

安全研究成果報告書

S/NRA/R Research Report

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 materials and harvested from LWRs

橋倉 靖明 小嶋 正義 田口 清貴 皆川 武史
池田 雅昭 渡辺 藍己 水田 航平 船田 立夫
高倉 賢一 河野 克己

HASHIKURA Yasuaki, KOJIMA Masayoshi, TAGUCHI Kiyotaka, MINAKAWA Takefumi, IKEDA Masaaki, WATANABE Aiki, MIZUTA Kohei, FUNADA Tatsuo, TAKAKURA Kenichi, and KONO Katsumi

システム安全研究部門

Division of Research for Reactor System Safety

原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

令和7年6月

June 2025

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

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

本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 田口 清貴 皆川 武史 池田 雅昭
渡辺 藍己 水田 航平 船田 立夫 高倉 賢一 河野 克己

要 旨

原子力規制庁は、長期施設管理計画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、商用発電炉の廃止措置が進められており、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。

本研究の目的は、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であり、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た。

本研究は、以下に示す4つの研究テーマからなり、それぞれ、原子力規制庁から研究機関及び大学に委託して実施した。その実施期間は令和2年度から令和6年度までである。

「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、実機材料（原子炉压力容器監視試験片）の輸送及び試験を実施して、健全性評価に関する知見を取得した。

「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及び試験を実施した。また、原子力規制庁は、委託先にて取得した試験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、電気ペネトレーション等）の健全性に関する知見を取得した。

「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）からの試験片採取工法、試験片採取計画等についての検討を行った。

「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、実機材料（原子炉冷却材再循環ポンプ）からの試験体採取を実施するとともに、試験の結果に基づき熱時効評価手法の保守性を確認した。

なお、原子力規制庁は、研究計画全体の策定を行うとともに、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等、研究全体のとりまとめを行った。

Study on verification of evaluation methods of aging degradation using metallic materials and electrical and I&C equipment harvested from LWRs

HASHIKURA Yasuaki, KOJIMA Masayoshi, TAGUCHI Kiyotaka, MINAKAWA Takefumi,
IKEDA Masaaki, WATANABE Aiki, MIZUTA Kohei, FUNADA Tatsuo, TAKAKURA Kenichi,
and KONO Katsumi

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 research 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 of plant life management.

In the studies we have conducted so far, 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 structures, system and components 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 conservativeness of the aging evaluation method based on accelerated degradation test results.

This research consisted of four research themes which had been conducted from FY 2020 to FY 2024.

The “Research on Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessel” was conducted by the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) under the auspices of the NRA, and they transported the harvested materials (surveillance specimens) and conducted the tests and acquired the data, accumulating the knowledge on integrity assessment as planned.

The "Study on Integrity Assessment of Electrical and Instrumentation Equipment" was done by Waseda University under the auspices of the NRA, and they procured test materials, conducted tests, and acquired data. The data obtained were analyzed and discussed by the NRA.

The "Research on Integrity Assessment of Reactor Inner Structure" was done by the Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI) under the auspices of the NRA, and they completed a study on making the sampling method and sampling plans of test specimens from aged materials (core internals), and so forth.

The "Study on Integrity Evaluation of Stainless-Steel Components" was done by the CRIEPI under the auspices of the NRA. Various tests were conducted to confirm the conservativeness of the evaluation method.

The NRA developed the overall study plans and coordinated with the electric utility companies to obtain the aged materials used in the studies.

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	8
2.1.3 RPV の健全性評価対象部位の代表性に係る研究	29
2.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究	42
2.2.1 概要	42
2.2.2 評価対象設備の選定、使用絶縁体及び使用環境調査	42
2.2.3 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験	45
2.2.4 事故時環境模擬試験	48
2.2.5 事故模擬試験後の劣化評価	55
2.3 炉内構造物の健全性評価に係る研究	57
2.3.1 概要	57
2.3.2 靱性低下に係る研究	58
2.3.3 予防保全対策技術の保守性に関する研究	67
2.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究	80
2.4.1 概要	80
2.4.2 研究計画の策定	80
2.4.3 原子炉冷却材再循環ポンプからの供試体採取及び試験片作製	82
2.4.4 試験の実施	86
2.4.5 保守性の検証	88
3. 結論	90
3.1 成果の要点	90
3.1.1 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究	90
3.1.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究	90
3.1.3 炉内構造物の健全性評価に係る研究	91
3.1.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究	91
3.2 目的の達成状況	92
3.2.1 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究	92
3.2.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究	92

3.2.3 炉内構造物の健全性評価に係る研究	93
3.2.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究	93
3.3 成果の公表等	93
3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表	93
3.3.2 委託先による公表	94
3.4 成果の活用等	97
3.5 今後の課題等	97
3.5.1 原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究	97
3.5.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究	98
3.5.3 炉内構造物の健全性評価に係る研究	98
3.5.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究	98
参考文献一覧	99
執筆者一覧	105

表 目 次

表 2.1.1	破壊靱性の移行量と ΔT_{41J} の比較に係る研究及び健全性評価対象部位の代表性に係る研究の計画	8
表 2.1.2	監視試験片の化学組成	9
表 2.1.3	本研究に使用する監視試験片の員数	9
表 2.1.4	監視試験片の引張試験結果	12
表 2.1.5	監視試験片のシャルピー衝撃試験結果	12
表 2.1.6	破壊靱性試験結果	14
表 2.1.7	本試験で使用する試験炉照射材料の化学組成、機械的性質等	16
表 2.1.8	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	17
表 2.1.9	多軸破壊試験装置の主要諸元	20
表 2.1.10	未照射材の試験マトリクス	32
表 2.1.11	S2T-1 材の微細組織分析結果まとめ	36
表 2.1.12	溶質原子クラスタの数密度、ギニエ半径、体積率のまとめ	39
表 2.1.13	溶質原子クラスタの平均化学組成のまとめ (at.%)	40
表 2.2.1	国内原子力発電所から入手した電気・計装設備の実機材料	43
表 2.2.2	実機材料及び加速劣化供試体の事故時環境模擬試験条件	49
表 2.2.3	電気ペネトレーション (TK2) の耐電圧試験結果	54
表 2.2.4	難燃 PH ケーブル (T1) 及び難燃 PH ケーブル (加速劣化) の引張破断強度及び破断時伸び率	56
表 2.3.1	採取ターゲット部位とその中性子照射量 (dpa) の範囲の案 (採取ターゲット案)	62
表 2.3.2	靱性低下試験マトリックス	64
表 2.4.1	熱時効試験マトリックス	82
表 2.4.2	引張試験結果	86
表 2.4.3	破壊靱性試験結果	87

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	温度モニタ外観状況.....	11
図 2.1.3	1X-WOL 試験片の修正加工.....	13
図 2.1.4	マスターカーブの模式図.....	15
図 2.1.5	B4 材母材 (T-L 方向) の T_{41J} と T_0 の相関	18
図 2.1.6	B4 材母材 (T-L 方向) の ΔT_{41J} と ΔT_0 の相関	18
図 2.1.7	多軸破壊試験装置の構成図.....	21
図 2.1.8	多軸破壊試験体の製作手順.....	25
図 2.1.9	多軸試験体の外観状況.....	26
図 2.1.10	LBLOCA 時の RPV 板厚内応力分布 (K 値最大時点)	26
図 2.1.11	多軸試験体で再現する応力分布及び膜/曲げ応力比 (σ_m / σ_b) の設定の考え方.....	27
図 2.1.12	多軸破壊試験における荷重の時刻歴データ	28
図 2.1.13	破断後の多軸試験体の外観状況	29
図 2.1.14	未照射材の比較対象部位選定の考え方	31
図 2.1.15	未照射材の採取位置におけるシャルピー T_{41J} と Mini-C(T)試験片で得られた T_0	33
図 2.1.16	供試材外観及び微細組織分析用試料採取位置	35
図 2.1.17	分析に供した WIM 材の外観	38
図 2.1.18	各試験片採取位置における溶質原子クラスタの数密度の照射量依存性	40
図 2.1.19	各試験片採取位置における溶質原子クラスタの平均ギニエ半径の照射量依存性	41
図 2.1.20	各試験片採取位置における溶質原子クラスタの体積率の平方根の照射量依存性	41
図 2.2.1	国内原子力発電所から入手した電気・計装設備の実機材料の構造・材料	44
図 2.2.2	絶縁体の表面状態.....	47
図 2.2.3	TG-DTA 曲線.....	47
図 2.2.4	難燃 PH ケーブル (T1) の応力ひずみ線図.....	47
図 2.2.5	ケーブルの電荷比の電圧依存性.....	47
図 2.2.6	低圧ケーブルと電気ペネトレーションの試験手順.....	48
図 2.2.7	低圧ケーブルの蒸気暴露の試験プロファイル.....	50
図 2.2.8	蒸気暴露試験中の絶縁抵抗測定.....	50
図 2.2.9	蒸気暴露試験中におけるケーブルの 1m 当たりの絶縁抵抗の時間変化 (難燃 PH ケーブル)	53
図 2.2.10	蒸気暴露試験中におけるケーブルの 1m 当たりの絶縁抵抗の時間変化 (難燃	

PN ケーブル)	53
図 2.2.11 蒸気暴露中における電気ペネトレーション (TK2) の絶縁抵抗の時間変化....	54
図 2.2.12 電気ペネトレーション (TK2) の絶縁抵抗と温度の関係.....	54
図 2.3.1 JSME 維持規格と破壊靱性値の関係	59
図 2.3.2 ターゲット照射量案.....	60
図 2.3.3 破壊靱性値 (部位別)	62
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.....	63
図 2.3.5 上部格子板からの採取イメージ	66
図 2.3.6 採取装置案	66
図 2.3.7 要素試験体	69
図 2.3.8 要素試験体の切断手順.....	70
図 2.3.9 要素試験体の残留応力測定結果	71
図 2.3.10 溶接残留応力及びショットピーニング模擬のため 2 次元解析モデル	72
図 2.3.11 溶接残留応力.....	73
図 2.3.12 ショットピーニング後の残留応力	74
図 2.3.13 切断解析に用いる 3 次元モデル	75
図 2.3.14 架構切断後の残留応力.....	77
図 2.3.15 中間切断後の残留応力.....	78
図 2.3.16 最終切断後の残留応力.....	79
図 2.4.1 供試体からの試験片採取案	83
図 2.4.2 供試体からの試験片採取案.....	84
図 2.4.3 二次切断供試体からの試験片採取案 (ID-1)	85
図 2.4.4 試験片例 (1T-C(T)試験片).....	85
図 2.4.5 J-R 曲線.....	87
図 2.4.6 H3T モデルによる J-R 曲線と試験結果の比較	88
図 2.4.7 H3T モデルによる J_{Ic} と試験結果の比較	89

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）
AESJ	Atomic Energy Society of Japan（一般社団法人日本原子力学会）
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）
DBA	Design Basis Accident（設計基準事故）
DTA	Differential Thermal Analysis（示差熱分析）
EFPY	Effective Full Power Year（定格負荷相当年数）
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）
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低下の予測モデル）
IAEA	International Atomic Energy Agency（国際原子力機関）
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）
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（一般社団法人日本機械学会）
LBLOCA	Large Break Loss of Coolant Accident（大破断冷却材喪失事故）
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 (原子炉压力容器)
SA	Severe Accident (重大事故)
SCC	Stress Corrosion Cracking (応力腐食割れ)
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 (開口変位を一定にした応力拡大係数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
運転時の異常な過渡変化	通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心（以下単に「炉心」という。）又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの
H3Tモデル	熱時効による材料の破壊靱性の低下を予測する際に用いられるモデル
加圧熱衝撃	原子炉の非常用炉心冷却系が作動し、1次冷却系が加圧状態のまま原子炉圧力容器内壁が同系からの冷却水により急冷されること等により容器内表面に大きな引張応力が発生する事象
監視試験片	定期的に原子炉圧力容器内から取り出され、各種試験を行うことによって、原子炉圧力容器の将来の健全性を評価するための試験片
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	絶縁電線（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
原子炉格納容器電線貫通部（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
高圧	直流にあつては750 Vを、交流にあつては600 Vを超え、7000 V以下の電圧区分
C(T)	コンパクトテンション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。本報告においては、特に断りのない限り、前者を指す。
重大事故等	重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く）又は重大事故
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。本報告では、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 転位ループ	直流にあつては750 V以下、交流にあつては600 V以下の電圧区分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。
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
マスターカーブ	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 ($K_{Ic}(\text{med})$) 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、事業者が実施する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、長期施設管理計画認可申請の審査（以下「長期施設管理計画の審査」という。）においては、原子炉その他の設備が長期供用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、長期施設管理計画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、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、加速劣化試験から得られた劣化挙動と実機材料の経年劣化挙動を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、高経年化対策上着目すべき重要な経年劣化事象の評価を実施するため、原子炉压力容器（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つの研究テーマを設定し、1.3に示す研究実施期間において研究を実施した。また、研究内容及び研究成果の規制への活用観点からの目的を以下に示す。

- (1)「原子炉压力容器の健全性評価に係る研究」では、監視試験片等を用いた試験を実施して、中性子照射脆化に係る長期施設管理計画の審査及び民間規格^(注1)の技術評価に資する技術的知見を蓄積することを目的とする。
- (2)「電気・計装設備の健全性評価に係る研究」では、国内の原子力発電所で長期間使用された電気・計装設備の実機材料（高圧ケーブル、低圧ケーブル、原子炉格納容器電線貫通部（以下「電気ペネトレーション」という。）及び弁駆動部）を用いた試験を実施

(注1) 例えば、一般社団法人日本電気協会「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。

して、電気・計装品の絶縁低下に係る長期施設管理計画の審査に資する技術的知見を蓄積することを目的とする。

- (3)「炉内構造物の健全性評価に係る研究」では、炉心シュラウド及び上部格子板で使用されているオーステナイト系ステンレス鋼を用いた試験を実施して、照射誘起型応力腐食割れ等に係る長期施設管理計画の審査に資する技術的知見を蓄積することを目的とする。
- (4)「ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究」では、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た試験を実施して、2相ステンレス鋼の熱時効に係る長期施設管理計画の審査に資する技術的知見を蓄積することを目的とする。

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年度にかけて実施した。

「原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究」では、令和2年度から令和6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（監視試験片）輸送及び試験を実施し、健全性評価に関する知見を取得した。

「電気・計装設備の健全性評価に係る研究」では、国内の原子力発電所で長期間使用された実機材料の電気・計装設備（ケーブル、電気ペネトレーション等）を入手し、設備の種類、要求機能等に応じた試験や分析を行うとともに、それらの結果を基に健全性評価手法の保守性を確認し、長期施設管理計画の審査に資する知見を拡充した。本研究の一部は令和2年度から令和6年度まで学校法人早稲田大学（以下「早稲田大学」という。）に委託して実施した。

「炉内構造物の健全性評価に係る研究」では、令和2年度から令和6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、令和8年度以降の実機材料（炉心シュラウド及び上部格子板）の採取に向けた、試験項目や採取工法等を計画どおり検討した。

「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年度から令和6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、破壊靱性試験などの各種試験を実施し、健全性評価手法の保守性に関する知見を得た。

各研究の全体行程を図1に示す。

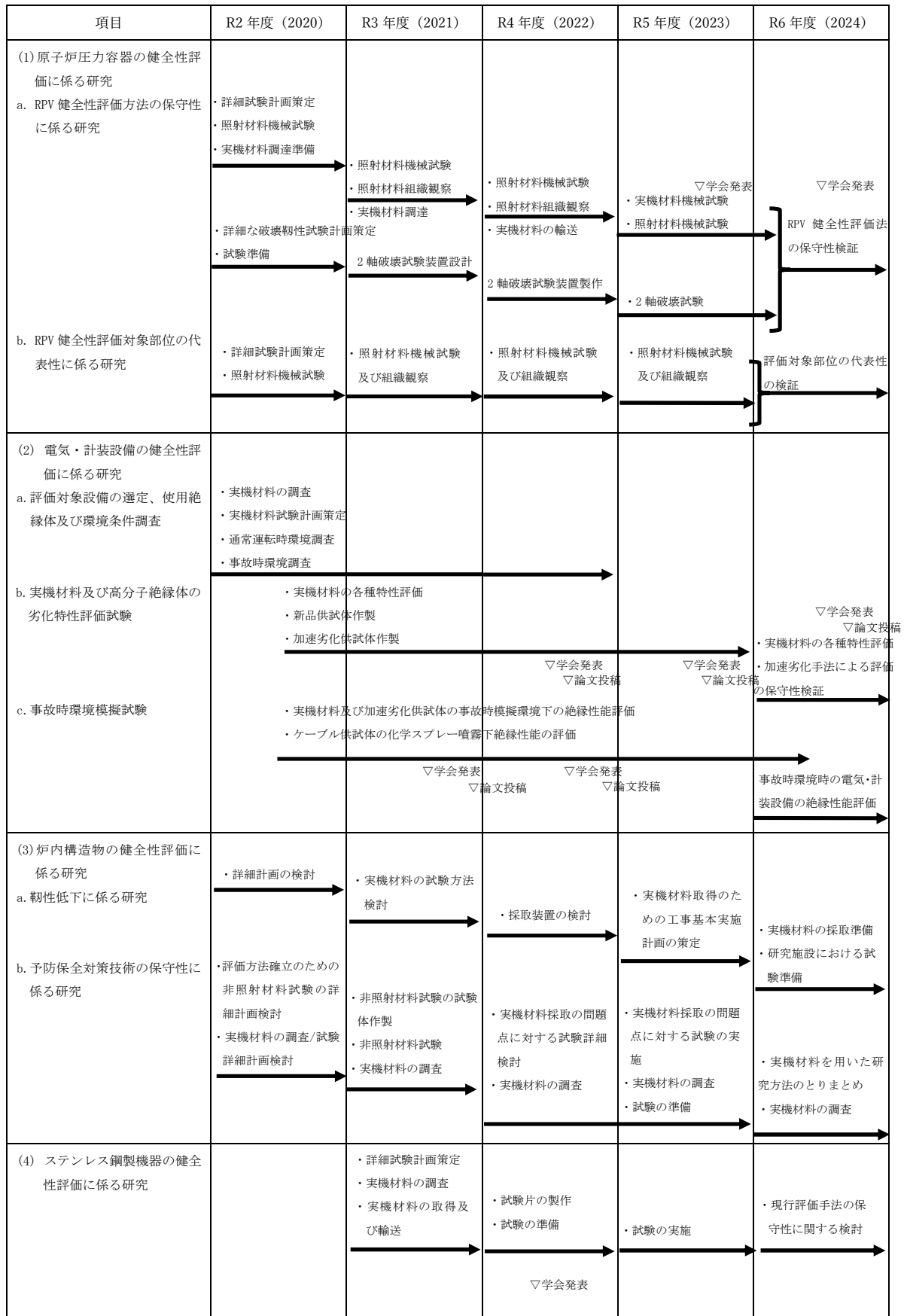


図 1 本研究の全体行程
Fig.1 Overall schedule of the research

2 本論

本報告は、「原子炉压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いる。以下、研究ごとに実施内容を記載する。

2.1 原子炉压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 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。このため、RPV の健全性を評価する際には、照射脆化に関す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、健全性評価方法の保守性を担保することが重要である。

また、運転の長期化に伴い、将来的に監視試験片の不足が懸念されており、試験片の再生が検討されている。現行の評価手法^{2.1.1}では、監視試験の試験後の残材を用いて監視試験片を再生した試験片を用いる場合の監視試験は、衝撃試験を対象としており、衝撃試験の吸収エネルギー41Jに対応する温度が母材に比べて溶接熱影響部（以下「HAZ」という。）の方が低い場合には、HAZ の試験片を除外し、母材の試験片で代表してもよいと規定されている。これは、母材が HAZ よりも照射脆化が進行すると考えられているためである。しかし長期運転により、HAZ の関連温度 RT_{NDT} が母材を上回ることが想定され、そのため HAZ を含む RPV 全体の健全性評価については母材を用いて実施することが難しくなる可能性がある。

そこで本研究は、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。これらの研究は、民間規格の技術評価を念頭に、超小型のコンパクトテンション試験片（以下「C(T)試験片」という。）であるミニチュア 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。

本研究は、実機に装荷されていた監視試験片（実機材料）を事業者から借用し、各種試験を実施した。実機材料の試験に先立ち、既往研究等において材料試験炉で中性子照射を受けた材料（以下「試験炉照射材料」という。）を有効に活用するため、試験炉照射材料を用いて未取得のデータを取得した。

本研究は、JAEA への委託研究として令和2年度から令和6年度にかけて実施したものである。研究計画全体は、実機材料や研究実施に必要な情報を取得するために、事業者との調整を考慮して策定された。委託研究の内容は、実機材料の原子炉からの取り出し作業、

試験計画案の策定、各種機械試験及び微細組織分析である。^{2.1.2-2.1.5}

(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、運転期間中に 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の結果に基づいて評価される。この評価は、衝撃試験から得られた吸収エネルギーの平均遷移曲線において、遷移温度として定義される吸収エネルギー41 J に対応する温度（以下「 T_{41J} 」という。）の変化量から導かれる。 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は、移行量（以下「 ΔT_{41J} 」という。）と呼ばれる。

RPV の健全性評価のイメージを図 2.1.1 に示す。ここで①は、RPV 内面に想定した亀裂（以下「仮想欠陥」という。）の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遷移曲線を設定したものである。また②は、破壊を発生させようとする力の時間変化として加圧熱衝撃（以下「PTS」という。）時の温度分布に起因する仮想欠陥先端の応力拡大係数の時間変化を設定したものである。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。RPV の健全性評価は、RPV 内壁が加圧状態のまま急冷され、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 PTS 条件下において、RPV の破壊が生じないことを確認する。具体的には、RPV の健全性評価は、照射後の破壊靱性遷移曲線（図 2.1.1 中の①）と応力拡大係数の時間変化曲線（図 2.1.1 中の②）を比較し、①と②が交差しないこと^{2.1.6}、すなわち、RPV が破壊しないことを確認する。この際、照射脆化の予測の指標である ΔT_{41J} は、「中性子照射による破壊靱性の移行量に等しい」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。

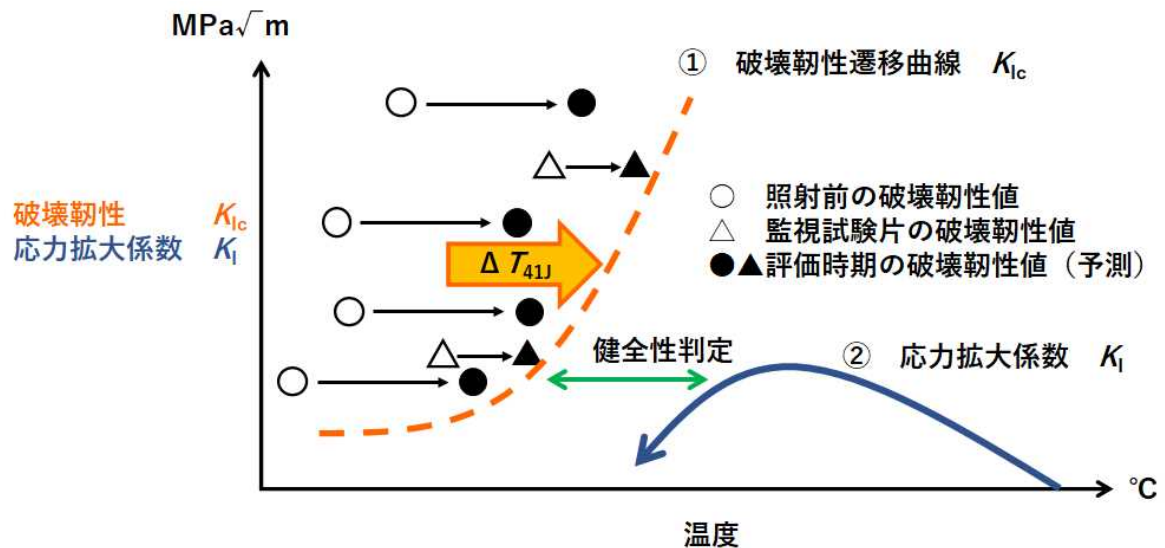


図 2.1.1 RPV 健全性評価のイメージ図

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、加圧状態のまま RPV 内壁が急冷され、RPV 鋼内部に温度勾配が生じる PTS 条件下において、RPV 内面に想定した仮想欠陥の最深部 10 mm での応力拡大係数（以下「 K 値」という。）と母材の板厚 1/4 位置又は溶接金属から採取した監視試験片の破壊靱性を比較することで評価される。RPV 内表面にはクラッド溶接施工に伴い形成される HAZ（以下「クラッド下 HAZ」という。）が仮想欠陥範囲内に含まれているが、クラッド下 HAZ の破壊靱性に係る知見は少ない。このため、クラッド下 HAZ の破壊靱性を確認し、母材の板厚 1/4 位置又は溶接金属の破壊靱性と仮想欠陥の最深部 10 mm における K 値を比較する方法の保守性を確認する必要がある。

国内の原子炉構造材の監視試験方法では、監視試験の試験後の残材を用いて監視試験片を再生した試験片を用いる場合の監視試験は、衝撃試験を対象としており、衝撃試験から得られる T_{41J} が母材に比べて溶接継手の熱影響部（以下「溶接継手 HAZ」という。）の方が低い場合には、HAZ の試験片を除外し、母材の試験片で代表してもよいと規定されている。しかし、溶接継手 HAZ は、母材とは異なり、製造時に調整された組織ではないため、非均質組織が破壊靱性のばらつきを引き起こす可能性がある。このため、中性子照射を受けた溶接継手 HAZ の破壊靱性を確認し、現状の母材を代表とする評価方法の保守性を検証する必要がある。

