

「靱性低下に係る研究」についての今後の課題としては、発電所構内における実機材料を確実に取得のために、廃炉作業との調整を密にすることが挙げられる。

「予防保全対策の保守性に係る研究」についても、令和6年度以降の取得予定の実機材料及びその状態を考慮して、確実な研究の推進に努めることとする。今後の課題としては、特に実機材料を取得する際に問題となる除染の影響を確認するための試験の検討を行い、着実に試験を実施することが挙げられる。また、実機材料を用いた予防保全対策所の残留応力評価を実施するための方法について検討することも挙げられる。

3.5.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究

今後の課題として、取得したデータを基に、BWR用H3Tモデルの適用性について検証することが挙げられる。

参考文献一覧

- 1.1 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書報告書 軽水炉照射材料健全性評価研究”、2019 年 3 月。
- 1.2 K. Takakura, et al., “Crack growth behavior of neutron irradiated L-grade austenitic stainless steels in simulated BWR conditions”, Proc. 14th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, pp.1192-1203, 2009.
- 1.3 財団法人発電設備検査技術協会、“プラント長寿命化技術開発 2 相ステンレス鋼熱時効試験 (PWR)”、1994 年 3 月。
- 1.4 笠原茂樹、福谷耕司、越石正人、藤井克彦、知見康弘、“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 2018-012、2018 年。
- 1.5 皆川武史、池田雅昭、“原子力発電所用安全系低圧ケーブルの難燃性に対する経年劣化処理の影響”、電気学会論文誌 A、第 137 巻、第 11 号、pp.620-625、2017。
- 1.6 T. Minakawa, M. Ikeda, N. Hirai, and Y. Ohki, “Aging State Analysis of Safety-related Cables for Nuclear Power Plants Exposed to Simulated Accident Conditions”, Proceedings of 2018 IEEE Conference on Electrical Insulation and Dielectric Phenomena, CEIDP 2018, pp.602-605, 2018.
- 1.7 T. Minakawa, M. Ikeda, N. Hirai, and Y. Ohki, “Insulation Performance of Safety-related Cables for Nuclear Power Plants under Simulated Severe Accident Conditions”, IEEJ Trans. Fandam. Mater., Vol.139, No.2, pp.54-59, 2019.
- 1.8 皆川武史、池田雅昭、平井直志、大木義路、“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、第 139 巻、第 9 号、pp.380-386、2019。
- 2.1.1 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“令和 2 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (実機材料等を活用した経年劣化評価・検証 (原子炉圧力容器の健全性評価研究)) 事業”、2021 年 12 月。(公開準備中)
- 2.1.2 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (実機材料等を活用した経年劣化評価・検証 (原子炉圧力容器の健全性評価研究)) 事業”、2022 年 3 月。(公開準備中)
- 2.1.3 一般社団法人日本電気協会、“電気技術規程 原子力発電用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2016)”、2016 年 12 月。
- 2.1.4 一般社団法人日本電気協会、“電気技術規程 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007)”、2008 年 6 月。
- 2.1.5 一般社団法人日本電気協会、“電気技術規程 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)”、2016 年 4 月。

- 2.1.6 財団法人発電設備技術検査協会、“平成 10 年度実用原子力プラント経年変化信頼性等実証試験事業報告書”、1999 年 3 月。
- 2.1.7 財団法人発電設備技術検査協会、“平成 14 年度原子力プラント機器高度安全化対策技術（重要機器等脆化評価等）、2003 年 3 月。
- 2.1.8 独立行政法人原子力安全基盤機構、“平成 16 年度原子力プラント照射材料安全補修溶接技術に関する報告書”、05 基材報-0006、2005 年 8 月。
- 2.1.9 B. R. Bass, W. J. McAfee, P. T. Williams, W. E. Pennell, “Fracture Assessment of Shallow-Flaw Cruciform Beams Tested under Uniaxial and Biaxial Loading Conditions”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 188, pp. 259-288, 1999.
- 2.1.10 R.E. Link, J.A. Joyce, C. Roe, “An Experimental Investigation of the Effect of Biaxial Loading on the Master Curve Transition Temperature in RPV Steels”, Engineering Fracture Mechanics, Vol. 74, pp. 2824-2843, 2007.
- 2.1.11 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（原子力発電施設等安全性実証解析等（軽水炉照射材料健全性評価研究））”、2016。
- 2.1.12 K. Yoshida, M. Shimodaira, T. Toyama, Y. Shimizu, K. Inoue, T. Yoshiie, K. J. Milan, R. Gerard, Y. Nagai, “Weak-beam scanning transmission electron microscopy for quantitative dislocation density measurement in steels”, Microscopy, Vol. 66, pp. 120 - 130, 2017.
- 2.2.1 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）”、令和元年原子力規制委員会規則第三号、2019。 <https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=425M60080000005>（2022年7月4日確認）
- 2.2.2 独立行政法人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、2009。
- 2.2.3 Institute of Electrical and Electronics Engineers, “IEEE Standard for Qualifying Class IE Equipment for Nuclear Power Generating Stations”, IEEE Std 323-1974, 1974.
- 2.2.4 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, 1974.
- 2.2.5 一般社団法人電気学会、“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。
- 2.2.6 独立行政法人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。
- 2.2.7 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）”、令和元年原子力規制委員会規則第三号、