本研究の目的は、現行の健全性評価において母材が HAZ を代表する評価方法の保守性を検証することである。このため、母材と HAZ の照射脆化への影響を比較し、両者の破壊靱性等の機械的性質及び微細組織の違いに着目した試験を実施する。具体的には、RPV 鋼 HAZ を想定して製作された試験炉照射材等を用いて、以下のデータを取得した。

- ① PTS 事象時の仮想欠陥最深部であるクラッド下 10 mm 及び仮想欠陥範囲内に含まれているクラッド下 HAZ の破壊靱性データ
- ② 溶接継手 HAZ の非均質組織における機械的性質
- ③ 溶接継手 HAZ の板厚方向の破壊靱性の分布

また、運転の長期化に伴い、将来的に監視試験片の不足が懸念されており、試験片の再生が検討されている。なかでも、溶接継手 HAZ の試験片は、再生できる試験片数が少ないことから、産業界では、溶接金属の監視試験片の残材を使用することなど、溶接継手 HAZ の再生試験片においては板厚 1/4 位置以外からの採取可能性が検討されている。このため、RPV の健全性評価に用いる監視試験対象部位の保守性を確認するため、鋼材の板厚方向における溶接継手 HAZ の破壊靱性の違いの有無を検討する必要がある。本研究は、母材の板厚 1/4 位置の破壊靱性データと比較し、採取位置による破壊靱性のばらつきの程度を確認することも目的としている。

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 に示す。

表 2.1.1 破壊靱性の移行量と ΔT_{41J} の比較に係る研究及び健全性評価対象部位の代表性に係る研究の計画

Table 2.1.1 Research plan for comparing the amount of transition in fracture toughness and ΔT_{41J} , and that for determining the representativeness of the materials to be used for structural integrity assessment

	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 14×10 ¹⁹ HAZ 9.8×10 ¹⁹	11.6- 11.8×10 ¹⁹	13×10 ¹⁹	>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_{Ic} (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	○	○	○	○	—	—	—

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^{2.1.7-2.1.9}において長期間中性子照射を行った材料

※2： T_0 は JEAC4216-2015^{2.1.10}で定める破壊靱性参照温度

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2022)^{2.1.3} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

2.1.2 RPV の健全性評価方法の保守性に係る研究

(1)照射材料の ΔT_{41J} と破壊靱性移行量の確認

① 監視試験片を用いた機械試験

本研究は、JAEA に委託して実施したものであり^{2.1.2-2.1.5}、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} と破壊靱性の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。

- ・ 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

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。）を取得する。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^{2.1.6}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。

本研究は、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した。廃止措置の認可状況、輸送容器の手配の状況等を考慮して、九州電力株式会社玄海原子力発電所 2 号機にて 38 年間使用された監視試験片を調達し、本研究に供した。本研究で活用する調達した監視試験片は、原子炉圧力容器に使用されたものと溶解ロット番号が同一の SA533 Grade B Class 1 鋼板と溶接部である。化学組成を表 2.1.2 に示す。

監視試験片を本研究での試験に供するため、監視試験片を装荷したカプセルを試験施設へ輸送した。表 2.1.3 に監視試験片の員数を示す。

表 2.1.2 監視試験片の化学組成

Table 2.1.2 Chemical compositions of surveillance test specimens

供試材	化学成分 (wt.%)			
	Si	P	Ni	Cu
母材	0.25	0.005	0.57	0.03
溶接金属	0.31	0.012	0.84	0.07

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5}

表 2.1.3 本研究に使用する監視試験片の員数

Table 2.1.3 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
シャルピー衝撃試験片	16 本	12 本	16 本
引張試験片	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 (2022) ^{2.1.3} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

監視試験片の中性子照射量及び照射温度は、カプセルから取り出したドシメータ及び温度モニタの測定結果を基に計測した。中性子照射量は、中性子反応断面積のしきい値が 1 MeV 付近であり、生成核種の半減期が長く照射履歴の保存性が良い ²³⁸U から得られた $6.95 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) を代表値とした。

図 2.1.2 は、監視試験片の温度モニタの外観観察結果を示す。いずれのモニタも溶融した形跡は認められなかったことから、監視試験片の照射温度は 304°C (579°F) 以下と評価された。

a. 引張試験

引張試験は、JIS Z 2241 (1998)「金属材料引張試験方法^{2.1.11}」に準拠して、母材及び溶接金属のそれぞれについて、室温、150°C及び 288°Cの温度で実施した。表 2.1.4 に引張試験結果を示す。いずれの鋼種も引張特性について、引張強さは、150°C で最も低い値となったが、0.2%耐力は高温になるほど低くなった。また、破断伸び及び絞りは、試験温度範囲ではほぼ一定の値であった。

b. シャルピー衝撃試験

監視試験片一式に含まれるシャルピー衝撃試験片は、JIS Z 2242 (2005)「金属材料のシャルピー衝撃試験方法」^{2.1.12}に規定された標準試験片 (V ノッチ、幅 10mm)、母材 16 本、溶接金属 16 本) であった。シャルピー衝撃試験は、ASTM E 23-06“Standard Test Methods for Notched Bar Impact Testing of Metallic Materials”^{2.1.13}に準拠して実施した。衝撃刃は、半径 8 mm である。

吸収エネルギー41 J 及び 68 J、横膨出量 0.90 mm、延性破面率 50 %に対応する温度並びに上部棚吸収エネルギーは、各試験片について測定した試験温度、吸収エネルギー、横膨出量、延性破面率を基に作成した平均の遷移曲線から求めた。表 2.1.5 は、監視試験片のシャルピー衝撃試験結果を示す。

位置	融点	外観
TOP	579° F (304°C)	
TOPMID	590° F (310°C)	
MID	579° F (304°C)	
MIDBOT	590° F (310°C)	
BOT	579° F (304°C)	

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5}

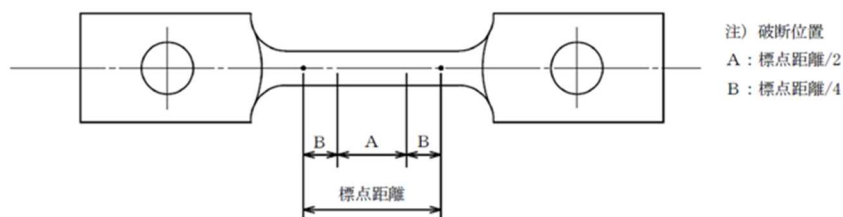
図 2.1.2 温度モニタ外観状況

Fig. 2.1.2 The appearance of the temperature monitor

表 2.1.4 監視試験片の引張試験結果

Table 2.1.4 Tensile test results for surveillance test specimens

銅種	試験片符号	試験温度 (°C)	0.2%耐力 (N/mm ²)	引張強さ (N/mm ²)	破断伸び (%)	絞り (%)	破断位置
母材	C-16	16	558	668	24.3	66.2	A
	C-17	150	506	616	23.9	66.4	A
	C-18	288	494	642	22.4	62.5	A
溶接金属	W-16	16	620	690	26.3	71.0	A
	W-17	150	567	640	23.5	67.9	A
	W-18	288	555	658	23.5	64.1	A



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

表 2.1.5 監視試験片のシャルピー衝撃試験結果

Table 2.1.5 Charpy impact test results for surveillance test specimens

供試材	T _{r30} (°C)	T _{r50} (°C)	T _{rs} (°C)	T _{r35M} (°C)	USE (J)
母材	-12	11	26	6	170
溶接金属	21	37	36	36	171

- 注) (1)T_{r30}: 吸収エネルギーが 41J (30ft-lb) に相当する温度。
 (2)T_{r50}: 吸収エネルギーが 68J (50ft-lb) に相当する温度。
 (3)T_{rs}: 延性破面率が 50%に相当する温度。
 (4)T_{r35M}: 横棒出量が 0.9mm (35mils) に相当する温度。
 (5)USE: 上部棚吸収エネルギー (全ての試験片が延性破面率 100%を示す温度以上の全ての試験片のエネルギーの平均値)

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

c. 破壞韌性試驗

監視試験片の破壊靱性試験は、ASTM E 813^{2,1,14} に準拠して実施し、母材 5 体、溶接金属 4 体に関する破壊靱性値を取得した。なお、試験片のリガメント部切断、サイドグループ加工は、国内監視試験の試験方法に準拠し加工した。加工の概要を図 2.1.3 に示す。

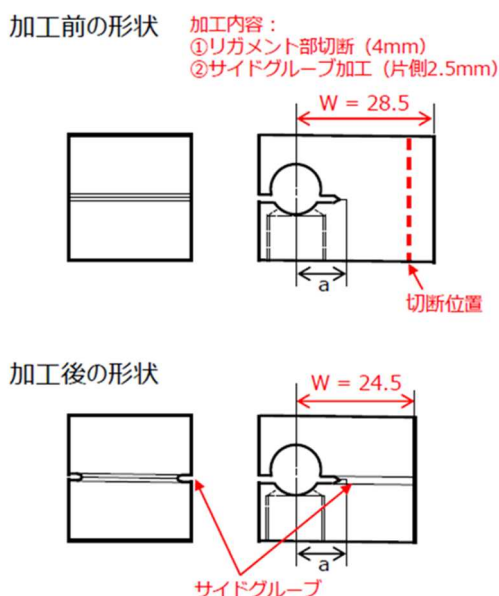


図 2.1.3 1X-WOL 試験片の修正加工

Fig. 2.1.3 Processing of 1X-WOL test specimens

WOL 試験等による破壊靱性値は、式 2.1.1 から 2.1.5 に示す基礎式を使用して求めることができる。ここで、式 2.1.1 及び 2.1.2 は弾性範囲の場合、式 2.1.3 から 2.1.5 は弾塑性範囲の場合に対応している。弾性範囲では、式 2.1.1 の $f(a/W)$ が試験片形状に依存する。弾塑性範囲では、C(T)試験片と同様に荷重-荷重線変位から得られる A_{pl} と試験片寸法 B_N 、 b_0 、及び $\eta = 2 + 0.522 b_0 / W$ から K_I を求める。ここで、 η は、リガメント部に曲げ及び引張負荷が加わる場合の式を用いている。

$$K = \frac{P}{\sqrt{BB_N W}} f(\frac{a}{W}) \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (2.1.1)$$

[illegible]

[illegible]

[illegible]

[illegible]

ここで、 K ：応力拡大係数、 W ：幅、 B ：厚さ、 B_N ：正味厚さ、 a ：亀裂長さ、 P ：破断荷

重、 J : J 積分 J_{el} : 弾性成分、 J_{pl} : 塑性成分、 E : ヤング率、 ν : ポアソン比、 A_{pl} : 荷重-変位曲線の面積から弾性成分の面積を引いた面積、 K_J : J 積分から換算した K 値である。

試験結果を表 2.1.6 に示す。各試験結果に対して JEAC4206-2007 の K_{Ic} 式を用いて評価した T_p も併せて示す。 T_p の平均値は -18.3°C (母材 C 方向)、 62.3°C (溶接金属) と得られた。

表 2.1.6 破壊靱性試験結果

Table 2.1.6 Fracture toughness test results for surveillance test specimens

鋼種	試験温度 ($^{\circ}\text{C}$)	破壊靱性値 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)	T_p ($^{\circ}\text{C}$)
母材	-40	103	-12.1
	-20	148	-19.0
	-60	114	-39.8
	-80	71	-21.7
	-50	77	1.3
溶接金属	24	73	79.9
	50	117	68.2
	0	78	50.3
	40	129	51.0

② 試験炉照射材料機械試験

本研究のうち、照射材料の ΔT_{41J} と破壊靱性の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。

・ 試験炉照射材料を用いた破壊靱性の移行量と ΔT_{41J} の比較

試験炉において、高照射量領域まで中性子照射を受けた既存の照射材料の母材に対し、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^{2.1.10} (以下「JEAC4216」という。)に基づき、板厚 0.16 インチの Mini-C(T)試験片を用いた破壊靱性試験を実施し、フェライト鋼の T_0 を取得する。この結果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。ここで、高照射領域は、国内加圧水型原子炉の 60 年相当における原子炉压力容器胴部の推定中性子照射量を上回る範囲を指す。

本材料試験は、RPV 鋼の母材 (JIS G 3120 压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) に関して長期間の中性子照射を模擬した試験炉照射材料の機械試験を行い、シャルピー衝撃試験から得られる ΔT_{41J} と破壊靱性の移行量が同等であるという考え方の妥当性を確認するとともに、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ことを目的としている。試験炉照射材料に関

して T_{41J} との比較に使用する破壊靱性は、JEAC4216^{2.1.10} で規定されているマスターカーブ法に基づき取得できる参照温度 T_0 を用いることとする。マスターカーブの模式図を図 2.1.4 に示す。参照温度 T_0 は、マスターカーブを定義するパラメータであり、破壊靱性の中央値が $100 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ に等しくなるような温度とされ、マスターカーブの位置を特定する指標として用いられる。なお、マスターカーブ法は、フェライト系材料のへき開破壊の破壊靱性が最弱リンクモデルに基づくワイブル分布に従うとの考え方を基にした手法であり、破壊靱性の温度依存性やばらつきを設定できる方法である。また、マスターカーブは、破壊靱性の中央値 $K_{Jc(\text{med})}$ と温度の関係を示す曲線であり、その形状は一定である。

令和 2 年度から 6 年度にかけて実施した結果を以下に示す。

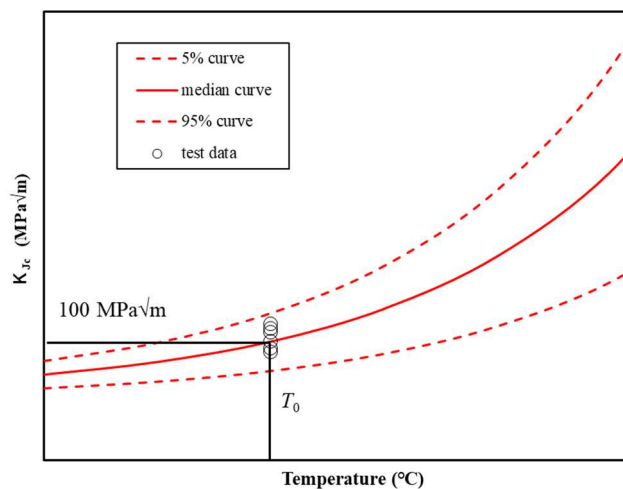


図 2.1.4 マスターカーブの模式図

Fig. 2.1.4 Schematic of the master curve

a. 供試材

本研究で使用した材料は、後述の既往事業において作製した試験炉照射材料の中から選定したものである。表 2.1.7 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。

表 2.1.7 に示す材料名「B4 材」は、中性子照射された RPV 鋼母材である。この材料は、もともと、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^{2.1.7}」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）^{2.1.8}」においてノルウェーのハルデン炉で中性子照射された照射材料である。「WIM 材（母材）」は、中性子照射された RPV 鋼母材である。この材料は、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。）^{2.1.9}」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照射材料である。また、「Steel A 材」は、JAEA の独自研究において JAEA の材料試験炉（JMTR）で照射した RPV 鋼母材である。

材料「B4 材」、「WIM 材（母材）」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、また、中性子照射量も高い。これらの全ての照射材料に関して、シャルピー衝撃試験による T_{41J} は取得済みであり、また、未照射試料の T_{41J} に対する照射試料の T_{41J} の増加量はいずれも 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。

材料「B4 材」及び「Steel A 材」は、シャルピー衝撃試験片の形状である。1 つの試験片の大きさは、10 mm×10 mm×55 mm（試験後残材の場合は、10 mm×10 mm×27.5 mm）と小さい。このため、本研究では、破壊靱性試験の試験片は、これら小型の試験炉照射材料から採取可能な、Mini-C(T)試験片とした。

表 2.1.7 本試験で使用する試験炉照射材料の化学組成、機械的性質等

Table 2.1.7 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	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 (2022) ^{2.1.3}

b. 機械試験

材料「B4 材」から作製した Mini-C(T)試験片 8 本に関する破壊靱性試験は、JAEA のホットラボ施設内の万能試験機（インストロン製 E10000）で疲労予亀裂導入を行った後、実施された。表 2.1.8 は、この試験結果を示す。また、図 2.1.5 及び図 2.1.6 は、それぞれ、B4 材母材（T-L 方向）の T_{41J} と T_0 の相関及び B4 材母材（T-L 方向）の ΔT_{41J} と ΔT_0 の相関を示す。ここで、破壊靱性参照温度 T_0 は、前述のとおり、試験結果から得られた破壊靱性を基に算出した値である。図 2.1.5 及び図 2.1.6 から、 T_{41J} と T_0 の相関及び ΔT_{41J} と ΔT_0 の相関は、ほぼ等価であることが確認できる。また、本試験で得られた結果は、既往研究で示された範囲内であることが確認できる。したがって、試験炉照射材によって得られた T_{41J} と T_0 の相関及び ΔT_{41J} と ΔT_0 の相関関係は妥当であると評価された。現行評価手法における

破壊靱性遷移曲線の設定方法は、本研究の試験範囲では保守的であることが分かった。

表 2.1.8 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 2.1.8 The results of fracture toughness tests using Mini-C(T) specimen for base metal (T-L direction) in B4 materials

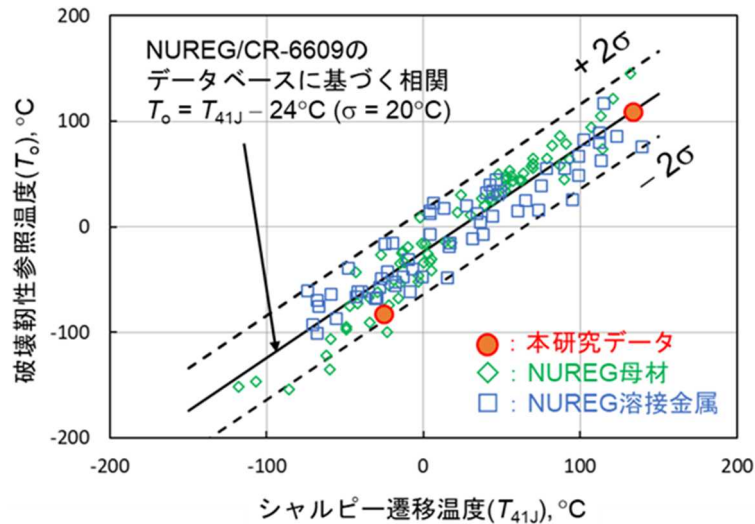
試験片 ID	初期亀裂 長さ※ ¹ (a_0), mm	Test Temp, °C	K_{Jc} (Mini- C(T)), MPa√m	$K_{Jc(limit)}$ (Mini- C(T)), MPa√m	K_{Jc} (1T), MPa√m※ ²	$K_{Jc(limit)}$ (1T), MPa√m※ ²	有効性 判定※ ³
4HC2①1	4.10	76.7	115.8	139.7	80.3	95.3	有効
4HC2① 1_2	4.04	65.6	86.3	140.3	61.8	95.8	有効
4HC1②1	4.06	70.2	113.7	140.7	79.1	96.1	有効
4HC1②2	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

※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 : 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 $0.05 \times (H2 - a_0)$ を超えないことを確認することにより判定した。

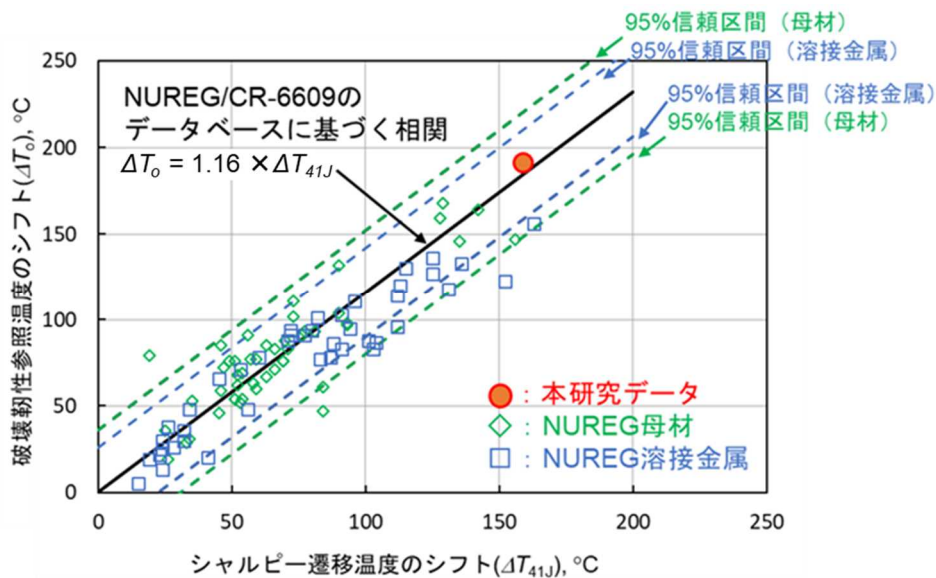
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2022) ^{2.1.3} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2022) ^{2.1.3}

図 2.1.5 B4 材母材 (T-L 方向) の T_{41J} と T_0 の相関

Fig. 2.1.5 Correlation between T_{41J} and T_0 for base material of B4 material



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2022) ^{2.1.3}

図 2.1.6 B4 材母材 (T-L 方向) の ΔT_{41J} と ΔT_0 の相関

Fig. 2.1.6 Correlation between ΔT_{41J} and ΔT_0 for base material of B4 material

(2) 2 軸破壊試験

本試験は、PTS 時の健全性評価に用いられる仮想欠陥と破壊靱性試験に用いられる C(T) 試験片の疲労亀裂先端における塑性拘束状態の相違が破壊靱性に及ぼす影響を評価することを目的としている。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、監視試験片で付与される荷重は1軸方向であり、監視試験片に付与される応力状態は、亀裂先端に付与される応力状態とは異なる。そのため、仮想欠陥とC(T)試験片における塑性拘束状態の相違点として、亀裂の形状やクラッドの有無、さらには応力条件に焦点を当てて試験及び解析を実施した。得られた試験結果を基に、各因子が破壊靱性に与える影響を評価した。また、本試験では、多軸試験装置による試験手法を確立し、単軸試験体及び多軸試験体の破壊試験を行い、2軸方向の力が加わる破壊試験の破壊挙動と1軸方向の力が加わる一般的な破壊靱性試験の結果の比較に資するデータを取得した。

検証の具体的な内容は以下のとおり。

- ・多軸破壊靱性試験装置の設計・製作
- ・試験の成立性検討
- ・単軸試験体及び多軸試験体の破壊試験

① 多軸破壊靱性試験装置の設計・製作

a. 小型多軸破壊試験に関する検討

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」において、試験温度-80℃までRPVの板厚を模擬した大型試験体の破壊試験を実施することができることを確認している。したがって、本研究における試験は、既存の装置の改造によって対応が可能である。しかしながら、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、様々に変化させた試験片の材料条件、温度条件及び負荷条件におい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、2軸応力やクラッドの拘束効果のRPVの破壊挙動に及ぼす影響の有無等を評価することができる手法を検討した。

b. 試験装置

さらに、試験装置を検討するための調査は、既に確立され実績がある事例について実施した。調査の結果、板厚が10mm程度の小型の試験片も採用された事例が確認された。しかしながら、このような小型の試験片は、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ため十分であるかについて検討する必要がある。例えば、Bassら^{2.1.15}は、温度-30℃での試験で2軸効果を確認するためには100mmの断面が必要であると述べている。一方、Linkら^{2.1.16}は、マスターカーブが適用可能な場合、板厚100mmよりも小さい十字型試験片を用いた試験が低温側（-85℃以下）で実施すれば実現可能であるとし、板厚50mm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、実機のPTS時における仮想欠陥の塑性拘束状態が破壊靱性に及ぼす影響及び2軸荷重状態が破壊靱性に及ぼす影響を模擬するため、多軸試験体に2軸引張及び曲げ荷重を負荷できる多軸破壊試験装置の詳細設計を行った。多軸破壊試験装置の主要諸元を表2.1.9に示す。また、多軸破壊試験装置の構成を図2.1.6に示す。

表 2.1.9 多軸破壊試験装置の主要諸元

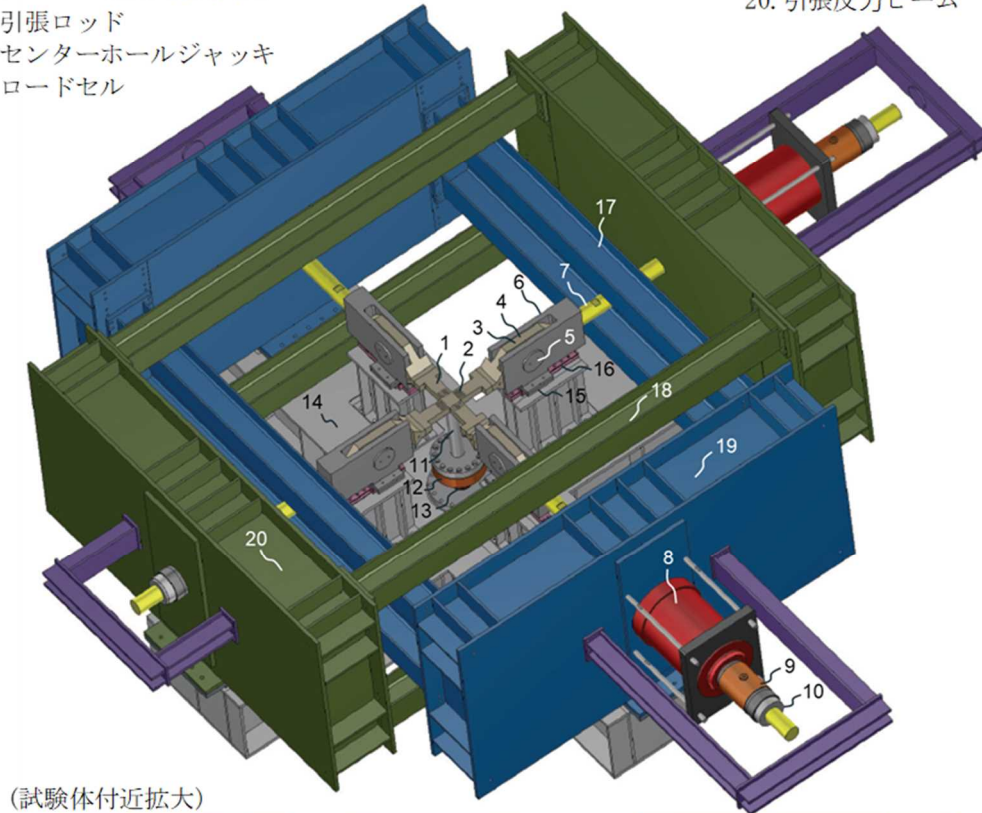
Table 2.1.9 Main specifications of multi-axis test equipment

区分	項目	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、板厚は 50 mm、幅は 80 mm
	亀裂	・表面長 40 mm、深さ 8 mm の半楕円亀裂
	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	・温度 -120°C から室温まで温度目標に対し $\pm 10^{\circ}\text{C}$ の管理幅で制御
	試験体における温度管理領域	・試験体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包絡できれば十分であり、冷却設備が不必要に大きくなるような最小限の寸法とする。
	冷却速度	・窒素ガス冷却により、室温から -120°C への冷却を 48 時間程度以内に実施する。 (急冷によるセンサ類の損傷を防げる冷却速度)
	温度保持時間	・目標温度到達後、2 時間の保持が可能
荷重	荷重容量	・曲げ荷重 500 kN ・各軸引張荷重 3000 kN
	負荷機構	・試験体に 2 軸の引張及び曲げ荷重を負荷可能 ・引張荷重は 2 軸独立に制御ができ、曲げ荷重は多軸試験体の中央に 1 点の垂直力を負荷する機構とし、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、疲労や繰返し負荷を行わない。疲労予亀裂は別試験機にて 1 軸の曲げで導入する。
計測	荷重	・ロードセル (容量 3000 kN×2 台、500 kN×1 台)
	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を確認できること。
	クラッド下亀裂の破壊検知	・ロードセル、ひずみゲージ、AE センサ、加速度センサ

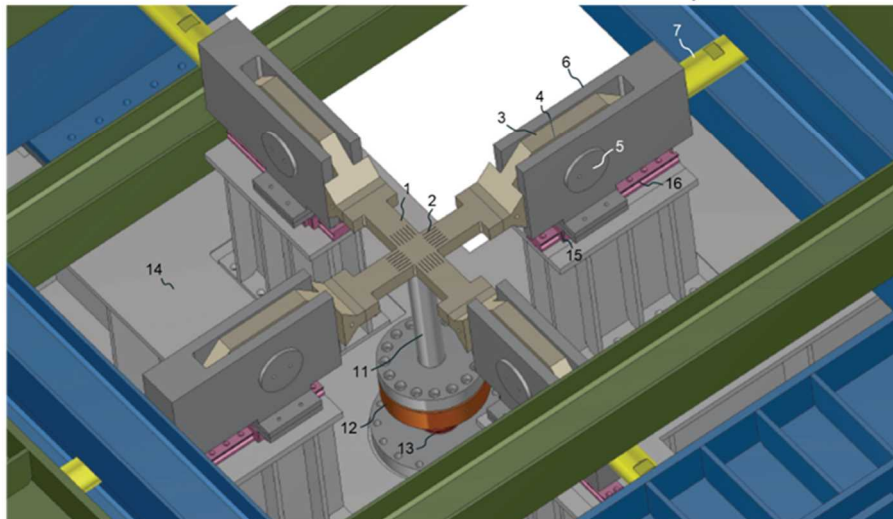
1. 2 軸引張・曲げ試験体
2. 応力整流化スリット
3. クレビス (試験体に溶接)
4. 球面軸受
5. ピン
6. クレビス (曲げ荷重支持)
7. 引張ロッド
8. センターホールジャッキ
9. ロードセル

10. ナット
11. 曲げ荷重ボタン
12. 曲げ負荷用ロードセル
13. 曲げ負荷用ジャッキ
14. 曲げ反力フレーム

15. 直動ベアリング
16. スライドレール
17. 引張反力ロッド
18. 引張反力ロッド
19. 引張反力ビーム
20. 引張反力ビーム



(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 (2022) ^{2.1.3}

図 2.1.7 多軸破壊試験装置の構成図

Fig. 2.1.7 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（母材部）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)試験片を使用した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各種センサによる亀裂進展の計測方法等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基礎特性評価

利用可能な材料を調査した結果に基づき、本評価で使用した供試材は、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施工及び溶接後熱処理を施した材料である。なお、JRM 材は、軽水炉照射材料健全性評価研究において、Cu 含有量を変化させて作製された 3 材料のうち、Cu 含有量が中程度の材料である。熱影響部及び母材部の機械的性質の確認を目的として実施した試験は、(a) 引張特性の確認、(b) 母材部破壊靱性の確認、(c) HAZ 破壊靱性試験の確認及び(d) JRM 材における塑性拘束効果の確認に関する試験である。

試験から得られた結果は、以下のとおりである。

- ・ クラッド施工は問題なく実施できた。ビード外観が良好であること及びクラッド厚さが 4 mm を超えていることを確認した。なお、溶接後熱処理条件は、615 °C×1.5 h とした。
- ・ 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 程度までの組織は、粗粒 HAZ であると考えられた。また、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における組織は、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に基づき、 T_0 は、所定の方法により温度- 87 °C と評価された。
- ・ 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に基づき、 T_0 は、所定の方法により温度- 115 °C と評価された。

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を使用した予備試験として、破壊に及ぼす 2 軸効果や塑性拘束効果を評価するため、JRM 材の単軸平板曲げ試験を実施し、その結果、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。得られた結果は、以下のとおりである。

- ・ クラッド付き単軸試験体を用いて単軸破壊試験を実施し、破壊時の K 値評価を行った。破壊時の K 値は、JEAC4206-2007 に基づく破壊靱性遷移曲線を上回ることを確

認した。

- 単軸平板曲げ試験を実施し、クラッド有無に関わらず全ての単軸平板曲げ試験体が大きな塑性変形を生じることなく脆性破壊することが認められた。
- 全ての単軸平板曲げ試験体の破壊時の有効応力拡大係数 K_{eff} を解析により評価した。 K_{eff} を 0.4T-C(T) 試験片で取得した破壊靱性値に基づき 1T-C(T) に換算した破壊靱性マスターカーブの 5%信頼下限、平均曲線及び 95%信頼下限線と比較して、亀裂前縁の塑性拘束が小さいことを確認した。
- クラッド下の亀裂進展挙動の検知するため、単軸曲げ破壊試験体に取り付けたひずみゲージ、AE センサ、加速度センサの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を検知することにより、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。

③ 多軸試験体の破壊試験

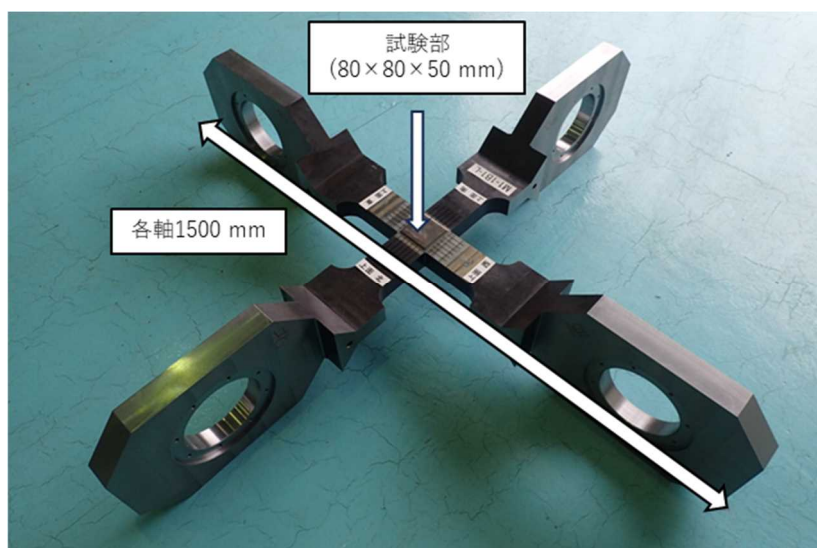
本試験に供するため製作した亀裂を有するクラッド付き多軸試験体は、原子炉圧力容器の構造健全性評価において想定される欠陥の塑性拘束状態等を模擬したものである。多軸試験体の製作手順及び多軸試験体の外観は、それぞれ、図 2.1.7 及び図 2.1.8 に示す。

本試験では、大破断冷却材喪失事故（以下「LBLOCA」という。）時の RPV 板厚内応力分布は、FEM 解析を実施し、その結果を再現するよう、膜/曲げ応力の比を調整することによって模擬することとした。本試験で模擬する RPV 板厚内応力分布は、図 2.1.9 に示す。LBLOCA 時の応力分布は、RPV 板厚内の温度勾配の存在により、非線形関数となる。一方、本破壊試験で用いる多軸破壊試験装置は、水平方向の引張荷重と鉛直方向の押込み荷重により膜応力・曲げ応力を重畳させる機構を採用している。そのため、試験体板厚内の応力分布は線形関数となる。そこで、本破壊試験では、RPV の仮想欠陥存在範囲（内表面約 10 mm）の応力勾配を線形近似することにより、多軸試験体の亀裂存在範囲（クラッド/母材界面約 8 mm）の応力分布を再現することとした（図 2.1.10）。具体的には、図 2.1.10 における多軸試験体中立軸位置での応力（赤線と一点鎖線の交差位置）を膜応力 σ_m 、y 切片（赤線の $x/a = 0$ の位置での応力）と σ_m との差を曲げ応力 σ_b としたとき、 $\sigma_m = 285 \text{ MPa}$ 、 $\sigma_b = 431 \text{ MPa}$ となることから、膜/曲げ応力比 $\sigma_m / \sigma_b = 0.66$ となるようにした。この膜/曲げ応力比を再現するため、弾性 FEM 解析に基づき、引張/押込み荷重比を約 4.6 とした。なお、LBLOCA では、事象発生直後に内圧 0 となることが想定されていること、RPV 板厚内部には熱応力のみが作用することから、水平 2 軸方向の膜応力比は 1:1 とした。

試験時には、各軸の荷重は、この荷重比率を一定としたまま、試験体が破壊するまで、単調増加させることとした。なお、制御方式は、変位制御とした。また、上述の荷重比率を維持できるような各軸の変位速度は、予め弾性範囲内で予備試験を実施し、各軸の荷重-変位関係を確認し決定した。多軸破壊試験の試験温度は、FEM 解析結果に基づき、 $-90 \text{ }^{\circ}\text{C}$

とした。

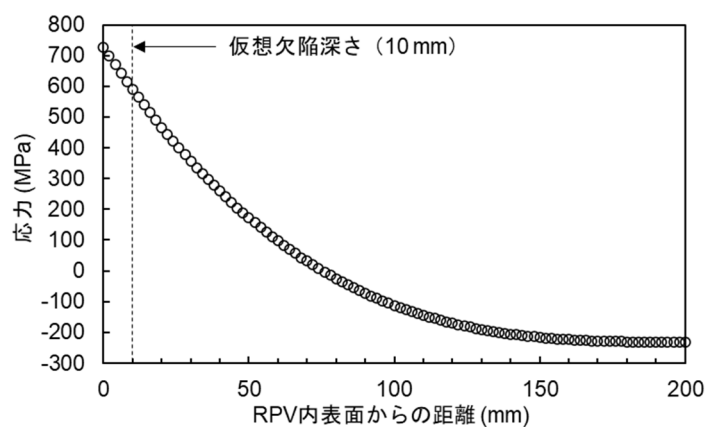
多軸破壊試験では、1 体の多軸破壊試験体について実施した。その結果、脆性破壊は、試験体の予亀裂から生じることが認められた。また、当該試験の間、荷重、変位、ひずみ等の計測は、今後、破壊時 K 値の評価に資するデータを取得するために実施された。試験時の荷重の時刻歴データ及び破断後の多軸試験体の外観状況は、それぞれ図 2.1.11 及び図 2.1.12 に示す。本研究では、実際の原子炉で想定される 2 軸方向の力が加わる破壊試験の破壊挙動と 1 軸方向の力が加わる一般的な破壊靱性試験の結果の比較に資するデータが取得された。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

図 2.1.9 多軸試験体の外観状況

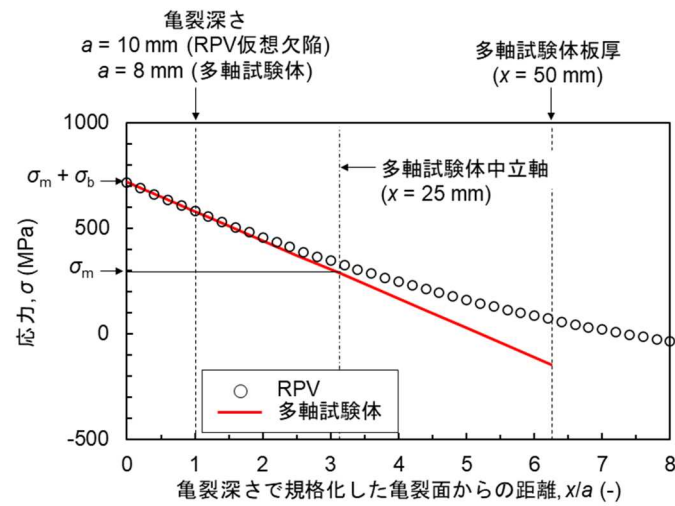
Fig. 2.1.9 Appearance of a multi-axial test specimen



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2023) ^{2.1.5}

図 2.1.10 LBLOCA 時の RPV 板厚内応力分布 (K 値最大時点)

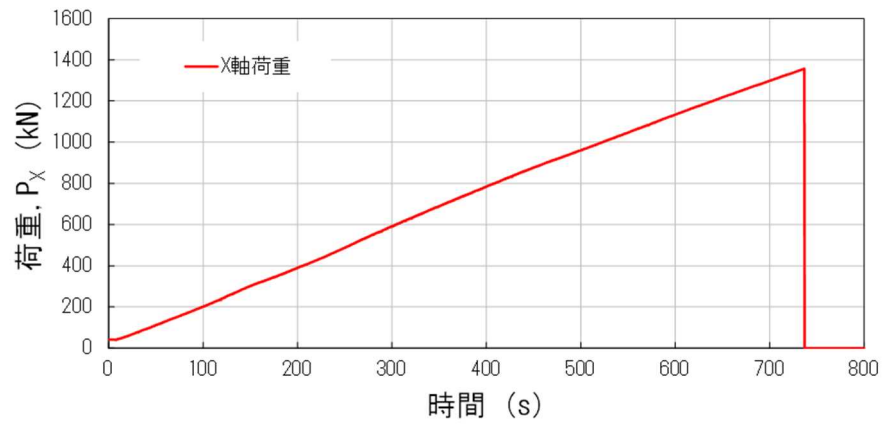
Fig. 2.1.10 Internal stress distribution in the RPV wall thickness during LBLOCA (at the time of maximum K value)



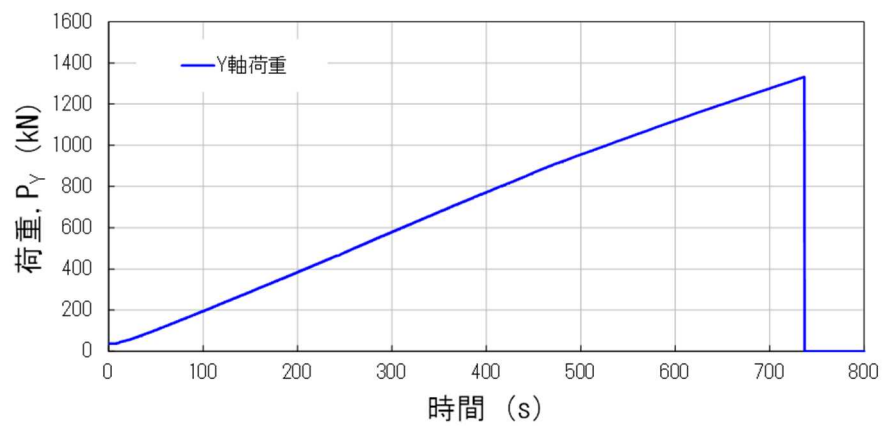
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5}

図 2.1.11 多軸試験体で再現する応力分布及び膜/曲げ応力比 (σ_m / σ_b) の設定の考え方

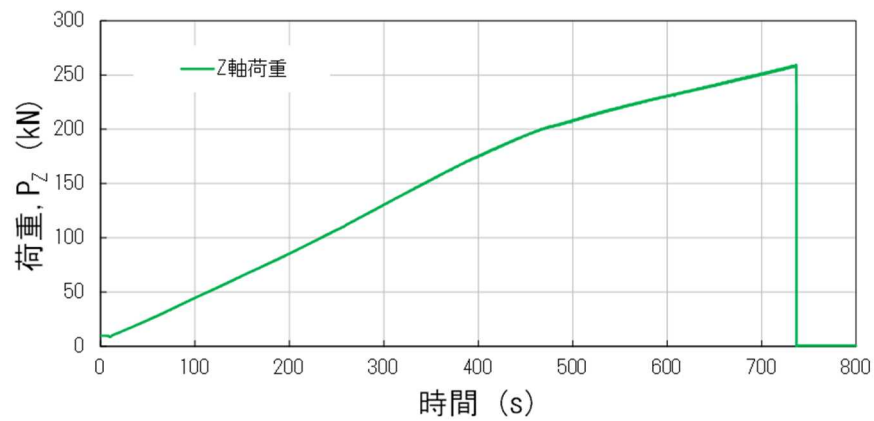
Fig. 2.1.11 Concept of setting the stress distribution and membrane/bending stress ratio (σ_m / σ_b) to be reproduced in the multi-axial specimen



(a) X 方向（引張（亀裂面垂直）方向）



(b) Y 方向（引張（亀裂面平行）方向）

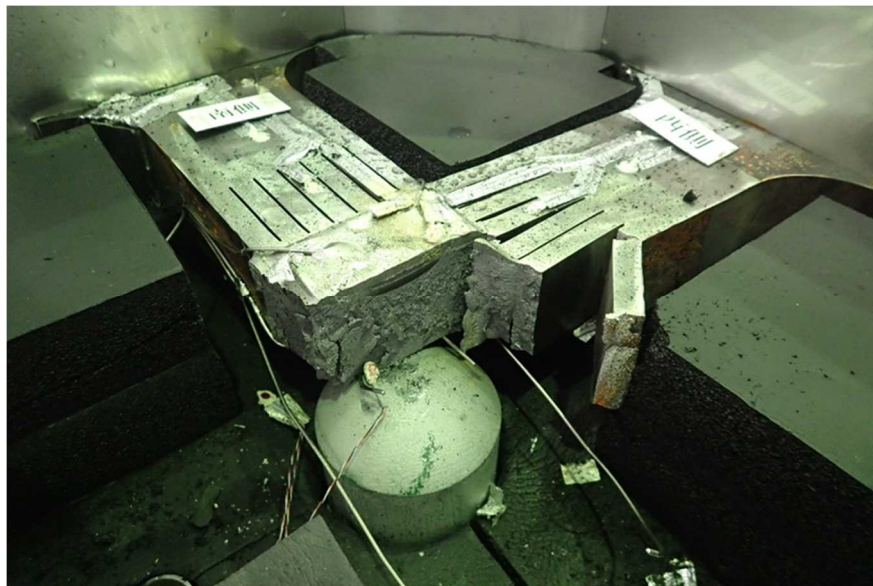


(c) Z 方向（押込み方向）

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5}

図 2.1.12 多軸破壊試験における荷重の時刻歴データ

Fig. 2.1.12 Transient data of load in multi-axial test



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5}

図 2.1.13 破断後の多軸試験体の外観状況

Fig. 2.1.13 Appearance of the multi-axial test specimen after rupture

2.1.3 RPV の健全性評価対象部位の代表性に係る研究

本項目は、JAEA に委託して実施したものであり ^{2.1.2-2.1.5}、その成果の概要を取りまとめたものである。

(1) 目的、試験内容及び成果概要

本研究は、RPV 鋼の健全性評価に関する機械的性質において、母材が HAZ を代表する現行の評価方法の保守性を検証することを目的として、母材と HAZ の機械的性質等に及ぼす照射脆化の影響を比較するため、母材と HAZ の破壊靱性等の機械的性質と微細組織の相違に着目した試験を実施することである。具体的には、RPV 鋼 HAZ を想定して製作

された試験炉照射材等を用いて取得した成果は、次の事項である。

- ① PTS 事象時の仮想欠陥最深部であるクラッド下 10 mm 及び仮想欠陥範囲内に含まれているクラッド下 HAZ の破壊靱性データ
- ② 溶接継手 HAZ の非均質組織における機械的性質
- ③ 溶接継手 HAZ の板厚方向の破壊靱性の分布

(2) 母材と HAZ の破壊靱性等の機械的性質

a. 未照射材

未照射材を用いて、クラッド下 HAZ の破壊靱性試験と継手 HAZ のシャルピー衝撃試験及び破壊靱性試験を実施した。鋼材の板厚方向における継手 HAZ の破壊靱性と比較するため、母材の板厚方向から Mini-C(T)試験片を採取し、破壊靱性試験を行った。

図 2.1.13 は、E1 材からの試験片採取位置及び比較対象部位選定の考え方を示す。比較用データのうち、板厚 1/4 位置 (①)、クラッド下 10 mm (②) 及びクラッド直下 (③) のデータは、「軽水炉照射材料健全性評価研究」で得られた結果^{2.1.17}を活用することとした。表 2.1.10 及び図 2.1.14 は、それぞれ、未照射の E1 材を用いた試験マトリクス及びその試験結果を示す。シャルピー衝撃試験は、JIS Z 2242 に準拠し、破壊靱性試験は、JEAC4216-2015^{2.1.10}に従って実施した。クラッド下 HAZ から採取した試験片の室温における $K_{Jc(limit)}$ (有効な破壊靱性の上限値)は、同試験片の室温における引張試験で得られた降伏応力を使用し、同電気技術規定で推奨されている WES-1108-1995^{2.1.18} の推定式 (式 2.1.6) から試験温度における降伏応力を求め設定した。

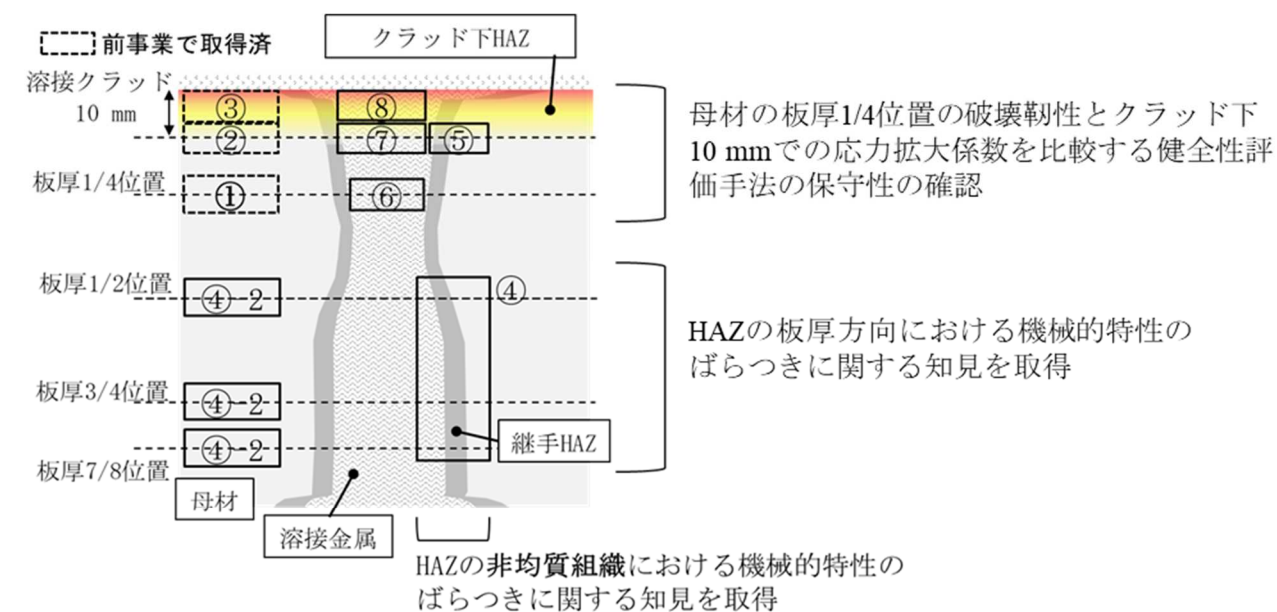
$$\sigma_{YS(T)} = \sigma_{YS(RT)} \exp \left\{ \left[481.4 - 66.5 \ln(\sigma_{YS(RT)}) \right] \left[\frac{1}{T+273} - \frac{1}{293} \right] \right\} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (2.1.6)$$

ここで、 $\sigma_{YS(T)}$ は、温度 $T^{\circ}\text{C}$ における降伏強さ (MPa)、 $\sigma_{YS(RT)}$ は、室温の降伏強さである。