2019. <https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=425M60080000005> (2022年7月4日確認)
- 2.2.8 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(第四十三条第一項)”、令和元年原子力規制委員会規則第三号、2019. <https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=425M60080000005> (2022年7月4日確認)
- 2.2.9 原子力規制委員会、“実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準”、2016. <http://www.nsr.go.jp/data/000147250.pdf> (2022年7月4日確認)
- 2.2.10 学校法人早稲田大学、“令和2年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(実機材料等を活用した経年劣化評価・検証(電気・計装設備の健全性評価研究))”、2021年3月.
- 2.2.11 学校法人早稲田大学、“令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(実機材料等を活用した経年劣化評価・検証(電気・計装設備の健全性評価研究))”、2022年3月.
- 2.2.12 関西電力株式会社、“高浜発電所1、2号炉劣化状況評価(電気・計装品の絶縁低下)”、2015年12月2日. <https://www.nsr.go.jp/data/000132472.pdf> (2022年7月4日確認)
- 2.2.13 関西電力株式会社、“高浜発電所1、2号炉劣化状況評価(電気・計装品の絶縁低下)補足説明資料”、2016年6月16日. <https://www.nsr.go.jp/data/000154296.pdf> (2022年7月4日確認)
- 2.2.14 関西電力株式会社、“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>, (2022年5月31日確認)
- 2.2.15 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.
- 2.2.16 IEC 1244-2-1996, “Determination of long-term radiation ageing in polymers – Part 2 : Procedures for predicting ageing at low dose rates”, 1996.
- 2.2.17 IAEA-TECDOC-1188, “Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: In-containment instrumentation and control cables” IAEA, December 2000.
- 2.2.18 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.
- 2.2.19 Y. Ohki, “News from Japan - Current Integration Method, a Revisited Innovative Tool for Measuring Insulation Behavior”, IEEE Electr. Insul. Mag., 37, No. 4, 36-39, 2021.
- 2.2.20 Y. Ohki, “News from Japan - Industrial Applications of the Current Integration Method”,

IEEE Electr. Insul. Mag., 37, No. 5, 34-37, 2021.

- 2.2.21 佐藤孔亮、田中康寛、三宅弘晃、平井直志、大木義路、“原子力発電所から撤去された難燃エチレンプロピレンゴム絶縁ケーブルの電流積分法による劣化評価”、電気学会第52回絶縁材料シンポジウム、2021.
- 2.2.22 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”、原規技発第 13061915号、pp.3-14、2013.
- 2.2.23 独立行政法人日本原子力研究開発機構発機構、“健全性評価の妥当性確認手法の確立等”、高経年化対策強化基盤整備事業総括報告書、2011.
- 2.2.24 関西電力株式会社、“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.
<https://warp.da.ndl.go.jp/collections/info:ndljp/pid/11510676/www.nsr.go.jp/data/000148937.pdf>（2022年7月4日確認）
- 2.2.25 関西電力株式会社、“高浜発電所1,2号炉劣化状況評価（電気・計装品の絶縁低下）補足説明資料別紙7 難燃PSHVケーブルの電気学会推奨案に基づく健全性評価の設計機基準事故又は重大事故等包絡性について”、p.52、2016.
<https://www.nsr.go.jp/data/000154296.pdf>（2022年7月4日確認）
- 2.2.26 渡辺藍己、芳賀明日香、皆川武史、池田雅昭、平井直志、大木義路、“原子力発電所から撤去されたFR-EPDMケーブルの重大事故環境下における絶縁性能”、電気学会論文誌A分冊（2022年9月掲載予定）
- 2.2.27 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.
- 2.2.28 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.
- 2.3.1 一般財団法人電力中央研究所、“令和2年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（実機材料等を活用した経年劣化評価・検証（実機材料を活用した健全性評価に係る研究））”、2021年3月.
- 2.3.2 一般財団法人電力中央研究所、“令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（実機材料等を活用した経年劣化評価・検証（実機材料を活用した健全性評価に係る研究））”、2022年3月.（公開準備中）
- 2.3.3 一般社団法人日本機械学会、“発電用原子力設備規格 維持規格（2012年版）”、JSME S NA1-2012、2013.
- 2.3.4 財団法人発電設備技術検査協会、“プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書（平成3年度）”、1994年3月.