未照射材に関する破壊靱性試験において得られた結果は、以下にまとめて示す。

- ① PTS 事象時の仮想欠陥最深部であるクラッド下 10 mm (②、⑦) 及び仮想欠陥範囲内に含まれているクラッド下 HAZ (③、⑧) の破壊靱性を確認した。クラッド下 HAZ (溶接金属) (⑧) の T_0 は、板厚 1/4 位置の T_0 (①) より低いことが認められた。
- ② 継手 HAZ の非均質組織における T_0 等の機械的性質を確認し、溶接継手 HAZ の採取位置 (④A 位置、B 位置及び C 位置) により機械的性質が異なり、B 位置の機械的性質が A 位置及び B 位置よりも低い傾向にあるものの、いずれの採取位置 (④板厚 1/4 位置相当の A 位置、B 位置及び C 位置) においても母材より機械的性質が高い結果となった。
- ③ 継手 HAZ の板厚方向による破壊靱性の差、即ち継手 HAZ の採取位置 (⑤A 位置及び B 位置、④板厚 1/4 位置相当の A 位置、B 位置及び C 位置、④板厚 7/8 位置の A 位置及び B 位置) による破壊靱性の差は、表面近傍ほど大きくなる傾向があることが認められた。したがって、板厚 1/4 位置から 3/4 位置の監視試験片から継手 HAZ を採取することが適当と考えられた。一方、HAZ では、母材に比べて T_{41J} と T_0 の両方とも低くなり、鋼材の表面近

傍の継手 HAZ 及び母材において機械的性質が優れることが認められた。



対象部位							
①1/4T母材	②クラッド下10mm母材	③クラッド直下HAZ(母材)	④継手HAZ	⑤クラッド下10mm継手HAZ	⑥溶接金属	⑦クラッド下10mm溶接金属	⑧クラッド直下HAZ(溶接金属)

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5}

図 2.1.14 未照射材の比較対象部位選定の考え方

Fig. 2.1.14 Approach to selecting the comparison target area for unirradiated material

表 2.1.10 未照射材の試験マトリクス

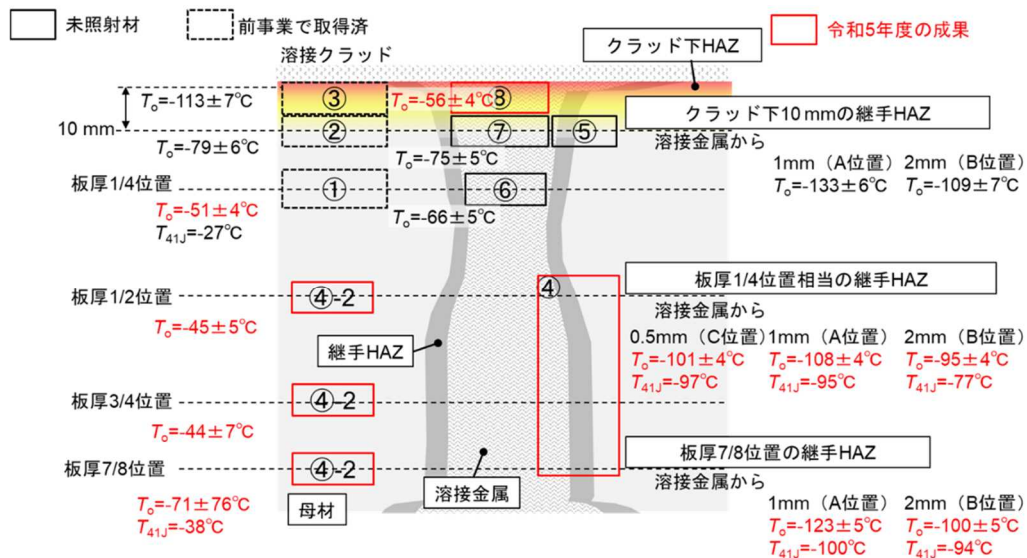
Table 2.1.10 Test matrix for unirradiated material

材料	板厚		採取位置		機械試験片類
E1	①	1/4 位置	母材		Mini-C(T)試験片
	②	クラッド下 10 mm	母材		Mini-C(T)試験片
	③	クラッド直下	クラッド下 HAZ		Mini-C(T)試験片
	④	1/4 位置から 3/4 位置	溶接継手 HAZ	A 位置	シャルピー衝撃試験片
				B 位置	0.4T-C(T)試験片
				C 位置	Mini-C(T)試験片
		7/8 位置	溶接継手 HAZ	A 位置	シャルピー衝撃試験片
				B 位置	Mini-C(T)試験片
	④-2	1/2 位置	母材		Mini-C(T)試験片
		3/4 位置	母材		Mini-C(T)試験片
		7/8 位置	母材		Mini-C(T)試験片
	⑤	クラッド下 10 mm	溶接継手 HAZ	A 位置	Mini-C(T)試験片
				B 位置**	
	⑥	1/4 位置	溶接金属		Mini-C(T)試験片
	⑦	クラッド下 10 mm	溶接金属		Mini-C(T)試験片
	⑧	クラッド直下	溶接金属		Mini-C(T)試験片

*全ての試験片は、T-L 方向で採取

**クラッド下 10 mm（母材）における溶接継手 HAZ の B 位置は T-S 方向の Mini-C(T)試験片を用いた破壊靱性評価も実施

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2021) ^{2.1.2} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5}

図 2.1.15 未照射材の採取位置におけるシャルピー T_{41J} と Mini-C(T)試験片で得られた T_0

Fig. 2.1.15 Charpy T_{41J} and T_0 of unirradiated material at each collection position

b. 照射材

クラッド溶接による HAZ と母材の破壊靱性の比較に資するため、E1 材 (照射材) の母材より加工した Mini-C(T)試験片を用いて破壊靱性データを取得した。クラッド下 HAZ の破壊靱性試験を実施した。試験結果からクラッド下 HAZ の破壊靱性値は、母材よりも高いことが分かった。

(3) 微細組織分析

HAZ を対象とし、また、溶質原子クラスタと転位ループに着目した微細組織分析及びその観察結果の定量評価は、溶接継手 HAZ に対する母材の代表性の確認に資することを目的として実施した。原子炉圧力容器に使用される材料では、溶質原子クラスタの形成やマトリックス損傷と呼ばれる照射欠陥集合体の形成が照射脆化の因子である。溶質原子クラスタとして銅 (Cu)、マンガン (Mn)、ニッケル (Ni)、シリコン (Si) が集積したクラスタが形成されること、マトリックス損傷として格子間原子型の転位ループが形成されることが明らかとなっている。母材部及び HAZ の溶質原子クラスタと転位ループを定量的に評価し、比較することで現行評価手法の母材の代表性を確認した。この微細組織分析を実施するに当たって活用した材料は、RPV 鋼クラッド下を模擬した、照射量 $9.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) の WIM 材 (ID. S2T-1、以下「S2T-1 材」という。) の中性子照射材である。微細組織分析の試料の採取位置は、図 2.1.15 に示すように、S2T-1 材のクラッド境界の 5 箇所である。すなわち、S2T-1 材のクラッド境界から 10 mm 離れた位置の母材部 (①)、クラッド下粗粒 HAZ (Coarse Grain HAZ (以下「CGHAZ」という。)) (②)、クラッド下細粒 HAZ (Fine Grain HAZ (以下「FGHAZ」という。)) (③)、溶接継手の CGHAZ (④) と

FGHAZ (⑤) である。溶質原子クラスタと転位ループに着目した微細組織分析及び観察結果の定量評価は、アトムプローブトモグラフィー (以下「APT」という。) 及びウィークビーム STEM (以下「WB-STEM」という。) を使用して実施した。

a. 転位ループ (サイズ、数、数密度)

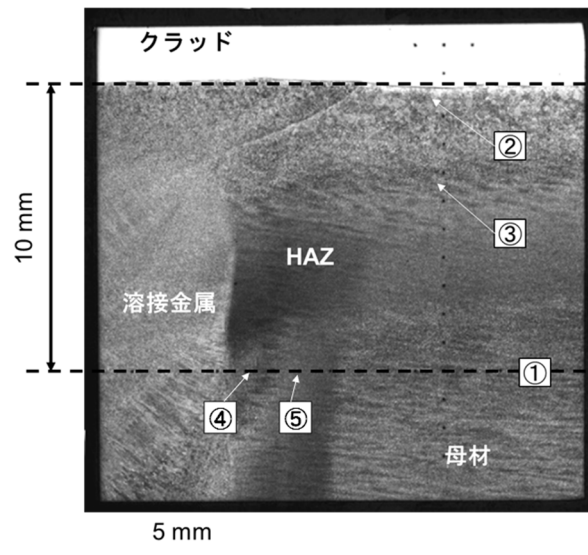
WB-STEM 観察の結果、小傾角粒界や格子不整合な析出物は、母材部 (①) に比べてクラッド下 CGHAZ (②) 及びクラッド下 FGHAZ (③) に多く存在することが見受けられた。また、転位ループの数密度は、母材部 (①) とクラッド下 CGHAZ (②) において同等であり、クラッド下 FGHAZ (③) において、これよりわずかに低いことが認められた。一方、クラッド下 CGHAZ (②) 及びクラッド下 FGHAZ (③) の転位ループの平均径は、母材部 (①) に比べて大きい傾向を示していることが認められた。

母材部 (①)、溶接継手 HAZ の CGHAZ (④) 及び溶接継手 HAZ の FGHAZ (⑤) において、転位ループの数密度に顕著な違いは、見られなかった。一方、転位ループの平均径は、母材部 (①) に比べて、溶接継手 HAZ の CGHAZ (④) 及び溶接継手 HAZ の FGHAZ (⑤) においてやや大きい傾向を示していることが認められた。

また、転位線密度の異なる領域で形成された転位ループの定量分析も実施した。この結果、転位ループの数密度は、転位線密度が高い領域ではばらつきが大きく、転位線密度が低い領域との大小関係に特定の傾向は、見られなかった。転位ループの平均径は、転位線密度が高い領域において、やや大きい傾向が見られた。

APT で観察された溶質原子クラスタの数密度と寸法、体積率は、分析試料の採取位置によって顕著な違いは見られなかった。

材料 S2T-1 材に関して各試験で得られた微細組織分析結果は、一覧表として表 2.1.11 に示す。この結果において、溶接部 (クラッド下 10 mm、①)、クラッド下 HAZ (②、③) 及び溶接継手 HAZ (クラッド下 10 mm、④、⑤) に関する溶質原子クラスタの数密度や寸法及び転位ループの数密度において、顕著な違いは見られなかった。一方、クラッド下 HAZ (②、③) 及び溶接継手 HAZ (④、⑤) のいずれにおいても、転位ループの平均径は、母材部 (①) に比べてやや大きい傾向が見受けられた。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2023) ^{2.1.4}

図 2.1.16 供試材外観及び微細組織分析用試料採取位置

Fig. 2.1.16 Location of sample collection for analysis of the appearance and microstructure of the test material

- ①: 母材部 (クラッド境界から 10 mm)
- ②: クラッド下 CGHAZ (クラッドとの境界から 0.5 mm)
- ③: クラッド下 FGHAZ (クラッドとの境界から 4 mm)
- ④: 溶接継手 CGHAZ (溶融境界から 1 mm)
- ⑤: 溶接継手 FGHAZ (溶融境界から 3 mm)

表 2.1.11 S2T-1 材の微細組織分析結果まとめ

Table 2.2.11 Summary of the results of the microstructure analysis of S2T-1 material

観察項目	評価項目	母材部 ^{※1} (クラッド 下 10 mm) (①)	クラッド下 HAZ		溶接継手 HAZ (クラッド 下 10 mm)	
			CGHAZ (②)	FGHAZ (③)	CGHAZ (④)	FGHAZ (⑤)
転位 ループ	平均径 (nm)	5.6	6.1	6.7	7.4	7.8
	検出された転位ループ数 (-)	570	235	212	183	336
	数密度 ($\times 10^{22} \text{ m}^{-3}$)	1.8	1.6	1.2	1.1	2.2
溶質原子 クラスタ	ギニエ直径 (nm)	3.1	3.0	3.1	3.0	3.2
	検出されたクラスタ数 (-)	202	79	81	163	132
	数密度 ($\times 10^{23} \text{ m}^{-3}$)	3.8	5.4	5.2	4.4	4.0
	(体積率) ^{1/2} ($\times 10^{-2}$)	7.6	8.5	9.0	7.7	8.1

※1 取得したデータの平均値 (転位ループ数及びクラスタ数は合計値)

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2023) ^{2.1.4}

b. 溶質原子クラスタの分析

照射量の異なる WIM 材の母材 1/4 位置及び HAZ に対する溶接原子クラスタの分析は、APT を用い実施した。当該分析に供した試料は、WIM 材 ^{2.1.13} のクラッド下から採取した S1Y-1 及び S2T-1、監視試験片採取位置に相当する板厚 1/4 位置から採取した M1T-1 及び 2Y-1 である。ここで、照射による微細組織変化の傾向を調べるため、各試験片採取位置で照射量の異なる 2 種類の供試材を採取している。S1T-1、M1T-1 及び 2Y-1 の外観は、図 2.1.16 に示すとおりである。なお、S2T-1 の外観は、図 2.1.15 で示したものである。

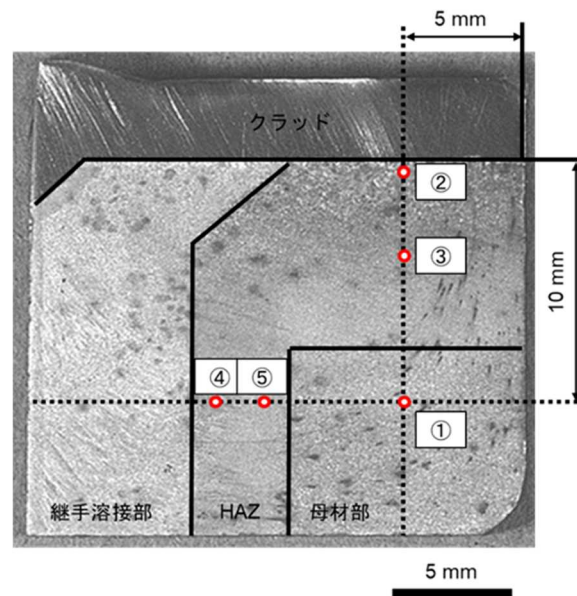
溶質原子クラスタの密度・ギニエ半径・体積率及び溶質原子クラスタの平均化学組成は、溶接原子クラスタ分析結果のまとめとして、それぞれ、表 2.1.12 及び表 2.1.13 に示す。低照射量における各試料の採取位置における数密度、ギニエ半径及び体積率の項目を高照射領域におけるこれらの項目と比較すると、いずれの項目も照射量の増加に伴って増加しており、照射により溶質原子クラスタの形成・成長が進行することが認められた。高照射 WIM 材 (S2T-1: 9.8×10^{19} 及び 2Y-1: $1.4 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$) (表 2.1.13 において、それぞれ濃い緑及び濃い青で網掛けしている) に着目すると、溶質原子クラスタの数密度は、母材の板厚 1/4 位置から採取した試験片において最も高かった。これは、この材料が全供試材中、最も照射量が高いことに起因するものであると考えられる。

図 2.1.18 は、溶質原子クラスタの数密度の照射量依存性を示す。この図において、板厚

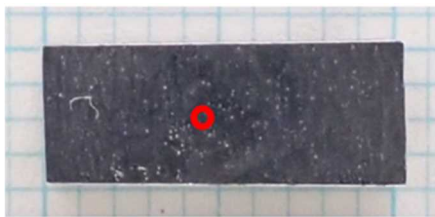
1/4 位置から採取した母材の直線の傾きは他の試験片採取位置のものよりもやや大きかったものの、他の試験片採取位置に関する直線の傾きとの顕著な違いは見られなかった。また、図 2.1.19 は、溶質原子クラスタの平均ギニエ半径の照射量依存性を示す。照射量と平均ギニエ半径の関係は、概ね同一の直線関係にあることが認められる。このことから、母材及び HAZ において、溶質原子クラスタの成長過程に顕著な違いはないものと推察される。図 2.1.20 は、溶質原子クラスタの体積率の照射量依存性を示す。体積率の平方根と脆化量は、比例の関係にあり、母材と HAZ の採取位置によって溶質原子クラスタの増加傾向に明確な違いは認められなかった。

表 2.1.13 は、溶質原子クラスタの平均化学組成を示す。全ての試験片採取位置において、照射量の増加に伴い Fe 及び Cu 組成が減少し、また、Ni、Mn、Si 及び P 組成が増加する傾向が認められた。これは、照射によって溶質原子（主に Ni、Mn、Si）が既に形成されている溶質原子クラスタに集積し、Fe 組成が減少したと推察される。一方、Cu 組成は、溶質原子クラスタに集積する原子数が比較的低照射量で飽和し、その後照射量の増加に伴い Ni、Mn、Si 原子が濃化して相対的に減少したと推察される。なお、溶質原子クラスタの平均化学組成は、各試験片採取位置で顕著な違いは認められなかった。

以上より、本供試材の範囲において、母材部を上回るような溶質原子クラスタの形成・成長は、HAZ において生じていないことが確認された。本供試材の試験範囲では、溶接継手 HAZ に対する母材の代表性が確認された。



(a) S1Y-1 (クラッド直下、 $9.3 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$)



5 mm

(b) M1T-1

(板厚 1/4 位置、 $1.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$)



5 mm

(c) 2Y-1

(板厚 1/4 位置、 $1.4 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$)

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5}

図 2.1.17 分析に供した WIM 材の外観

(赤丸: 観察用試験片の採取位置)

Fig. 2.1.17 Appearance of the WIM project materials used in the analysis

(Red circle: location of the test piece for observation)

表 2.1.12 溶質原子クラスタの数密度、ギニエ半径、体積率のまとめ

Table 2.1.12 Summary of the number density, Guinier radius and volume fraction of solute atom clusters

採取位置	照射量 (n/cm ²)	検出した クラスタ数 (-)	数密度 ($\times 10^{23} \text{ m}^{-3}$)	ギニエ半径 (nm)	(体積率) ^{1/2} ($\times 10^{-2}$)
母材部	1.4×10^{19}	92	1.9 ± 0.2	1.3	3.9
板厚 1/4 位置	1.4×10^{20}	339	7.7 ± 0.4	1.6	12.0
母材部	9.3×10^{18}	190	3.1 ± 0.2	1.3	4.7
クラッド下 10 mm	9.8×10^{19}	202	3.8 ± 0.3	1.6	7.6
クラッド下	9.3×10^{18}	81	2.2 ± 0.2	1.2	3.3
CGHAZ	9.8×10^{19}	79	5.4 ± 0.6	1.5	8.5
クラッド下	9.3×10^{18}	95	2.0 ± 0.2	1.3	3.6
FGHAZ	9.8×10^{19}	81	5.2 ± 0.6	1.6	9.0
継手 CGHAZ	9.3×10^{18}	62	2.4 ± 0.3	1.3	4.1
	9.8×10^{19}	163	4.4 ± 0.3	1.5	7.7
継手 FGHAZ	9.3×10^{18}	76	2.5 ± 0.3	1.3	3.8
	9.8×10^{19}	132	4.0 ± 0.3	1.6	8.1

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5}

表 2.1.13 溶質原子クラスタの平均化学組成のまとめ (at.%)

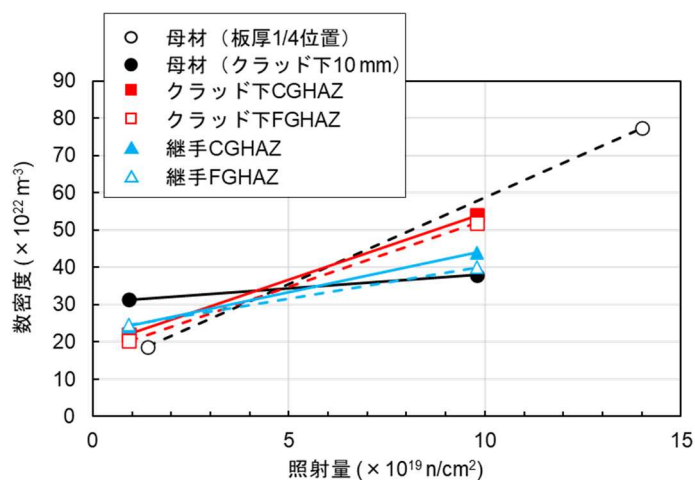
Table 2.1.13 Summary of average chemical composition of solute atom clusters (at.%)

採取位置	照射量 (n/cm ²)	Fe	Ni	Mn	Si	Cu	P	Other
母材部	1.4×10^{19}	82.5	4.5	3.9	1.6	5.9	1.0	0.6
板厚 1/4 位置	1.4×10^{20}	78.4	8.0	4.2	5.4	2.4	1.0	0.6
母材部	9.3×10^{18}	83.4	5.0	3.6	1.7	4.9	0.9	0.5
クラッド下 10 mm	9.8×10^{19}	78.7	6.6	4.8	4.6	3.6	1.3	0.5
クラッド下	9.3×10^{18}	82.2	5.5	4.3	1.8	5.0	0.6	0.6
CGHAZ	9.8×10^{19}	79.8	5.9	5.5	4.1	3.2	0.8	0.7
クラッド下	9.3×10^{18}	83.1	4.9	3.8	1.5	5.1	0.8	0.8
FGHAZ	9.8×10^{19}	78.3	6.4	5.5	4.3	3.6	1.1	0.8
継手	9.3×10^{18}	82.1	5.0	4.3	1.5	5.7	0.7	0.7
CGHAZ	9.8×10^{19}	78.1	7.1	5.1	4.6	3.4	1.0	0.7
継手	9.3×10^{18}	82.9	4.5	4.2	1.6	5.4	0.9	0.5
FGHAZ	9.8×10^{19}	78.9	6.7	5.1	4.3	3.4	1.2	0.4

表内色と供試材の対応

MIT-1	2Y-1	S1Y-1	S2T-1
-------	------	-------	-------

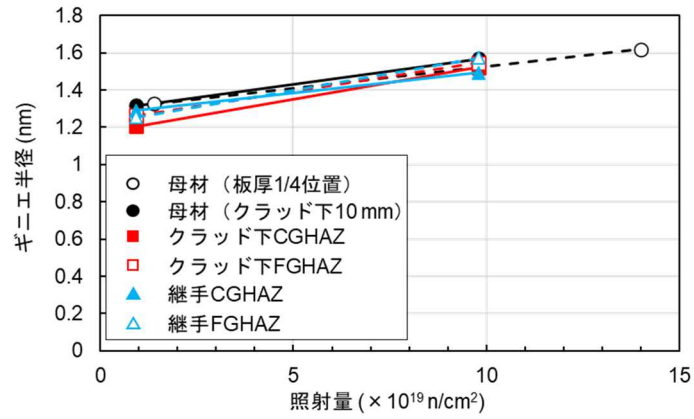
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5}



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5}

図 2.1.18 各試験片採取位置における溶質原子クラスタの数密度の照射量依存性

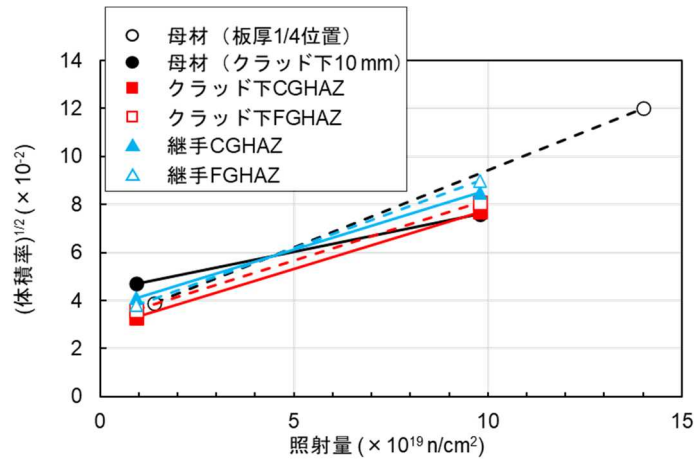
Fig. 2.1.18 Dependence of the number density of solute atom clusters at the position of each test piece on the irradiation dose



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5}

図 2.1.19 各試験片採取位置における溶質原子クラスタの平均ギニエ半径の照射量依存性

Fig. 2.1.19 Dependence of the average Guinier radius of solute atom clusters on the irradiation dose at each test piece sampling position



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) ^{2.1.5}

図 2.1.20 各試験片採取位置における溶質原子クラスタの体積率の平方根の照射量依存性

Fig. 2.1.20 Dependence of the square root of the volume fraction of solute atom clusters on the irradiation dose at each test piece sampling position

2.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究

2.2.1 概要

原子力発電所の電気・計装設備で使用される高分子絶縁体は、通常運転時の熱・放射線等により経年劣化する。設計基準事故又は重大事故等時の環境下において機能要求のある電気・計装設備は、高放射線量及び高温水蒸気にさらされ、高分子絶縁体は急激に劣化する。このため、長期施設管理計画の審査では、このような電気・計装設備の長期健全性は、通常運転時の経年劣化を加速劣化試験で模擬的に付与した後に、事故時環境に曝露する耐環境性能試験により評価されている。また、事故時環境下で機能要求のない電気・計装設備の健全性は、点検・検査結果により確認され、保守管理の妥当性が評価されている^{2.2.1}。

本研究では、国内の原子力発電所で長期間使用された電気・計装設備の実機材料を入手し、設備の種類、要求機能等に応じた試験や分析を行い、上記健全性評価手法の保守性を確認し、長期施設管理計画の審査に資する知見を拡充する。具体的には、事故時環境下で機能要求のある電気・計装設備については、低圧ケーブル、電気ペネトレーション、電動弁駆動部を対象として、高分子絶縁体の劣化状態の分析及び事故模擬環境下における絶縁性能等を確認する。事故時環境下で機能要求のない電気・計装設備については、屋外で使用された高圧ケーブルを対象として、水トリリー（外部から侵入した水分が絶縁体中を拡散して樹枝状に伸展する現象）^{2.2.2,2.2.3}に着目した劣化状態の分析を行う。本研究の一部は、早稲田大学に委託して実施しており^{2.2.4-2.2.7}、委託研究で実施した項目・内容については、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、使用絶縁体及び使用環境調査

本研究において国内の原子力発電所から入手し評価対象とした実機材料の種類、構造・材料、使用条件（通常運転時の環境条件・使用年数並びに設計基準事故（以下「DBA」という。）及び重大事故等（以下「SA」という。）の想定条件）等を表 2.2.1 及び図 2.2.1 に示す。なお、ここでは、同一又は類似の仕様の設備を複数入手した場合等は、使用条件がより厳しいものなどを代表で示している。実機材料の高圧ケーブルについては、表中に示すとおり使用条件の調査を行うとともに、令和 6 年度に取り出しを行い試験機関への輸送を完了している。

表 2.2.1 国内原子力発電所から入手した電気・計装設備の実機材料

Table 2.2.1 Electrical and I&C equipment obtained from nuclear power plants in Japan

種類	炉型 ※1	提供元	プラント 名※2	構造・材料 (参照先の 図番号)	使用条件					本報告書におけ る略称※3
					通常運転時の環境条件（実績）			想定事故条件 2.2.8-2.2.12		
					温度(°C)	放射線 線量率 (Gy/h)	使用期間	DBA (最高温度 T, 最 高圧力 P, 最大集 積線量 D)	SA (最高温度 T, 最高圧力 P, 最 大集積線量 D)	
低圧 ケーブル	PWR	関西電力	高浜 1	図 2.2.1(a)	61※4	0.0002	約 29 年	T: 約 122 °C P: 約 0.26 MPaG D: 607 kGy	T: 約 138 °C P: 約 0.305 MPaG D: 500 kGy	難燃 PH ケーブ ル (T1)
			高浜 2		58※4	0.00001	約 23 年			難燃 PH ケーブ ル (T2)
	BWR	東京電力	柏崎刈羽 6	図 2.2.1(b)	50.3	0.0172	約 26 年	—	—	難燃 PN ケーブ ル (KK6)
		中国電力	島根 2	図 2.2.1(c)	約 63	0.06	約 34 年	T: 約 171 °C P: 約 0.427 MPaG D: 270 kGy	—	難燃 PN ケーブ ル (S2)
電気ペネ トレーシ ョン※5	BWR	日本原電	東海第二	図 2.2.1(d)	57.2	0.04	約 44 年	T: 171 °C P: 0.309 MPaG D: 260 kGy	—	電気ペネトレー ション (TK2)
電動弁 駆動部	PWR	関西電力	美浜 1	図 2.2.1(e)	43.1	0.0001	約 31 年	T: 約 133 °C P: 約 0.26 MPaG D: 366 kGy	—	電動弁駆動部 (M1)
高圧 ケーブル	BWR	日本原電	東海第二	図 2.2.1(f)	40※6	—※7	約 32.5 年	—	—	高圧 CV ケーブ ル (TK2)
					40※6	—※7	約 26 年	—	—	高圧難燃 CV ケ ーブル (TK2)

※1 加圧水型原子炉 (PWR)、沸騰水型原子炉 (BWR) の別

※2 高浜 1・T1: 高浜発電所 1 号炉、高浜 2・T2: 高浜発電所 2 号炉、柏崎刈羽 6・KK6: 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉、島根 2・S2: 島根原子力発電所 2 号炉、東海第二・TK2: 東海第二発電所、美浜 1・M1: 美浜発電所 1 号炉

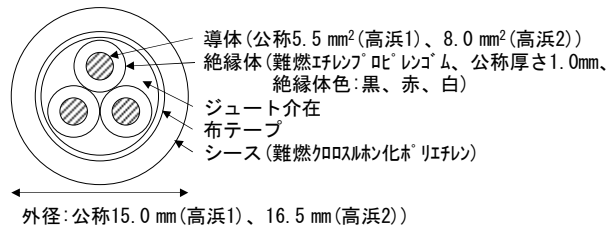
※3 難燃 PH ケーブル: 難燃エチレンプロピレンゴム絶縁難燃クロロスルホン化ポリエチレンシースケーブル、難燃 PN ケーブル: 難燃エチレンプロピレンゴム絶縁特殊クロロブレンゴムシースケーブル、高圧 CV ケーブル: 架橋ポリエチレン絶縁ビニルシースケーブル、高圧難燃 CV ケーブル: 架橋ポリエチレン絶縁難燃性特殊耐熱ビニルシースケーブル

※4 環境温度測定値に通電による温度上昇想定値 14 °C を加算した温度

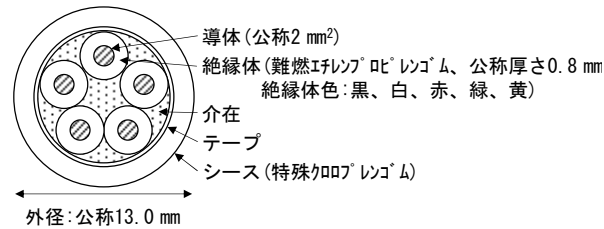
※5 今後は国内では使用されることが見込まれない電気ペネトレーションタイプ

※6 原子炉格納容器外で高圧 CV ケーブルが敷設されている区域における設計値

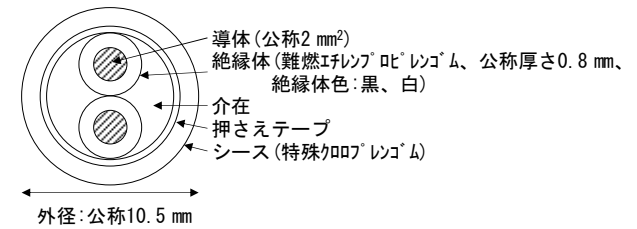
※7 放射線管理区域外



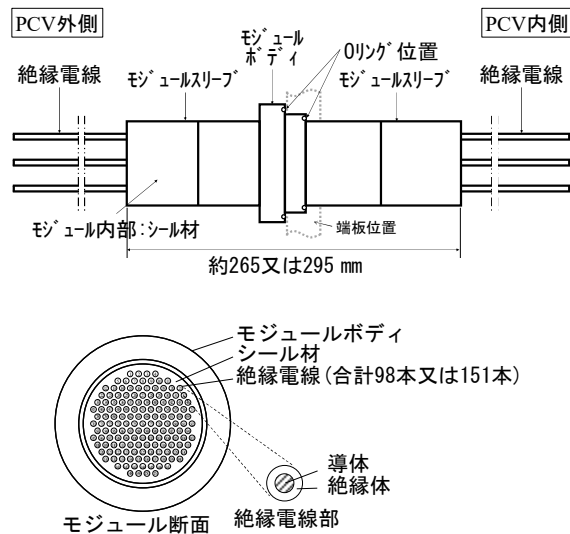
(a) 難燃 PH ケーブル (T1, T2)



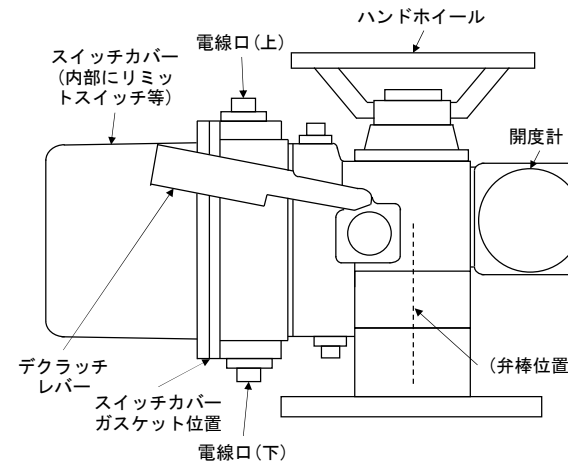
(b) 難燃 PN ケーブル (KK6)



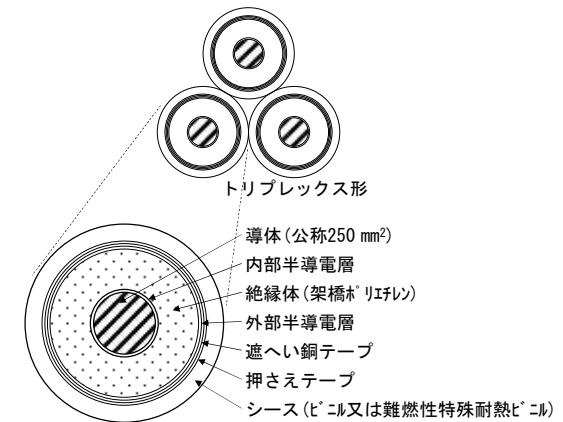
(c) 難燃 PN ケーブル (S2)



(d) 電気ペネトレーション (TK2)
 (実機材料の調査結果等を元に作成)



(e) 電動弁駆動部 (M1)



(f) 高圧 CV ケーブル (TK2) 及び
 高圧難燃 CV ケーブル (TK2)
 (実機材料の調査結果等を元に作成)

図 2.2.1 国内原子力発電所から入手した電気・計装設備の実機材料の構造・材料

Fig. 2.2.1 Structures and materials of the electrical and I&C equipment obtained from nuclear power plants in Japan

2.2.3 実機材料及び高分子絶縁体の劣化特性評価試験

実機材料の高分子絶縁体に状態監視手法等を適用して劣化状態を確認した。試験は、早稲田大学に委託して行った^{2.2.5}。ここでは、実機材の低圧ケーブルの難燃 PH ケーブル (T1) 及び比較用に作成した加速劣化ケーブルの結果を示す。加速劣化ケーブルは、実機ケーブルと同じ製造メーカーで同じ高分子絶縁材料を用いて製造した新品ケーブル (公称外径 11.5 mm、導体サイズ 2.0 mm²、導体数 3、公称絶縁体厚さ 0.8 mm) に対し、実機ケーブルの経年劣化を模擬するため実機ケーブルの使用条件に基づき加速劣化したものである。加速劣化条件 (100 °C・100 Gy/h で 1997 h) は、時間依存データの重ね合わせ手法^{2.2.13, 2.2.14}で算出した。

(1) 高分子構造等

ケーブルから取り出した絶縁体の管状供試体に対し、表面観察、フーリエ変換赤外分光測定、熱重量・示差熱 (以下「TG-DTA」という。) 測定、ゲル分率・膨潤度測定等を行った。ここでは、表面観察、TG-DTA 測定の結果を示す。

① 表面観察

デジタルマイクロスコープ (Keyence 社 VHX-5000) でケーブル絶縁体の外表面を観察した結果を図 2.2.2 に示す。図 2.2.2(b)に示すように、加速劣化ケーブルで介在繊維の跡が見られたが、難燃 PH ケーブル(T1)及び加速劣化ケーブルで表面状態に有意な差は見られなかった。

② TG-DTA

TG-DTA 装置 (SII 社 TG/DTA-6300) により難燃 PH ケーブル (T1) 及び加速劣化ケーブルの絶縁体の管状供試体を輪切りにした約 20 mg の試料を N₂ 100 mL/min の気流中で 50 °C から 900 °C まで 10 °C/min で昇温し重量変化等を測定した。図 2.2.3 に TG-DTA 曲線を示す。いずれも 310~480 °C 付近の温度領域で分解反応による重量減少が確認されるとともに、900 °C 時点での重量減少率は、難燃 PH ケーブル (T1) 及び加速劣化ケーブルにおいて、それぞれ 65%、66%であり、両者に大きな違いは見られない。

原子力規制庁は、本結果を基に次のとおり考察する。310~480 °C 付近では 2 段階で重量減少している。エチレンプロピレンゴムの標準材料の熱重量測定で 400~450 °C で急激な重量減少が一段階で起こる^{2.2.15}ことが報告されており、2 段階の重量減少は、低温側は難燃剤等の有機物の添加剤、高温側は絶縁体のベースポリマーのエチレンプロピレンゴムの熱分解によるものと考えられる。したがって、TG-DTA 曲線に大きな違いが見られないことから、難燃 PH ケーブル (T1) 及び加速劣化ケーブルの絶縁体は、ベースポリマー及びその他の添加剤の割合や高分子構造において大きな違いがないことを示している。

(2) 機械的性質

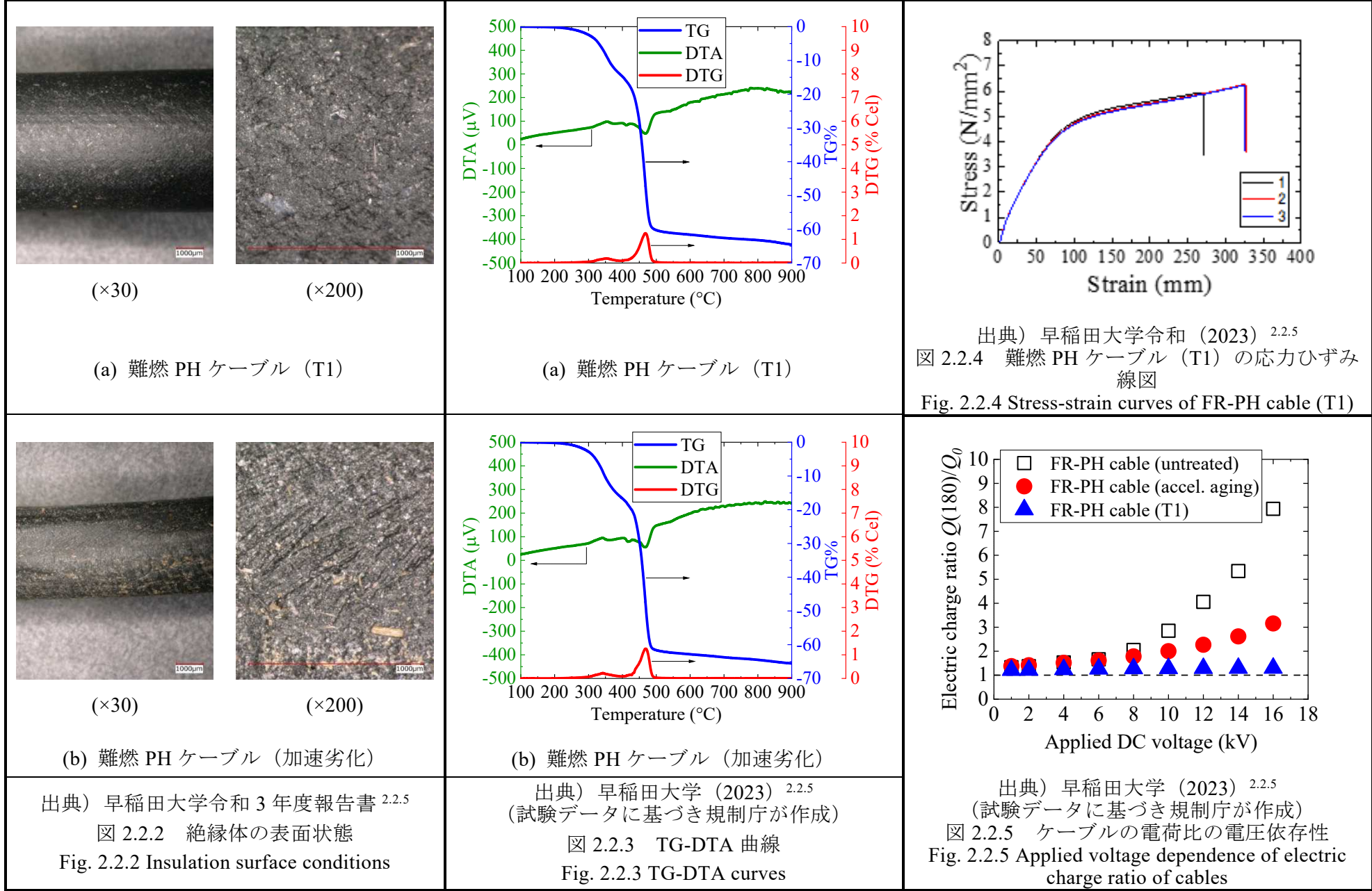
引張試験は、JIS C 3005-2000「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」^{2.2.16}を参照し、引張試験機 (インストロン社インストロン 5565 型) で難燃 PH ケーブル (T1) の絶縁体の管状供試体 (長さ 150 mm、3 体) に対してつかみ治具間 100 mm 及び引張速度 50 mm/min で

行った。図 2.2.4 に難燃 PH ケーブル (T1) の応力ひずみ線図を示す。難燃 PH ケーブル (新品) では、破断強度及び破断時伸び率の平均値はそれぞれ、 4.9 N/mm^2 、 481% である一方、難燃 PH ケーブル (T1) ではそれぞれ、 6.2 N/mm^2 、 307% であることから、新品時より破断強度は増加し、破断時伸び率は低下している。加速劣化ケーブルの時間依存データの重ね合わせ手法^{2.2.13, 2.2.14}による破断時伸び率の推定値は、約 321% でありおおむね整合している。

(3) 電気特性

ケーブルの電気特性の評価は、電流積分法^{2.2.17, 2.2.18} (以下「Q(t)法」という。)を用いて実施した。ここで、Q(t)法は、試料と計測用コンデンサーを直列に接続して直流電流を印加し、コンデンサーに蓄積する電荷量を計測することで試料に流れる電流を評価する手法であり、絶縁体の電気物性を詳細に評価するために使用電圧より高い直流電圧を印加するものである。今回、直流電圧 $1 \sim 16 \text{ kV}$ の範囲で電圧印加 (180 秒)、短絡 (60 秒) のサイクルを繰り返しながら段階的に昇圧させた。供試体は、難燃 PH ケーブル (T1)、難燃 PH ケーブル (加速劣化) 及び難燃 PH ケーブル (新品) である。ただし、難燃 PH ケーブル (加速劣化) は、難燃 PH ケーブル (T1) の劣化度を模擬したものではなく、 $100 \text{ }^\circ\text{C} \cdot 100 \text{ Gy/h}$ で 4003 h (「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」^{2.2.14} (以下「ACA 研究」という。)で設計基準事故を模擬した試験に合格したケーブルの最長劣化処理時間) 加速劣化した供試体で、難燃 PH ケーブル (T1) よりも厳しい劣化を付与したものである。図 2.2.5 に、電圧印加終了時 ($t=180 \text{ s}$) 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す。ここで、 $Q(180)/Q_0$ と 1 の差分が大きくなることは、ケーブル絶縁心線間の漏れ電流が大きくなることを意味する。いずれのケーブルも電圧 6 kV までは $Q(180)/Q_0$ の大きな変化は見られない。電圧が 6 kV を超える領域では、印加電圧の上昇とともに $Q(180)/Q_0$ は大きくなる。難燃 PH ケーブル (新品)、難燃 PH ケーブル (加速劣化)、難燃 PH ケーブル (T1) の順に大きいため、難燃 PH ケーブルは 6 kV 以上の高電圧領域での経年により漏れ電流が小さくなることを示している。一方、試験対象ケーブルは、定格 600 V の低圧ケーブルであり、いずれのケーブル供試体でも使用電圧領域で $Q(180)/Q_0$ と 1 の差分は小さい。このため、使用電圧領域では、難燃 PH ケーブル (T1) 及び難燃 PH ケーブル (加速劣化) は難燃 PH ケーブル (新品) と比較して電気絶縁性能は低下しておらず、また、難燃 PH ケーブル (T1) と加速劣化ケーブルの電気絶縁性能はおおむね同じ水準にあるといえる。

原子力規制庁は、(1)～(3)の分析結果に基づき次のとおり考察する。(1)～(3)の分析結果を踏まえれば、事故時環境下で機能要求のあるケーブルに現状適用されている健全性評価手法は、通常運転時の経年劣化と同等の劣化を加速劣化により供試ケーブルに付与することができると考えられる。また、健全性評価手法に含まれる種々の要素 (例えば、供試体の選定、使用条件の設定、試験条件の設定、耐電圧試験の実施など) に保守性が含まれる。これらの点から、当該健全性評価手法は、保守的な評価が可能であると考えられる。



2.2.4 事故時環境模擬試験

事故時環境下で機能要求がある電気・計装設備の実機材料を用いて事故時環境模擬試験を行い、蒸気暴露試験中の性能等を評価した。試験は、早稲田大学に委託して実施した^{2.2.5,2.2.6}。本研究では、実機材料の入手スケジュールに応じ試験等を実施している。以下に実機材料入手後に試験と評価まで進捗した低圧ケーブルと電気ペネトレーションについて示す。

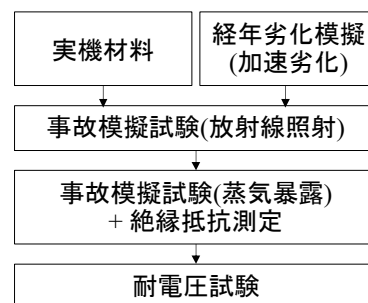
(1) 試験方法

① 低圧ケーブル

試験手順を図 2.2.6 に、試験条件を表 2.2.2 の No. 1～15 及び図 2.2.7 に示す。PWR 用ケーブルの試験は、当該ケーブルが SA 及び DBA 条件で使用されるため、国内 PWR の SA 包含条件（一定）、国内 PWR の SA 模擬条件（ステップ状）及び国内 PWR の DBA（LOCA）模擬条件で実施した。BWR 用ケーブルの試験は、当該ケーブルが DBA 条件で使用されるため、国内 BWR の DBA（LOCA）模擬条件で実施した。実機ケーブルの他、新品ケーブルに対し実機ケーブルの劣化を模擬するために加速劣化を行ったケーブルも同様に試験した。ただし、難燃 PN ケーブルの加速劣化供試体は、試験スケジュールの都合上、実機ケーブルの使用条件に基づく供試体が製作できなかったため、表 2.2.2 中の No. 15 に示す $100^{\circ}\text{C} \cdot 100\text{Gy/h}$ で 6990 h（ACA 研究^{2.2.14}において設計基準事故を模擬した試験に合格したケーブルの最長劣化処理時間）で製作した供試体を使用した。蒸気暴露中は、JIS C 3005: 2014^{2.16} の 4.7 項を参考に、エレクトロメータ（Keysight Technologies B2985A）により、ケーブル絶縁心線間（2 心の場合は黒心-白心間、3 心以上の場合は黒心-短絡させたその他の色の心線間）に直流電圧最大 100 V を印加し電流を 2 分ごとに測定した。図 2.2.8(a)に測定回路の模式図（3 心の場合）を示す。ケーブルの絶縁抵抗は、印加電圧値を電流値で除すことで得られる。蒸気暴露試験後に、日本産業規格 JIS C 3005: 2014^{2.16} の 4.6 項に基づく耐電圧試験として、ケーブルを室温で水中に 1 h 以上浸漬した後、AC 1500V を 1 分間印加し、絶縁破壊の有無を確認した（絶縁破壊なしの場合合格）。

② 電気ペネトレーション

試験手順を図 2.2.6 に、試験条件を表 2.2.2 の No. 16～17 に示す。蒸気暴露温度は、110 及び 130 $^{\circ}\text{C}$ 一定とした。蒸気暴露中は、図 2.2.8(b)に示す電気ペネトレーションモジュールの断面における位置を考慮して選定した隣接する絶縁電線 6 ペアにおいて、導体間の絶縁抵抗を測定した。絶縁抵抗測定の方法は、上記低圧ケーブルの場合と同様である。蒸気暴露試験後に、IEEE Std. 317-1983^{2.19} に基づき大気中で定格電圧による耐電圧試験（交流 600 V で 1 分間）を行い、絶縁破壊の有無を確認した（絶縁破壊なしの場合合格）。



※電気ペネトレーションは実機材料のみ
図 2.2.6 低圧ケーブルと電気ペネトレーションの試験手順

Fig. 2.2.6 Test procedure for low-voltage cables and electric penetrations

表 2.2.2 実機材料及び加速劣化供試体の事故時環境模擬試験条件

Table 2.2.2 Simulated accident environment test conditions for harvested samples and accelerated aging samples

No.	機器 名称	ケーブル種類(実 機材料又は加速 劣化)	実機使用条件 又は加速劣化条件	事故模擬試験条件※1						蒸気暴露 試験中の 絶縁抵抗 測定結果	耐電圧 試験結果 (○:合 格、×:不 合格)	備考	
				放射線 照射※2	蒸気暴露								
					線量 (kGy)	温度 (℃)	圧力 (MPaG)	時間 (h)	水蒸気 種別※3				化学 スプレ イ ※4
1	低圧 ケーブル	難燃 PH (T1)	61℃/0.0002 Gy/h/約 29 年	500	155	0.45	168※5	飽和	あり	図 2.2.9(a) (T1 ケーブル を代表で掲 載)	○	国内 PWR の SA 包含条件 (一定)	
2		難燃 PH (加速)	100℃/100 Gy/h/1997 h	500	155	0.45	168※5	飽和			○		
3		難燃 PH (T2)	58℃/0.00001 Gy/h/約 23 年	500	155	0.45	168※5	飽和			○		
4		難燃 PH (加速)	100℃/100 Gy/h/1289 h	500	155	0.45	168※5	飽和			○		
5		難燃 PH (T1)	61℃/0.0002 Gy/h/約 29 年	500	図 2.2.7(a)参照				あり	○	国内 PWR の SA 模擬条件 (ステップ 状)		
6		難燃 PH (加速)	100℃/100 Gy/h/1997 h	500						○			
7		難燃 PH (T2)	58℃/0.00001 Gy/h/約 23 年	500						○			
8		難燃 PH (加速)	100℃/100 Gy/h/1289 h	500						○			
9		難燃 PH (T1)	61℃/0.0002 Gy/h/約 29 年	1500	図 2.2.7(b)参照				あり	○	国内 PWR の DBA (LOCA)模 擬条件		
10		難燃 PH (加速)	100℃/100 Gy/h/1997 h	1500						○			
11		難燃 PH (T2)	58℃/0.00001 Gy/h/約 23 年	1500						○			
12		難燃 PH (加速)	100℃/100 Gy/h/1,289 h	1500						○			
13		難燃 PN (KK6)	50.3℃/0.0172 Gy/h/11.4 年	500	図 2.2.7(c)参照				なし	○	国内 BWR の DBA (LOCA)模 擬条件		
14		難燃 PN (S2)	63℃/0.06 Gy/h/18.6 年	500						○			
15		難燃 PN (加速) ※6	100℃/100 Gy/h/6990 h	500						○※7			
16	電気 ペネ トレー ション	電気ペネトレー ション (TK2)	57.2℃/0.04 Gy/h/約 44 年	800	110	0.04	168※5	飽和	なし	図 2.2.11(a)	表 2.2.3 参照	事故時の環 境を複数温 度で模擬	
				800	110	0.04	168※5	飽和					なし
17				800	130	0.17	168※5	飽和					なし