- 2.3.5 独立行政法人 原子力安全基盤機構、“平成 20 年度照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書 (09 原高報-0012)”、2009 年 9 月。
- 2.3.6 T. Torimaru, M. Kodama, S. Tanaka, T. Nakamura, K. Kumagai, K. Asano, “Fracture Toughness of Austenitic Stainless Steels after BWR Irradiation”, Proc. 7th Int. Sympo. Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs Fontevraud 7, A060 T02, FNES, 2010.
- 2.3.7 T. Hayashi, S. Tanaka, T. Abe, S. Sakuraya, S. Ooki, T. Kaminaga, “Fracture Toughness Criteria of Irradiated Austenitic Stainless Steels for Structural Integrity Evaluation of BWR Internal Components”, Proceedings of the ASME 2019 Pressure Vessels & Piping Conference, ASME, 2019.
- 2.3.8 A. Demma, R. Carter, A. Jenssen, T. Torimaru, R. Gamble, “Fracture toughness of highly irradiated stainless steels in boiling water reactors”, Proc. 13th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System – Water Reactors, NACE, 2007.
- 2.3.9 U. Ehrnstén, K. Wallin, S. van Dyck, P. Ould, “Fracture toughness of stainless steels irradiated up to ~9 dpa in commercial BWRs”, Proc. 6th Int. Sympo. Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs, Fontevraud 6, FNES, 2006.
- 2.3.10 O. K. Chopra, E. E. Gruber, W. J. Shack, “Fracture toughness of irradiated wrought and cast austenitic stainless steels in BWR environment”, Proc. 13th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, NACE, 2007.
- 2.3.11 O. K. Chopra, E. E. Gruber, W. J. Shack, “Fracture Toughness and Crack Growth Rates of Irradiated Austenitic Stainless Steels”, NUREG/CR-6826, ANL-03/22, 2003.
- 2.3.12 Y. Chen, O. K. Chopra, Y. Yang, W. J. Shack, B. Alexandreanu, E. E. Gruber, A. S. Rao, “Crack growth rates and fracture toughness of neutron irradiated grainboundary engineered austenitic stainless steels”, Proc. 14th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System – Water Reactors, pp.1219 – 1227, ANS, 2009.
- 2.3.13 日本原子力発電株式会社、“東海第二発電所 劣化状況評価 (照射誘起型応力腐食割れ) 補足説明資料”、2018年11月5日、<https://www.nsr.go.jp/data/000252498.pdf> (2022年7月25日確認)
- 2.3.14 W. A. Rhoades and R. L. Childs, “The DORT Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code”, Nuclear Science & Engineering 99, 1, pp.88-89, 1998.
- 2.3.15 K. Shibata, T. Kawano, T. Nakagawa, O. Iwamoto, J. Katakura, T. Fukahori, S. Chiba, A. Hasegawa, T. Murata, H. Matsunobu, T. Ohsawa, Y. Nakajima, T. Yoshida, A. Zukeran, M. Kawai, M. Baba, M. Ishikawa, T. Asami, T. Watanabe, Y. Watanabe, M. Igashira, N. Yamamuro, H. Kitazawa, N. Yamano and H. Takano, "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3",

- J. Nucl. Sci. Technol. 39, pp.1125 – 1136, 2002.
- 2.3.16 K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A.Hasegawa, "The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2003-011, 2003.
- 2.3.17 ASTM International, "Standard Test Method for Measurement of Fracture Toughness" ASTM E 1820-20b, 2020.
- 2.3.18 S. Ooki, Y. Tanaka, K. Takamori, S. Suzuki, S. Tanaka, Y. Saito, T. Nakamura, T. Kato, K. Chatani, M. Kodama, "Study on SCC Growth Behavior of BWR Core Shroud", Proc. 12th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, pp.365-376, 2005.
- 2.3.19 独立行政法人原子力安全基盤機構、"平成 19 年度 照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書 (08 基材報-0009) "、2008 年 7 月.
- 2.3.20 山崎直、熊野秀樹、"浜岡1号機を活用した材料の長期健全性研究"、日本原子力学会 2016年秋の大会、2016.
- 2.3.21 関西電力株式会社、"高浜発電所 3 号機 第 18 回定期検査の概要"、2008 年 7 月 31 日、https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2008/0731-2_1j.html (2022 年 7 月 25 日確認) .
- 2.3.22 西川聡、大北茂、山口篤憲 "応力改善工法で付与される圧縮残留応力の持続性"、保全学、Vol.1、No.4、69-78、2013.
- 2.3.23 M. Nagase et al., "Material Compatibility Test Results of HOP Chemical Decontamination Method", Water Chemistry and Corrosion in Nuclear Power Plants in Asia, Oct. 14-17, 2013, Taichung, Taiwan 2013.
- 2.3.24 三菱重工業株式会社、"蒸気発生器出入口ノズル溶接線 ピーニングロボット (SG-USPロボット) "、
https://www.mhi.com/jp/products/energy/nozzle_weld_peening_robot.html (2022年6月30日確認)
- 2.4.1 財団法人発電設備検査技術協会、"プラント長寿命化技術開発 2相ステンレス鋼熱時効試験 (PWR) "、1994年3月.
- 2.4.2 財団法人発電設備検査技術協会、"原子力発電施設信頼性実証試験について"、1995年9月.
- 2.4.3 日本原子力学会、"日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準：2015 (AESJ-SC-P005：2015)"、2016年3月.

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

橋倉 靖明	主任技術研究調査官
小嶋 正義	上席技術研究調査官
河野 克己	主任技術研究調査官
池田 雅昭	技術研究調査官
渡辺 藍己	技術研究調査官
芳賀 明日香	技術研究調査官
水田 航平	技術研究調査官
船田 立夫	技術参与
高倉 賢一	技術参与