※1 放射線と蒸気を同時に暴露可能な試験設備が存在しないため、放射線暴露の後に蒸気暴露を行う逐次暴露を実施。

※2 ⁶⁰Co γ線を 10 kGy/h 以下で照射。難燃 PH ケーブル (T1)、難燃 PH ケーブル (T2) 及びその加速劣化ケーブルは約 9 kGy/h、難燃 PN ケーブル (KK6)、PN ケーブル (S2) 及びその加速劣化ケーブルは約 10 kGy/h、電気ペネトレーションは約 7 kGy/h。

※3 原則として飽和蒸気を使用するが、試験温度に対応す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を超える場合は、過熱蒸気を使用。

※4 電気学会推奨案^{2.2.20}を参考として、スプレー液は H₃BO₃ (2000-3000 ppm) + NaOH、pH 8.5～pH 10 相当、スプレー時間は開始から 24 h

※5 SA 対策の有効性評価で少なくとも 7 日間の評価が要求されている^{2.2.21} こと及び長期施設管理計画の認可申請における評価期間が 7 日間であることを踏まえた。

※6 No.15 の難燃 PN ケーブルの加速劣化供試体は、実機での劣化度を模擬したものではなく、100 °C・100 Gy/h で 6990 h (ACA 研究^{2.2.14}において「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」^{2.2.13} (以下「JNES ガイド」という。)) の試験方法に基づき設計基準事故を模擬した試験に合格したケーブルの最長劣化処理時間) 加速劣化した供試体。

※7 同条件で試験したケーブルの耐電圧試験は ACA 研究^{2.2.14}で実施済みでありその結果を記載。

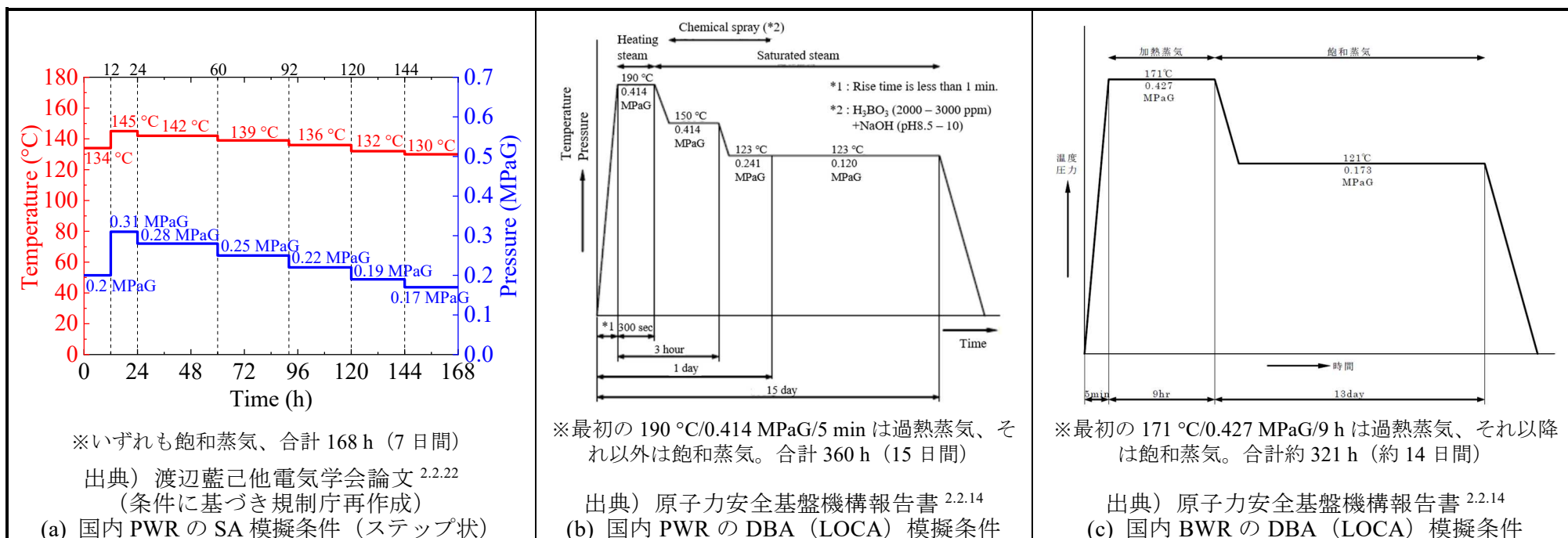
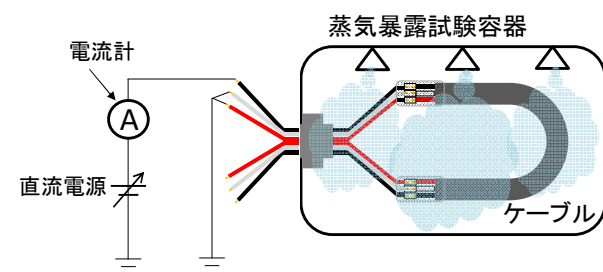
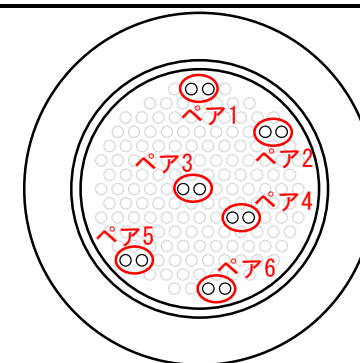


図 2.2.7 低圧ケーブルの蒸気暴露試験の試験プロファイル

Fig. 2.2.7 Steam exposure test profiles for low-voltage cables



出典) T. Minakawa et al. 2.2.23 (一部修正)
 (a) 低圧ケーブルの絶縁抵抗測定回路の模式図



(b) 電気ペネトレーションモジュールの断面位置における絶縁抵抗測定用絶縁電線ペアの位置のイメージ (絶縁電線 151 本の場合)
 (外周部 4 箇所、中央部 1 箇所、中間部 1 箇所)

図 2.2.8 蒸気暴露試験中の絶縁抵抗測定

Fig. 2.2.8 Insulation resistance measurement during the steam exposure test

(2) 事故時環境模擬試験の結果と考察

① 低圧ケーブル

早稲田大学は、低圧ケーブルに関する試験結果を取りまとめており^{2.2.5, 2.2.6}、原子力規制庁は、次のとおり同試験結果を整理している。図 2.2.9 に難燃 PH ケーブル (T1) 及び難燃 PH ケーブル (加速劣化) の蒸気暴露試験時の絶縁抵抗の経時変化を示す。図 2.2.9(a) に示すように、SA155 °C 一定条件では、絶縁抵抗は、試験開始後 24 h までに $10^8 \Omega \cdot m$ 程度に低下し、その後はほぼ一定で推移した。図 2.2.9(b) に示すように、SA ステップ状の条件では、絶縁抵抗は、蒸気暴露温度が上昇すると低下し、逆に、蒸気暴露温度が低下すると上昇する傾向を示した。全体として、絶縁抵抗は $10^8 \sim 10^9 \Omega \cdot m$ 程度で推移した。図 2.2.9(c) に示すように、DBA (LOCA) 条件では、絶縁抵抗は、初期の温度ピーク時に $10^6 \Omega \cdot m$ 程度に低下し、その後は蒸気暴露温度のステップ状の低下に伴い上昇し、 $10^9 \Omega \cdot m$ 程度で推移した。難燃 PH ケーブル (T1) と難燃 PH ケーブル (加速劣化) の絶縁抵抗は、蒸気暴露初期に若干の違いは見られるが、その後は全体的な挙動の傾向は良く一致している。難燃 PN ケーブル (KK6)、難燃 PN ケーブル (S2) 及び難燃 PN ケーブル (加速劣化) の DBA (LOCA) を模擬する蒸気暴露試験時の絶縁抵抗の経時変化をそれぞれ、図 2.2.10(a)、図 2.2.10(b) 及び図 2.2.10(c) に示す。絶縁抵抗は、初期の温度ピーク時に $10^6 \sim 10^7 \Omega \cdot m$ 程度に低下し、その後は蒸気暴露温度のステップ状の低下に伴い上昇し、 $10^8 \sim 10^9 \Omega \cdot m$ 程度で推移した。難燃 PN ケーブル (KK6) においては、試験中盤に絶縁抵抗の変動が見られたがその後、元の曲線に復帰しており、試験装置側の要因によるものと推定されるが詳細は不明である。難燃 PN ケーブル (S2) と難燃 PN ケーブル (加速劣化) の絶縁抵抗は、全体としてほとんど同じ挙動を示した。蒸気暴露試験後の耐電圧試験では、表 2.2.2 に示すように全てのケーブルが合格した。

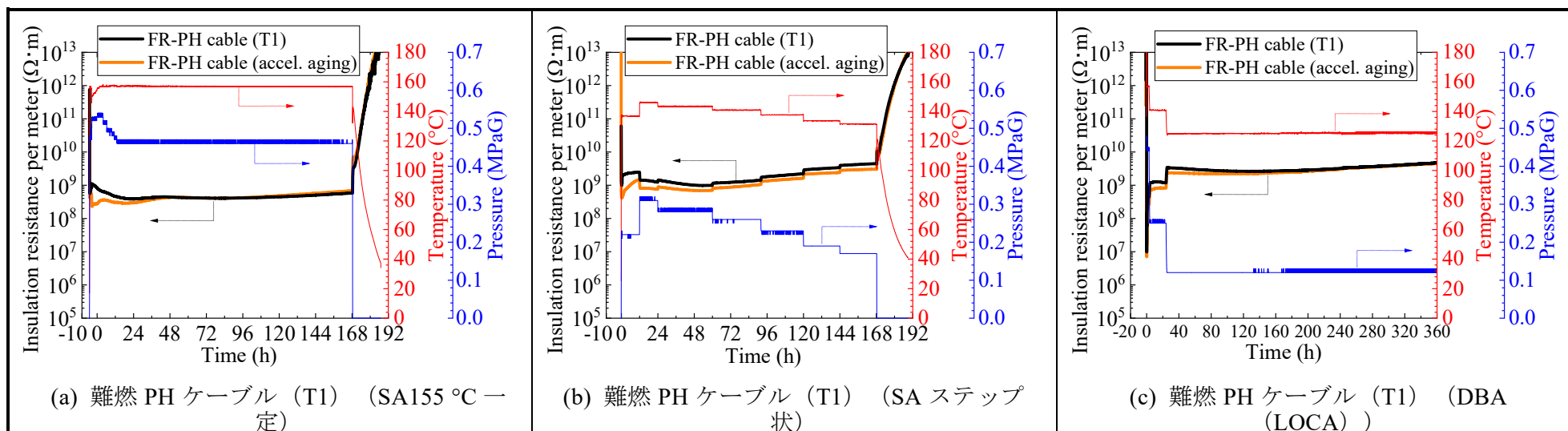
原子力規制庁は、上記の整理結果を基に次のとおり考察する。先行研究^{2.2.24}において、エチレンプロピレンゴム絶縁ケーブルでは蒸気暴露試験中の温度上昇と蒸気による吸湿が要因で絶縁抵抗が低下すると分析されている。本研究の蒸気暴露でも同様の要因で絶縁抵抗が低下したと考えられる。ケーブルが使用される計装システムの信号伝送系におけるケーブルの絶縁抵抗値と測定誤差の関係は、検出器の種類とケーブル長さに依存し、絶縁抵抗がおおむね $10^5 \Omega$ を下回ると一部の検出器を用いた回路で有意な誤差が生じる可能性がある^{2.2.24, 2.2.25}。本研究で測定された低圧ケーブルの長さ 1 m 当たりの絶縁抵抗は、一部の試験の初期の温度ピーク発生時以外では $10^8 \sim 10^9 \Omega \cdot m$ 程度であった。原子炉格納容器内のケーブル長さを仮に 100 m とした場合、絶縁抵抗は $10^5 \Omega$ より大きく、有意な誤差は生じないと考えられる。また、今回試験したケーブルは蒸気暴露試験後の耐電圧試験に全て合格していることから、絶縁性能は維持されていることが確認できる。図 2.2.9 から、難燃 PH ケーブル (T1) と難燃 PH ケーブル (加速劣化) の長さ 1 m 当たりの絶縁抵抗の時間変化は、3 つのそれぞれ異なる蒸気暴露試験条件で同様の挙動を示している。これは、先行研究^{2.2.24}において、少なくとも一定の劣化度 (ACA 研究^{2.2.14}において

JNES ガイド^{2.2.13}の試験方法に基づき設計基準事故を模擬した試験に合格したケーブルの最長劣化処理時間)までの劣化度の違いは、蒸気暴露中の絶縁性能に有意な違いをもたらさないことが示唆されており、2.2.3に示したように、両ケーブルの高分子構造、機械的性質及び電気特性がおおむね同等で劣化度が同等であるとともに、上記一定の劣化度の範囲内にあるためと考えられる。

② 電気ペネトレーション

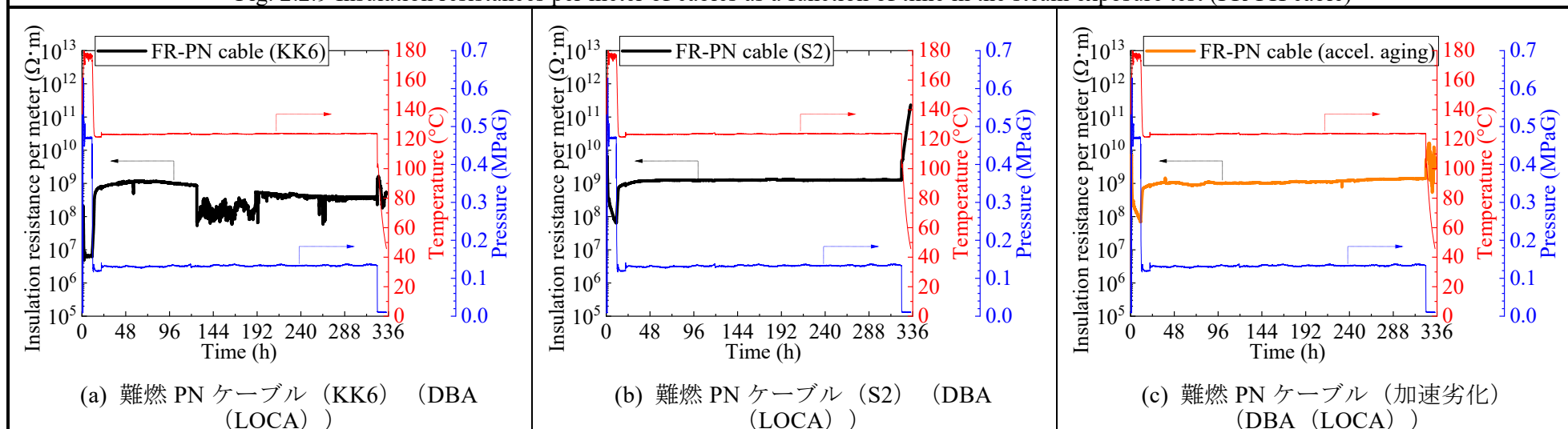
早稲田大学は、電気ペネトレーションに関する試験結果を取りまとめており^{2.2.6}、原子力規制庁は、次のとおり、同試験結果を整理している。図 2.2.11 に電気ペネトレーション (TK2) の蒸気暴露試験中の絶縁抵抗の時間変化を示す。図 2.2.11(a)では、110 °C 一定条件で試験した 2 体のモジュールが類似の傾向を示したため 1 体分の結果を示している。同図に示すように、絶縁抵抗は、試験開始後初期に $10^7 \sim 10^8 \Omega$ 程度に低下し、その後はほぼ一定で推移した。図 2.2.11(b)に示すように、130 °C 一定条件において、絶縁抵抗は、試験開始後初期に $10^7 \Omega$ 程度に低下し、その後はおおむね一定又はやや低下する傾向を示し、また、 $10^6 \sim 10^7 \Omega$ 程度で推移した。図 2.2.8(b)に示したモジュール断面における絶縁電線のペアの位置 (外周部、中央部及び中間部) による絶縁抵抗の有意な違いの傾向は見られなかった。耐電圧試験では、表 2.2.3 に示すように、110 °C 一定条件で蒸気暴露試験を行ったモジュールでは 1 つの絶縁電線のペアを除き合格し、130 °C 一定条件の蒸気暴露試験を行ったモジュールでは全ての絶縁電線ペアが合格した。

原子力規制庁は、上記の整理結果を基に次のとおり考察する。図 2.2.12 に 110 °C 及び 130 °C 一定条件の蒸気暴露試験において、十分に時間が経過し定常状態になったと判断できる蒸気暴露試験開始後 96~168 h における電気ペネトレーション (TK2) の全絶縁電線ペアの絶縁抵抗の平均値を示す。同図では、蒸気暴露試験開始前の室温での絶縁抵抗も併せて示している。同図から、蒸気暴露温度が高くなるほど絶縁抵抗が小さくなる傾向が認められる。これは、低圧ケーブルの場合と同様の傾向であり、絶縁抵抗の低下は、蒸気暴露による温度上昇と蒸気による吸湿が要因であると推測される。一方、絶縁抵抗は、110 °C 及び 130 °C 程度の温度帯の蒸気暴露条件であれば $10^6 \Omega$ 程度以上であり、また、 $10^5 \Omega$ を下回ると一部の検出器を用いた回路で有意な誤差が生じる可能性があるとの知見^{2.2.24-2.2.25}を踏まえれば、この絶縁抵抗低下は、計装システムの信号伝送系において有意な誤差の原因にはならないと考えられる。



出典) 渡辺藍己 他^{2.2.22} (試験データに基づき規制庁が作成)

図 2.2.9 蒸気暴露試験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 (難燃 PH ケーブル)
Fig. 2.2.9 Insulation resistances per meter of cables as a function of time in the steam exposure test (FR-PH cable)



出典) 早稲田大学 (2022)^{2.2.5} (試験データに基づき規制庁が作成)

図 2.2.10 蒸気暴露試験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 (難燃 PN ケーブル)
Fig. 2.2.10 Insulation resistances per meter of cables as a function of time in the steam exposure test (FR-PN cable)

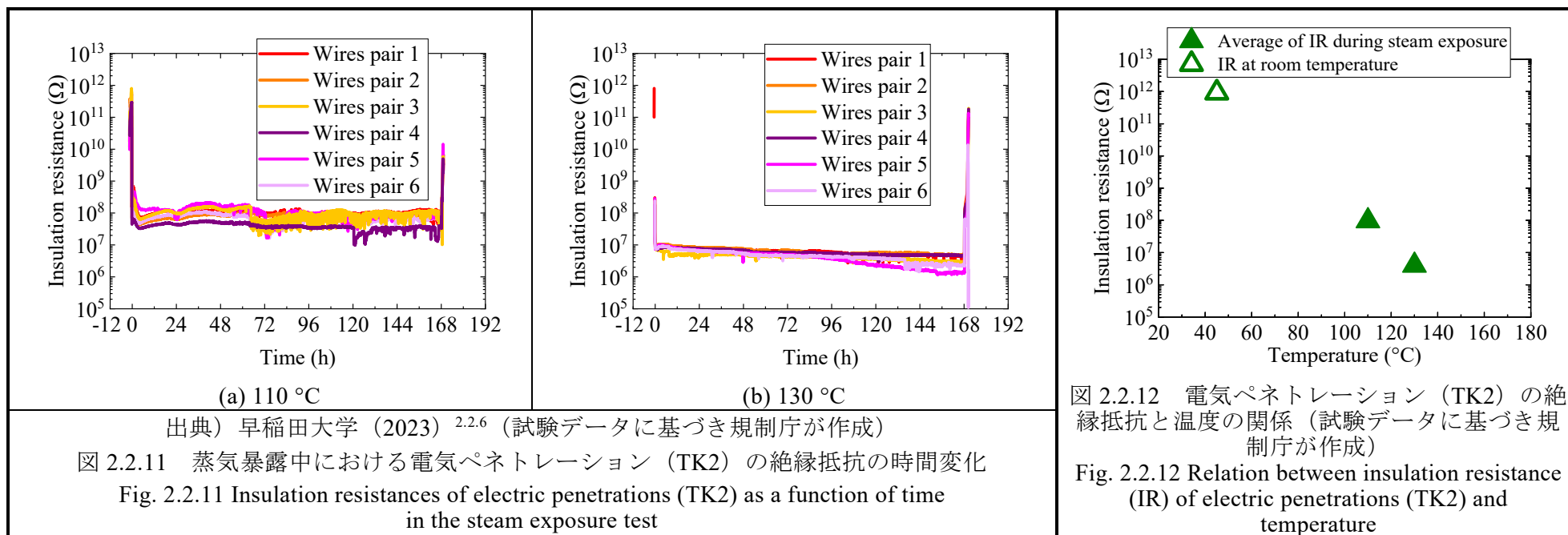


表 2.2.3 電気ペネトレーション (TK2) の耐電圧試験結果

Table 2.2.3 Results of the voltage withstand test for electric penetrations (TK2)

No.	実機使用条件	事故模擬試験条件					耐電圧試験結果（○:合格、×:不合格）					
		放射線照射	蒸気暴露									
		線量 (kGy)	温度 (℃)	圧力 (MPaG)	時間 (h)	化学 スプレー	ペア1 (外周1)	ペア2 (外周2)	ペア3 (中央1)	ペア4 (中間1)	ペア5 (外周3)	ペア6 (外周4)
1	57.2℃/0.04 Gy/h /約 44 年	800	110	0.04	168	なし	○	○	×	○	○	○
2		800	110	0.04	168	なし	○	○	○	○	○	○
3		800	130	0.17	168	なし	○	○	○	○	○	○

出典) 早稲田大学 (2023) ^{2.2.6} (試験データに基づき規制庁作成)

2.2.5 事故模擬試験後の劣化評価

事故時環境試験後の高分子絶縁体に状態監視手法等を適用して劣化状態を確認した。試験は早稲田大学に委託して実施しており、早稲田大学は試験結果を取りまとめている^{2.2.5}。図 2.2.6 に示したとおり、実機ケーブル及び加速劣化ケーブルに対し、事故模擬試験では放射線照射と蒸気暴露を行っている。それぞれの試験項目を終えた段階の供試体を用いて、ケーブル絶縁体の機械的性質及び電気特性を評価した。ここでは、低圧ケーブルの難燃 PH ケーブル (T1) 及び難燃 PH ケーブル (加速劣化) の結果を示す。

(1) 機械的性質

機械的性質は、2.2.3(2)で示した方法（引張試験）により評価した。表 2.2.4 に難燃 PH ケーブル (T1) 及び難燃 PH ケーブル (加速劣化) の引張試験における破断強度及び破断時伸び率を示す。難燃 PH ケーブル (T1) では、実機から取り出した後の状態から SA 模擬の放射線照射を行うと破断強度と破断時伸びが低下し、その後蒸気暴露（2 つの SA 模擬条件のいずれか）を行うと破断強度と破断時伸びが増加する。また、同ケーブルにおいて、DBA (LOCA) 模擬条件でも放射線照射後に破断強度と破断時伸びが低下し、その後蒸気暴露を行うと破断強度と破断時伸びが増加しており、同様の傾向を示している。難燃 PH ケーブル (加速劣化) の破断時伸びにおいても、同様の傾向を示している。これらのことから、ケーブル絶縁体は事故模擬試験の放射線照射により硬化し、その後、蒸気暴露試験により軟化していると考えられる。

(2) 電気特性

電気特性は、2.2.3(3)で示した方法（電流積分法）を用いて評価した。ただし、電圧印加時の電荷量測定において、直流電圧 1～16 kV の範囲のうち、4 kV を超える高電圧側では電荷蓄積量が大きく測定が困難であったため、0.5～3.25 kV の範囲で測定した結果、 $Q(180)/Q_0$ は、印加電圧の上昇とともに大きくなった。一方、実機ケーブル及び実機ケーブルの劣化度を模擬した加速劣化ケーブル間において、 $Q(180)/Q_0$ の大小関係の明確な傾向は確認できなかった。

原子力規制庁は、上記の結果を基に次のとおり考察する。印加電圧 0.5～3.25 kV の範囲で測定した結果、 $Q(180)/Q_0$ は、印加電圧の上昇とともに大きくなった。これは、2.2.3(3)で示した事故模擬試験前のケーブルでは 6 kV まで $Q(180)/Q_0$ の有意な増加が見られなかったこととは異なる傾向であり、事故模擬試験により電気特性が変化し、漏れ電流が流れやすくなったことを示している。また、実機ケーブル及び実機ケーブルの劣化度を模擬した加速劣化ケーブル間において、 $Q(180)/Q_0$ の大小関係の明確な傾向は確認できなかった。このことから、今回試験対象とした実機ケーブル及び加速劣化ケーブルにおいて、事故模擬試験後の電気特性への寄与は、事故模擬試験前における劣化よりも事故模擬試験による劣化の影響が大きいことが示唆される。

表 2.2.4 難燃 PH ケーブル (T1) 及び難燃 PH ケーブル (加速劣化) の引張破断強度及び
破断時伸び率

Table 2.2.4 Tensile strength and elongation at break of FR-PH cable (T1) cable
and FR-PH cable (accelerated aging)

条件			難燃 PH ケーブル (T1)		難燃 PH ケーブル (加速劣化)	
			破断強度 (N/mm ²)	破断時 伸び率 (%)	破断強度 (N/mm ²)	破断時 伸び率 (%)
実機取出し後/加速劣化後			6.2	307	-	(321) ^{※1}
事故 模擬 試験	放射線照射 (SA 模擬 500 kGy)		3.9	36	3.2	46
	蒸気 暴露	SA 包含条件 (155 °C・0.45 MPaG・168 h 一定)	5.8	64	4.1	102
		SA 模擬条件 (ステップ状)	5.2	73	3.6	89
	放射線照射 (DBA 模擬 1500 kGy)		1.9	6.9	5.5	51
	蒸気 暴露	DBA (LOCA)	3.4	22	4.1	58

※1 時間依存データの重ね合わせ手法^{2.2.13-2.2.14}による破断時伸び率の推定値。

出典) 早稲田大学 (2022)^{2.2.5} (試験データに基づき規制庁が作成)

2.3 炉内構造物の健全性評価に係る研究

2.3.1 概要

(1) 靱性低下に係る研究

沸騰水型原子炉（BWR）の炉内構造物は、オーステナイト系ステンレス鋼を使用している。オーステナイト系ステンレス鋼は、中性子照射により破壊靱性が低下することが知られている。長期施設管理計画の審査における劣化に関する技術評価では、事業者は、オーステナイト系ステンレス鋼の靱性低下があっても、炉内構造物の長期健全性が維持さ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^{2.3.1}（JSME S NA1 -2012）（以下「維持規格」という。）に基づく評価を実施している。事業者が用いる破壊力学的評価手法に適用される破壊靱性値は、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等の実機材料から取得された破壊靱性試験データの下限より策定されている^{2.3.2-2.3.10}。本研究は、BWR プラントの炉内構造物の健全性評価に用いられる破壊靱性値及びそれに基づく評価手法の保守性を検証することを目的として、長期施設管理計画の審査における評価対象部位の実機材料を用いた破壊靱性試験を実施する計画である。

なお、本研究で使用する実機材料は、事業者の廃止措置工程に併せて採取することとした。採取時期は令和 8 年頃になると見込まれることから^{2.3.11}、本研究における検討は、主として、当該発電所構内における採取工法について実施した。

本研究は、電力中央研究所への委託研究として、令和 2 年度から令和 6 年度にかけて実施したものである^{2.3.12-2.3.15}。なお、原子力規制庁は、研究計画全体の策定を行うとともに、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事業者と調整を行った。電力中央研究所は、原子力規制庁が策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採取工法の検討を実施した。

(2) 予防保全対策の保守性に係る研究

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。SCC を引き起こす可能性のある炉心シュラウド又はシュラウドサポートは、「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 2107219 号（令和 3 年 7 月 21 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。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施工している。維持規格の検査において、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、ピーニング施工の予防保全対

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。本研究は、予防保全対策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、実機材料の残留応力評価を行うものである。しかしながら、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）等について検討を行うものとする。

本研究は、電力中央研究所への委託研究として、令和2年度から令和6年度にかけて実施したものである^{2.3.12-2.3.15}。なお、原子力規制庁は、研究計画全体の策定を行うとともに、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事業者と調整を実施した。電力中央研究所は、原子力規制庁が策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。

2.3.2 靱性低下に係る研究

(1) 試験計画案の策定

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を規定している。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。

BWR 環境に関する破壊靱性データ取得のために使用した材料は、主に大きな荷重を受けない制御棒ハンドル、ドライチューブプランジャ等の米国プラントの実機材料である。破壊靱性の許容基準値は、これらの破壊靱性値のデータとともに、材料試験炉で加速照射されたオーステナイト系ステンレス鋼材料に関する国内外の破壊靱性試験データの下限として、評価されたものである。なお、これらの評価値は、過去に財団法人発電設備技術検査協会で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に基づき設定されたものである。

したがって、現行のオーステナイト系ステンレス鋼に関する破壊評価に用いる破壊靱性値の保守性は、これまでに取得された米国プラント実機材料から得られた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検証することができる。

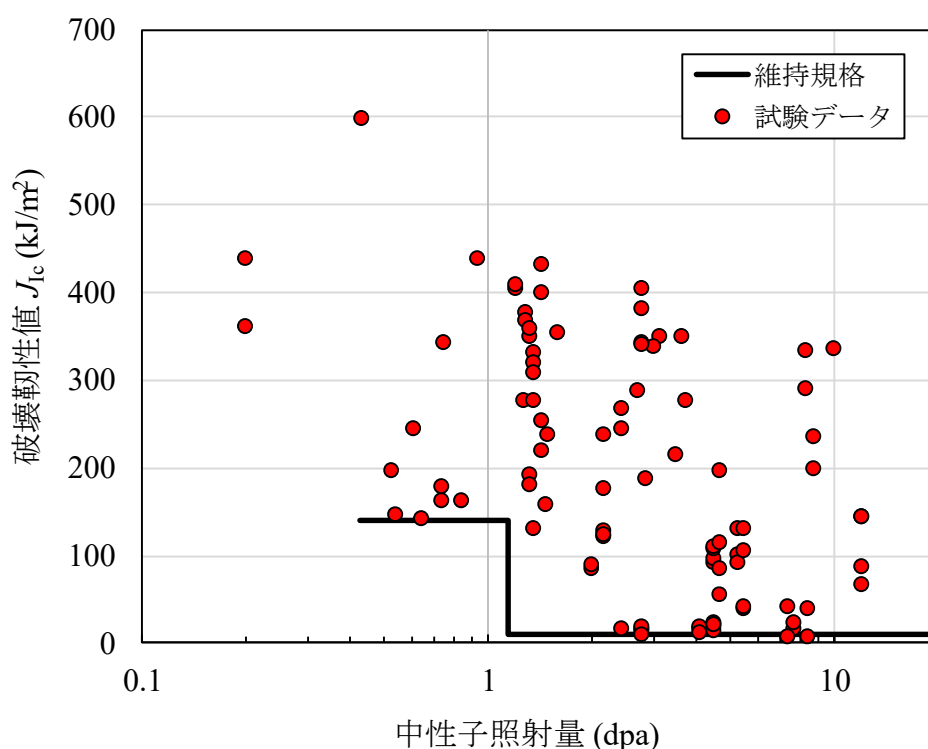
検証に当たって、実機材料は、長期施設管理計画の審査におけるデータを取得する上で有効な照射量範囲から取得することとし、それらの実機材料からのデータを取得する上で有効な照射量範囲を検討した。多数の照射ステンレス鋼の破壊靱性データは、国内外で取得されている。取得する実機材料のターゲット照射量は、公開文献^{2.3.2-2.3.10}を基に、収集・整理されたオーステナイト系ステンレス鋼の破壊靱性データから抽出した。図 2.3.1 は、収

集したデータを基に中性子照射量と弾塑性破壊靱性値（以下「 J_{Ic} 」という。）との関係を示す。また、図中に、維持規格に規定される許容値を併せて記載している。なお、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。

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

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

ここで、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（2022）^{2.3.13}（関連図に基づき原子力規制庁が作成）

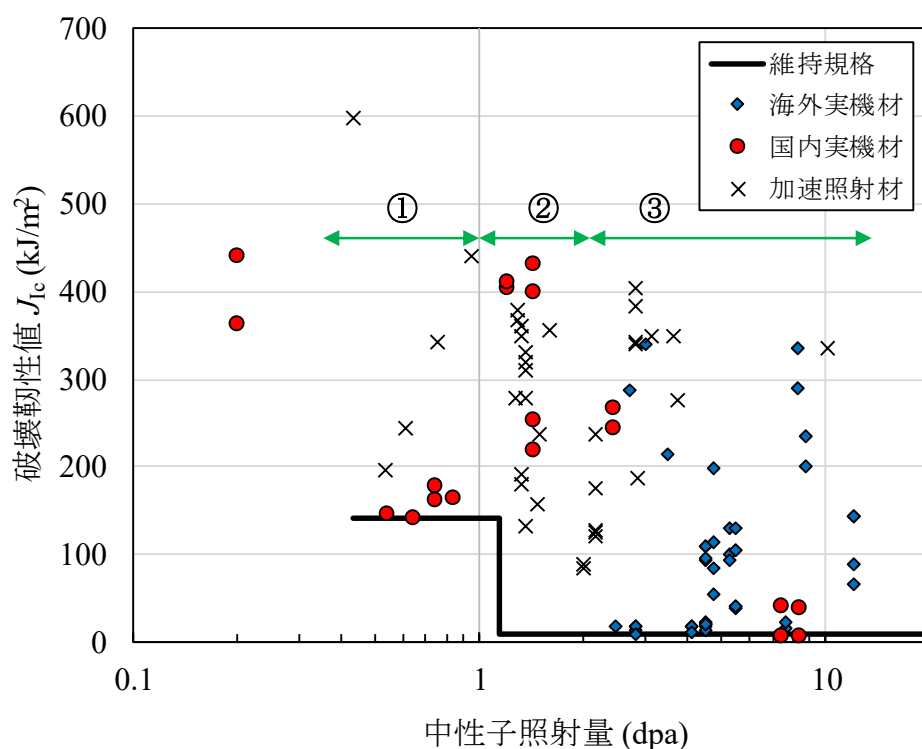
図 2.3.1 JSME 維持規格と破壊靱性値の関係

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)

収集された BWR の J_{Ic} は、材料試験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である。また、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 は、この3領域を図示している。

- 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性がある領域
- 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、又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 (2022) ^{2.3.13} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

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足する実機材料を取得するため、その可能性調査は、国内で廃止措置中の BWR プラントについて行った。調査対象及び内容は、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 は、BWR プラントの部位毎の破壊靱性値 ^{2.3.2-2.3.10} の比較結果を示す。調査の結果、中性子照射量 (dpa) の範囲は、上部格子板に関して 1～6 dpa 程度の領域、炉心シュラウド材に関して 1 dpa 未満の領域、ドライブチューブプランジャ材に関して 2～8 dpa 程度の領域、また、制御棒材に関して 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発電所の「劣化状況評価 (照射誘起型応力腐食割れ) 補足説明資料」 ^{2.3.16} において、

60 年運転を行った場合、想定される炉内構造物の中性子照射量は、炉心シュラウドで約 2.9 dpa 及び上部格子板で約 4.1 dpa であると示されている。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る。事業者がこれらの部位の劣化状況評価において現行の維持規格に示された破壊靱性値を使用していることから、当該部位の実機材料から得られるデータは、評価手法の保守性を確認する上において有益である。廃止措置中の BWR プラントの調査結果に基づき、ターゲット照射量内に達していると考えられる機器、即ち、本研究において実機材料を取得する対象機器は、炉心シュラウド及び上部格子板である。

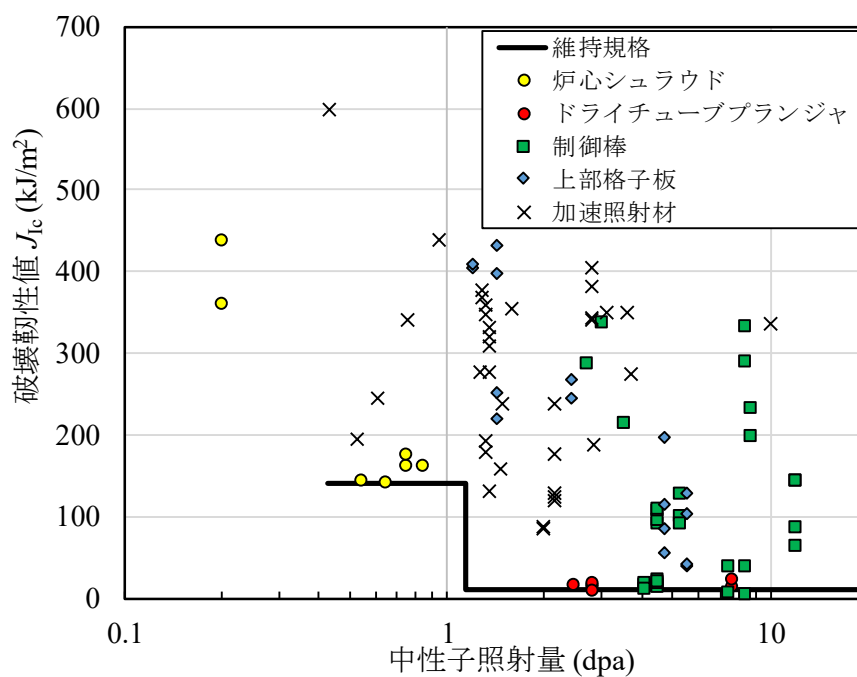
以上から、維持規格のオーステナイト系ステンレス鋼の破壊力学評価法に関して示された破壊靱性値の保守性を検証するに当たって、特に、低照射領域から高照射領域の破壊靱性値及び既存データの少ない領域など、有益なデータを取得するための採取ターゲット部位とその中性子照射量 (dpa) の範囲の案（以下「採取ターゲット案」という。）は、図 2.3.4 に示すとおりである。図 2.3.4 において、①は、調査した各プラントの炉心シュラウド材又は上部格子板の照射量範囲であり、②は、上部格子板の各プラントの照射量範囲である。同図中の③及び④で示す中性子照射量の範囲の試験片が最大照射量位置から採取することができない場合、調達した材料に対して材料試験炉において追加照射を行うことを計画する。表 2.3.1 は、以上の調査結果を取りまとめた採取ターゲット部位とその中性子照射量 (dpa) の範囲の案（採取ターゲット案）を示している。ただし、同表は、公開情報の調査結果を基に検討・作成したものであり、また同表中の照射量は、ターゲットプラント選定のために算出した概算値を示している。したがって、今後、更に詳細に採取ターゲットを選定する際には、実機炉心における中性子照射分布等の調査を行うものとする。今後の詳細計画において、採取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、他の部位（制御棒等）から材料を取得することを検討するものとする。

表 2.3.1 採取ターゲット部位とその中性子照射量（dpa）の範囲の案（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

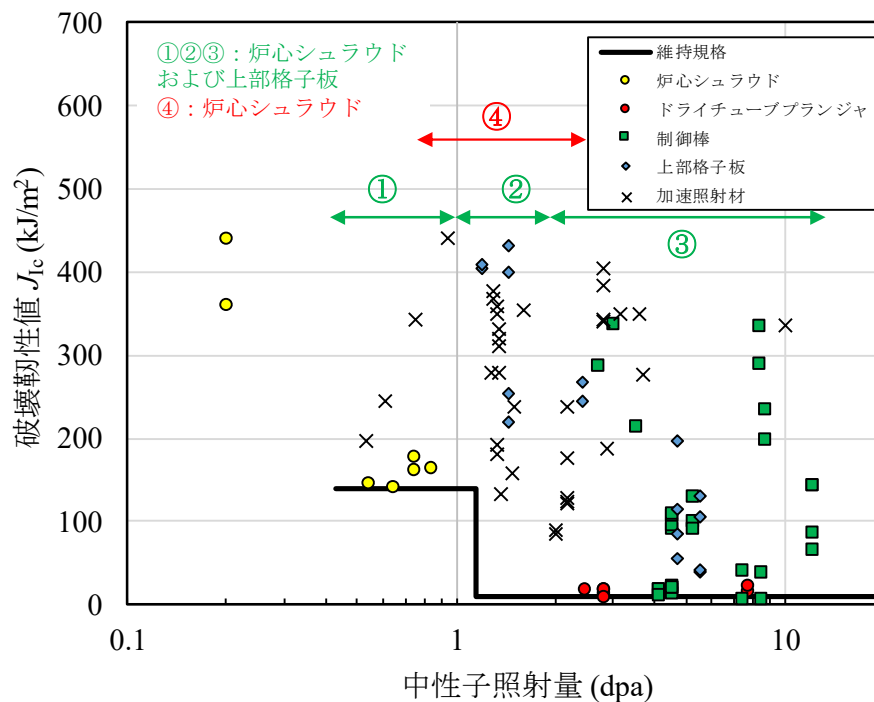
出典）一般財団法人電力中央研究所（2022）^{2.3.13}



出典）一般財団法人電力中央研究所（2022）^{2.3.13}（関連図に基づき原子力規制庁が作成）

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 (2022) 2.3.13 (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

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

(2) 供試体採取計画の検討

上記で検討したターゲット照射量を基に策定する試験計画案は、試験マトリックス及び対象機器からの採取位置等の検討を含む。ここでは、国内の廃止措置工程の進捗状況や炉内機器の材質を考慮し、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。

浜岡 1 号の炉内の照射量分布解析から、上部格子板及び炉心シュラウドは、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ことを確認した。以上のことから採取対象は、上部格子板及び炉心シュラウドとしている。

(3) 試験マトリックスの策定

上記の調査結果を考慮して策定した破壊靱性低下試験マトリックスは、表 2.3.2 に示すとおりである。この試験マトリックスは、破壊靱性試験、引張試験、組織観察、硬さ測定及びマイクロ組織観察の試験項目を含んでいる。破壊靱性試験は、得られる破壊靱性値の有効性判定に必要な試験データを確保できる試験片数量が必要である。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、照射量ごとの試験片数量は 4 とした。引張試験及びマイクロ組織観察 (TEM) の試験片が破壊靱性試験片と対応する位置から採取されることから、試験片数量は、それぞれ、4 個とした。組織観察及び硬さの試験片は、照射量レベルごとに、それぞれ 1 体ずつであるが、硬さ測定は、一

体の試験片について複数点で実施することとした。なお、表 2.3.2 中の数量は、照射量レベルごとの試験片の数量を示している。

表 2.3.2 靱性低下試験マトリックス

Table 2.3.2 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
ミクロ組織観察 （TEM）	未定（ ϕ 1~3mm 程度）	照射欠陥	4

※照射量レベルごとの数量

出典）一般財団法人電力中央研究所（2022）^{2.3.13}

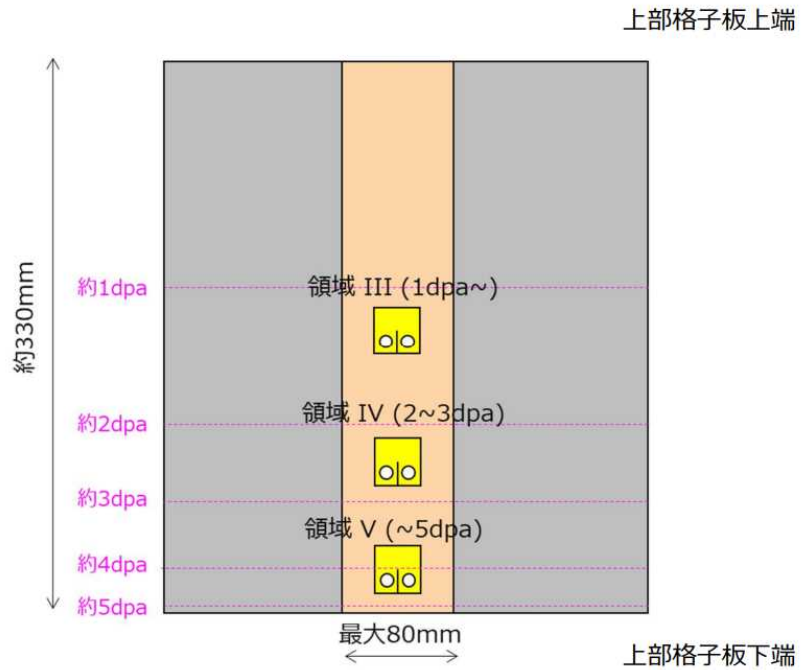
(4) 対象機器からの供試体採取工法の検討

対象機器から供試体を採取するため検討した工法は、「事前サンプリング工法」及び「解体時サンプリング工法」である。前者は、廃炉措置の第三段階において対象機器の廃棄前にその機器の位置にアクセスし供試体を取得する工法であり、後者は、当該機器の廃棄・取り出し時期に合わせて供試体を採取する工法である。「事前サンプリング工法」は、特に、供試体採取時期が事業者の廃止措置の工程に影響を及ぼさない利点がある。しかし、この工法は、原子炉建屋付帯設備の使用及び原子炉開放作業を伴い、供試体採取装置などの準備・現地作業が廃炉措置工程に影響を及ぼす欠点がある。そのため、「事前サンプリング工法」は、採取実施の数年前から事業者の事前了承を得るための調整の他、供試体採取装置の開発・試験を含む準備作業が必要となる。

一方、「解体時サンプリング工法」は、対象機器の廃棄・取り出し時期に合わせて当該機器の採取を実施するため、「事前サンプリング工法」のような特別な準備作業はほとんど発生しない利点がある。しかし、「解体時サンプリング工法」は、事業者と事前調整を通じて、廃止措置中の大規模切断等の作業による供試体に及ぼす影響（塑性変形など）を避けることを含め、供試体採取に関する切断仕様を明確化する必要がある。

上部格子板の採取の検討は、供試体採取に関する事業者との調整を通じて、令和 8 年以降に「事前サンプリング工法」で採取可能の見込みであることを確認しているため^{2.3.11}、「事前サンプリング工法」について検討を実施した。上部格子板からの供試体は、照射量解析において確認された上部格子板の照射量の高さ方向の勾配を踏まえ、上部格子板の全高にわたって採取することとした。供試体を全高にわたって採取することで、一体の供試体から複数の照射量レベルの試験片を採取することが可能となった。図 2.3.5 は、供試体の採取イメージを示す。なお、採取装置の概念は、この供試体採取の想定を基に検討したものである。

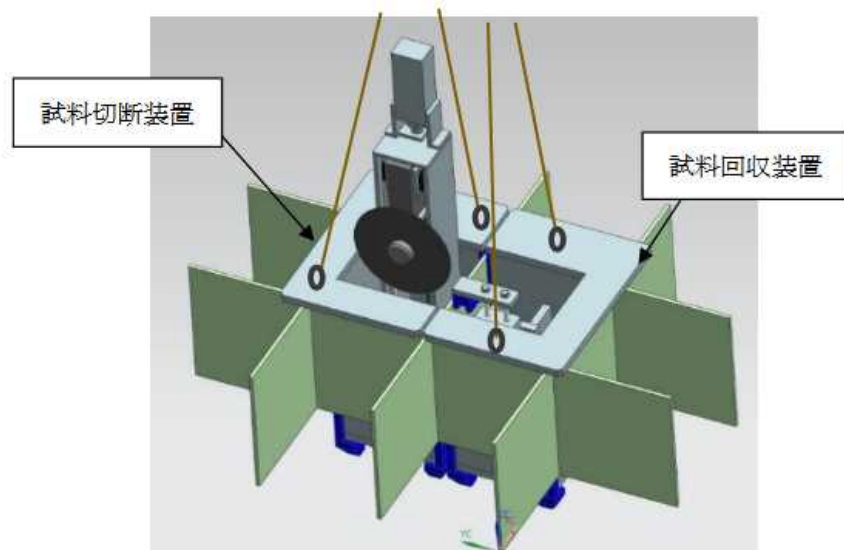
本切断装置は、装置の簡素化及び加工時間の短縮の観点からディスクソーを採用した切断装置であり、主な仕様は、次に示すとおりである。本装置は、ディスクソーを上部格子板の上部から下部へ降ろし切断する機構となっている。また、廃止措置工程の調査の結果、供試体採取時において、上部格子板より上部の炉内構造物が取り除かれることが認められた。そこで、本切断装置は、オペレーションフロアから吊るし上部格子板位置へ挿入できる装置としている。供試体回収の作業手順は、切断装置の反対側の上部格子板位置に供試体回収装置を挿入し、この中に供試体を保持した後、同回収装置を吊り上げて回収することとした。図 2.3.6 に切断採取装置案を示す。令和 7 年度以降は、実機材料の採取に向けた回収装置の詳細設計、現場における工事訓練、採取の実施及び試験を行う予定である。



出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) ^{2.3.15}

図 2.3.5 上部格子板からの採取イメージ

Fig. 2.3.5 Sampling from top guide



出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) ^{2.3.15}

図 2.3.6 採取装置案

Fig. 2.3.6 Proposed sampling machine concept

2.3.3 予防保全対策技術の保守性に関する研究

(1) 試験項目の検討

応力腐食割れ（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ことが知られている^{2,3,3}。発生した SCC は、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において、発生要素のうち応力因子を取り除く SCC 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）が実施された事例の報告^{2,3,17}がある。SCC は、圧縮応力場では発生しないため、ピーニング施工によって付与された圧縮応力場が運転期間中持続されているならば、発生しないとされている。ピーニングの持続性について、ピーニング施工により付与された深さ 0.1 mm における圧縮応力場が 60 年相当の加速条件下においても持続されていることを示す報告事例^{2,3,18}がある。しかしながら、炉心シュラウドにおいて施工されたピーニングによる圧縮応力場の持続性に及ぼす中性子照射等の運転環境の影響についての研究事例は、ほとんどない。また、中性子照射環境下におけるピーニング圧縮応力場の持続性の検証は、中性子照射実験室レベルでの検証が困難であるためピーニング持続性の検証には廃止措置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。

本研究は、ピーニング施工部から供試体を採取し残留応力を測定する計画である。ピーニング施工部は、溶接残留応力や炉内構造物の自己拘束力などの応力が重畳している複合応力下にある。また、ピーニング施工部の残留応力は、供試体切断による自己拘束力の解放によって、変化する。したがって、本研究の検討は、供試体中の応力状態に及ぼす供試体切断の影響を確認する試験を含むものである。

(2) 供試体採取時の切断による影響調査

本調査は、炉内構造物の予防保全対策施工部位の応力場に及ぼす供試体切断による影響について検討する。実機において SCC の発生が懸念される部位は、溶接部近傍の母材でありショットピーニング等の予防保全対策が施工されている。また、当該部位は、予防保全対策によって付与された圧縮残留応力の他、製造時の機械加工や溶接による残留応力の重畳している複雑な応力場となっている。そのため、この応力場に及ぼす切断の影響確認手法の検討は、応力場が採取時の切断によって変化が予想されることから、重要である。検討した試験は、① フルスケールモックアップ試験（1/1 に近いスケールで実機構造を模擬）、② スケールモックアップ試験（相似則に基づき数分の 1 にスケールダウンすることで模擬）、③ 部分モックアップ試験（構造物の一部分を模擬）及び④ 要素モックアップ試験（構造の一部形状を平板や円筒などの単純形状で模擬）である。

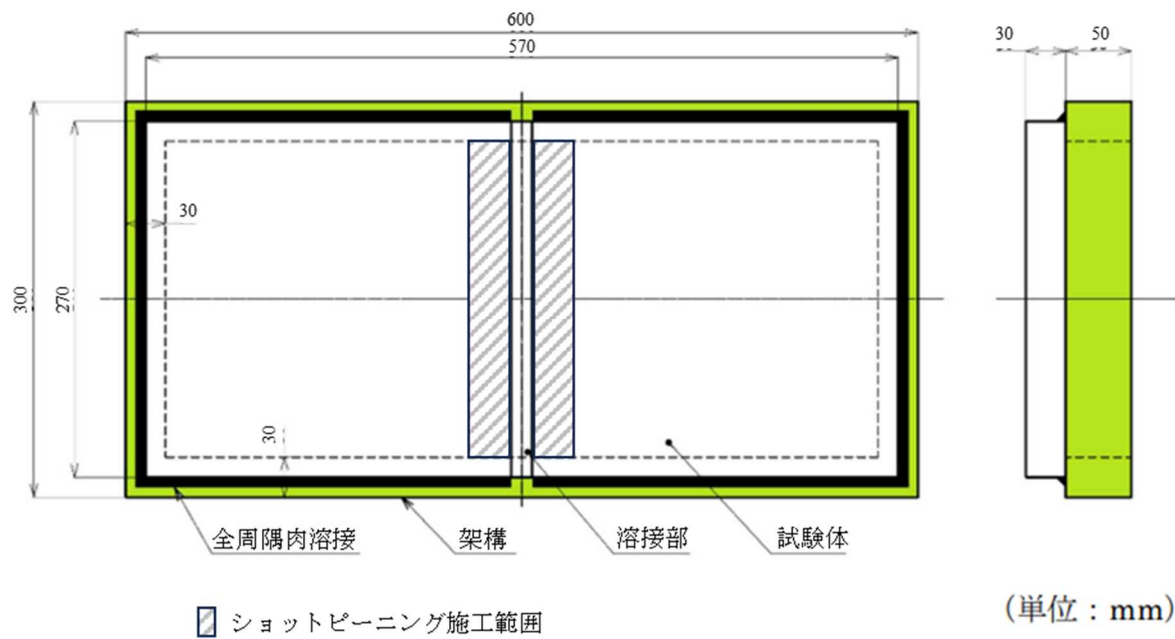
① フルスケールモックアップ試験は、模擬性が高いが、試験体の製造に数年を要するなど研究実施期間を考慮すると実施は難しい。② スケールモックアップ試験は、試験体の規模を小さくすることができることから、製作にかかる期間やコストを低減することが可能

である。しかしながら、この試験の実施は、スケールを縮小させたときのピーニング効果の相似性について妥当性検証を考慮すると、困難である。③ 部分モックアップ試験及び④ 要素モックアップ試験は、コストや実施期間の観点から適切であるが、事前に実機模擬性に関する限界を検討する必要がある。本研究は、この限界を検討するため、単純形状の要素試験体を用いた、試験的アプローチと解析的アプローチを組み合わせた評価を実施した。解析的アプローチについては、要素試験体の切断影響試験を模擬する解析手法の構築を実施した。

①試験的アプローチ

要素試験体は、炉心シュラウド H4 溶接部を模擬したもので、平板の突合せ溶接継手対してショットピーニング施工された試験体である。試験体の材質は、実機炉心シュラウドに用いられている SUS304 であり、溶接条件は、500 MWe 級 BWR プラントの施工実績をもとに設定した。実機の炉心シュラウド溶接部及びショットピーニング施工部が大型円筒構造物である炉心シュラウドの自己拘束下において施工されていることを考慮し、炉心シュラウドの自己拘束を模擬するため、この要素試験体は、拘束治具として架構が取り付けられている。図 2.3.7 は、要素試験体の概要を示す。要素試験体に対するショットピーニング施工部は、溶接中心線から両側 65 mm の範囲（図 2.3.7 において斜線で示す範囲）である。なお、この試験体は、後述の試験体切り出しを想定した切断影響試験に供するものである。

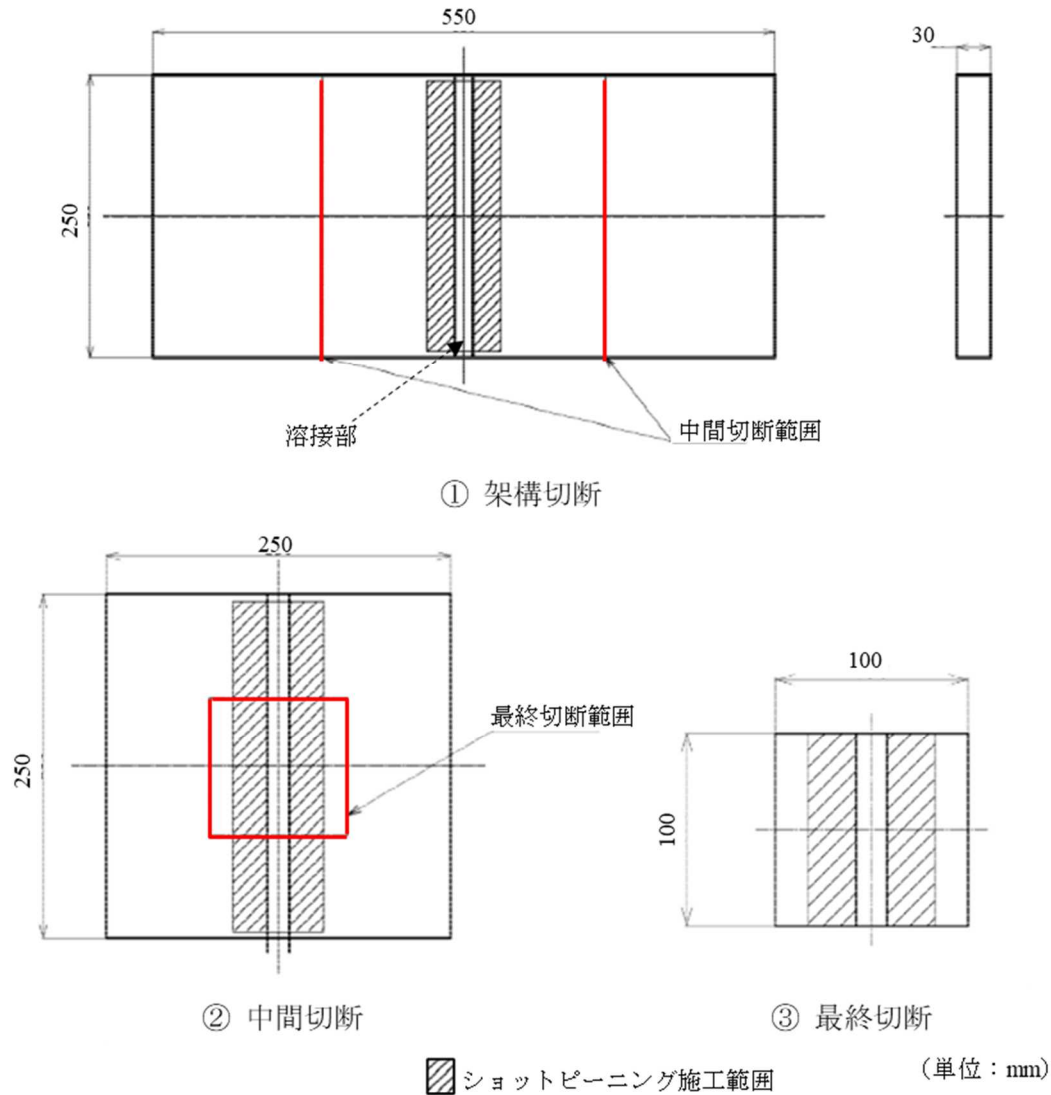
供試体中の応力状態に及ぼす供試体切断の影響を確認（切断影響確認）するため、溶接部近傍の残留応力の測定は、試験体の製作及び切断工程ごとに実施した。要素試験体の切断手順は、実機炉心シュラウドからの段階的な工程を想定したものであり、① 炉心シュラウド全周状態に相当する架構付き状態からの架構切断、② 250 mm 四方への中間切断及び③ 100 mm 四方への最終切断の順序である（図 2.3.8）。X 線回折法を用いた要素試験体の残留応力測定は、① ショットピーニング施工前、② ショットピーニング施工後、③ 架構切断後、④ 中間切断後及び⑤ 最終切断後の 5 つの工程段階で実施した。



出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) ^{2.3.15} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

図 2.3.7 要素試験体

Fig. 2.3.7 Element test specimen

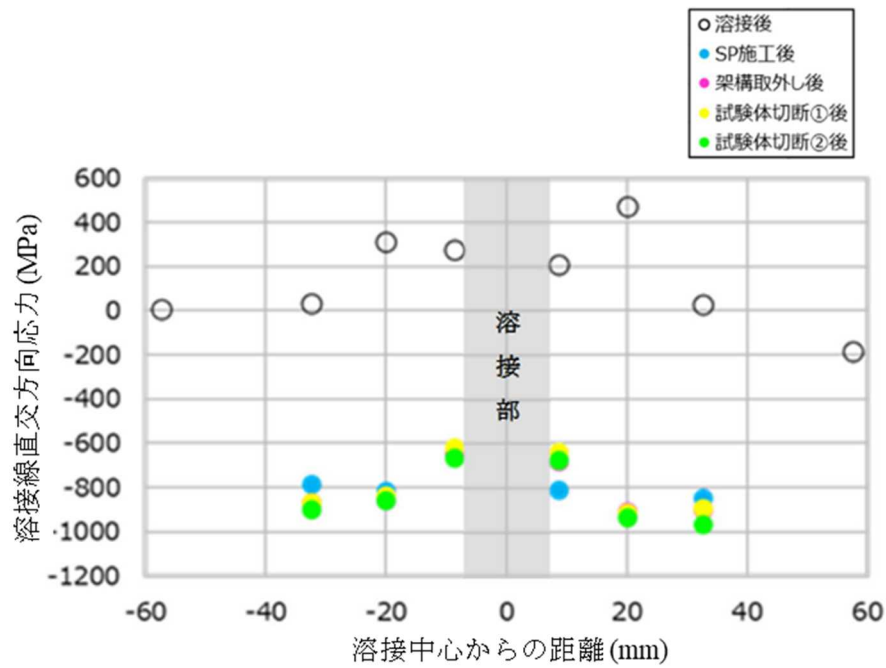


出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) 2.3.15 (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

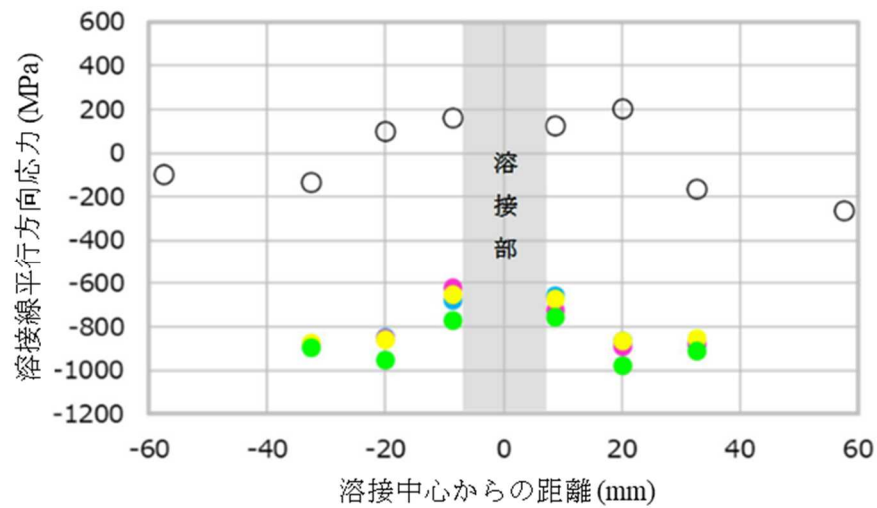
図 2.3.8 要素試験体の切断手順

Fig. 2.3.8 Process of machining-out of element test block

図 2.3.9 は、要素試験体裏面（シュラウド内面に相当）の残留応力の測定結果を示す。この図から、溶接線と直交する方向の残留応力成分がショットピーニング施工前において、HAZ 部で 300～500MPa の引張応力であり、ショットピーニング施工後において、-600～-900 MPa の圧縮応力であり、ほぼ均一な圧縮応力分布となっていることが認められる。溶接線と並行する方向の残留応力分も同様な傾向を示していることが認められる。また、残留応力が、架構切断後（切断工程①）、中間切断後（同②）及び最終切断後（同③）において、圧縮側に維持されているが、その応力が圧縮側に大きくなる傾向であることが認められる。これは、試験体内部の溶接残留応力が試験体切断によって解放されたことによると考えている。今後、実機構造模擬試験を行う場合に、検証することとしている。しかしながら、この影響は、要素試験の結果から軽微であると考えている。



(a) 溶接線直交方向



(b) 溶接線平行方向

出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) ^{2.3.15}

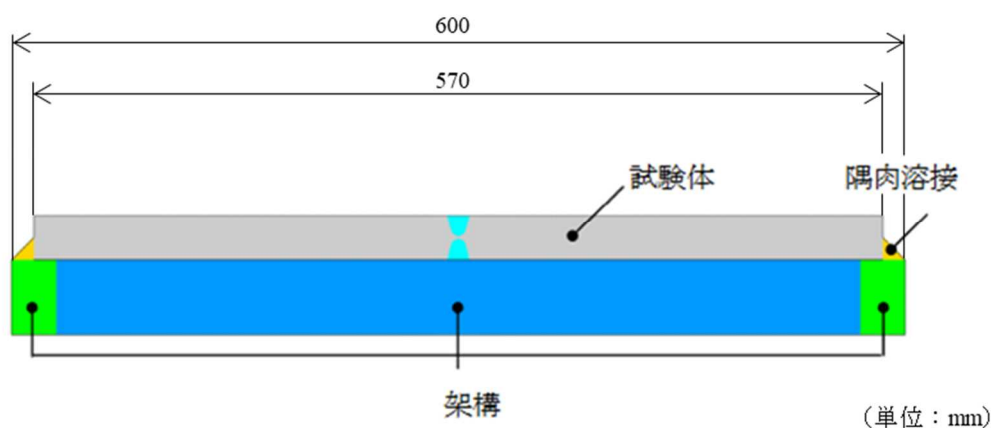
図 2.3.9 要素試験体の残留応力測定結果

Fig. 2.3.9 Residual stress measurement results of element test specimens

②解析的アプローチ

有限要素法（以下「FEM」という。）を用いた解析的アプローチは、前述の要素試験体の溶接残留応力解析、ショットピーニング施工後の残留応力解析及び切断模擬段階における残留応力解析である。なお、FEM 解析に用いたコードは、Abaqus Ver. 2019 である。

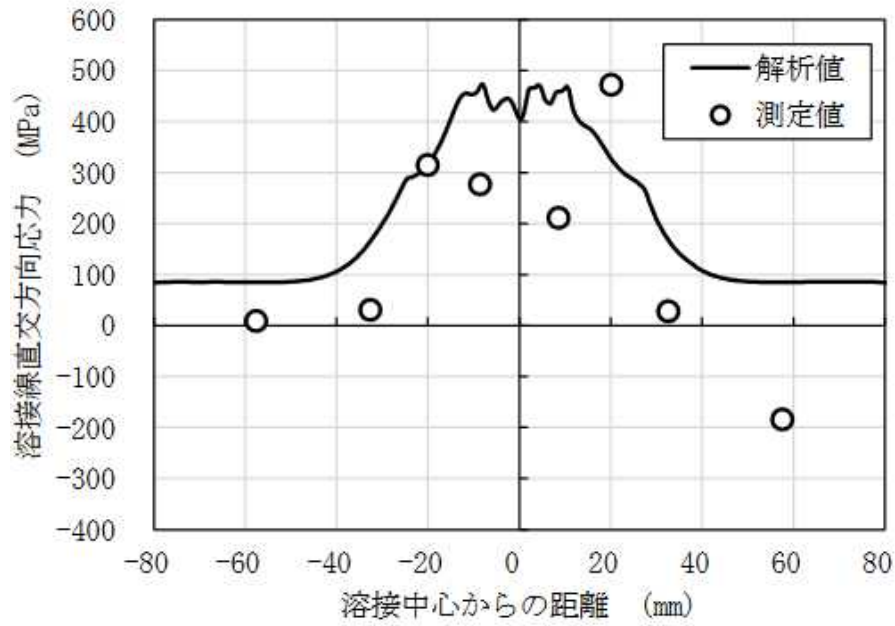
溶接残留応力解析及びショットピーニング施工後の残留応力模擬解析に用いている手法は、実用発電用原子炉の設置許可申請に関する解析で実績のある手法である。解析モデルは、2次元解析モデル（図 2.3.10）であり、また、開先形状及び溶接条件は、要素試験体作製時の施工記録を基に設定している。図 2.3.11 は、要素試験体裏面（炉心シュラウド内面に相当）に関する溶接残留応力解析結果を示す。この図(a) 溶接線直交方向の溶接残留応力において、FEM による残留応力の解析結果が要素試験体の残留応力分布の傾向（最大応力等）を模擬できていることが見受けられる。同図(b) 溶接線平行方向の溶接残留応力において、FEM が要素試験体の測定値を上回った結果を示していることが認められる。これは、二次元平面ひずみ条件を用いた影響によるものであると推察している。



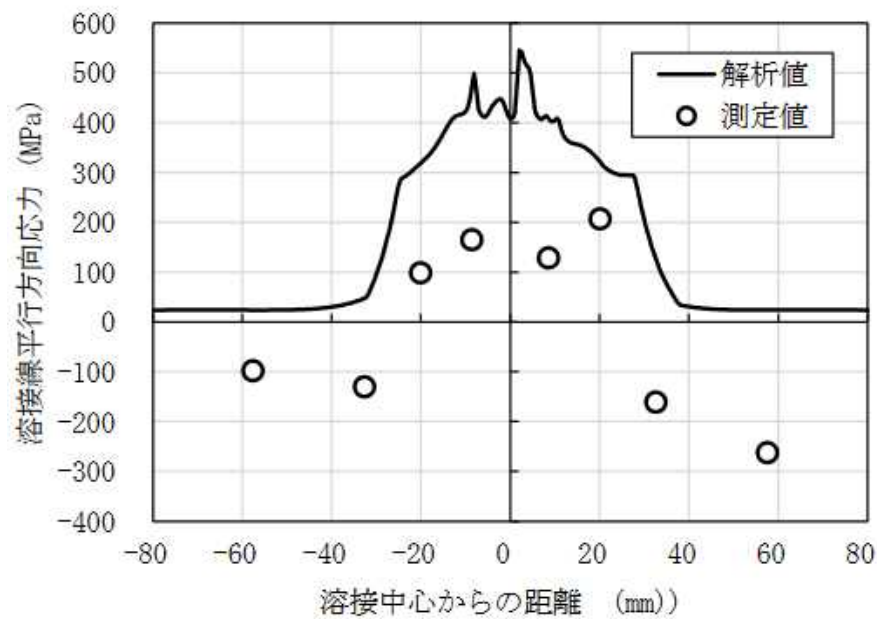
出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) ^{2.3.15} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

図 2.3.10 溶接残留応力及びショットピーニング模擬のため 2 次元解析モデル

Fig. 2.3.10 Simulation model of welding residual stress and shot peening



(a) 溶接線直交方向



(b) 溶接線平行方向

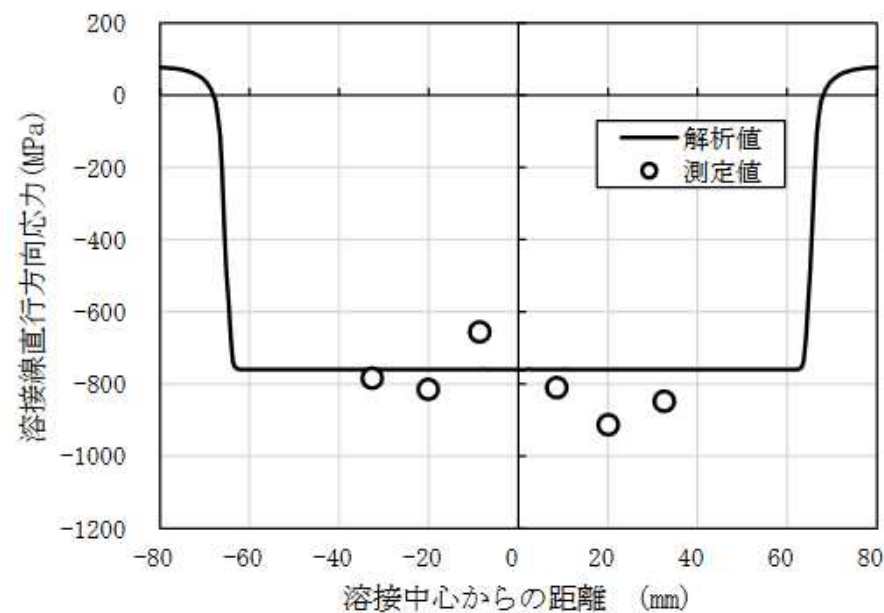
出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) ^{2.3.15}

図 2.3.11 溶接残留応力

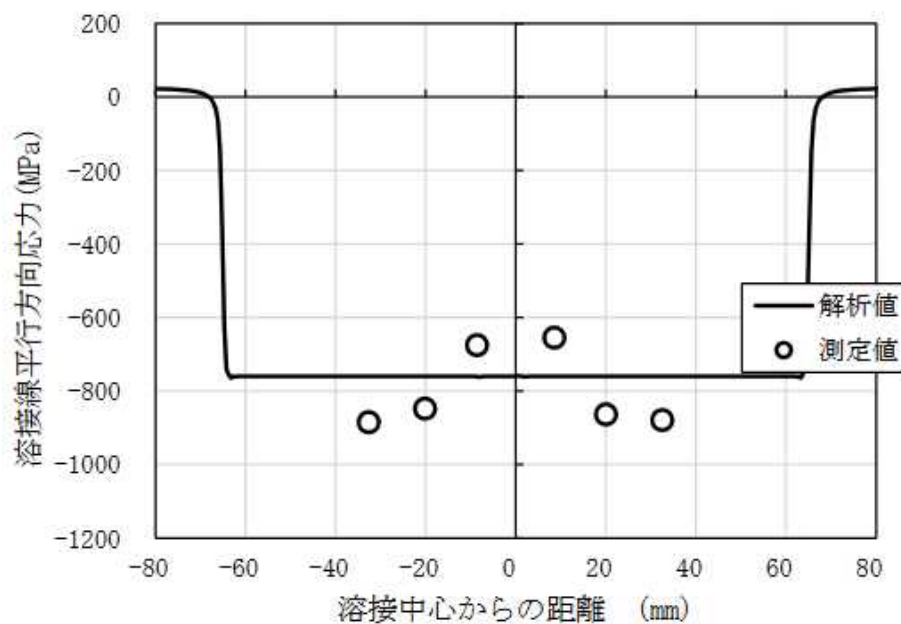
Fig. 2.3.11 Welding residual stress

ショットピーニング施工後の残留応力解析において考慮した解析条件は、要素試験体のショットピーニング施工後の残留応力測定結果である。即ち、要素試験体におけるショットピーニング施工箇所の残留応力解析結果は、溶接残留応力にかかわらず、ほぼ均一な圧縮応力分布を示していた。そこで、FEM において、応力-800 MPa の一様な圧縮応力は、塑

性ひずみを付与することで再現している。図 2.3.12 は、ショットピーニング施工後の残留応力の測定値と解析結果を示す。



(a) 溶接線直交方向



(b) 溶接線平行方向

出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) ^{2.3.15}

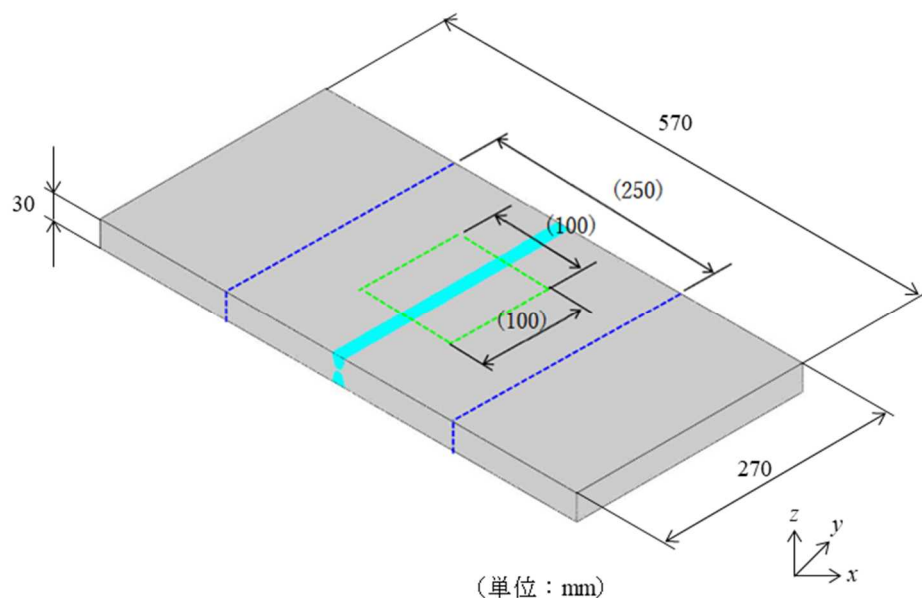
図 2.3.12 ショットピーニング後の残留応力

Fig. 2.3.12 Residual stress after shot peening

要素試験体の残留応力の測定値が-700 MPa から-900 MPa であるのに対し、FEM により算出した応力値は、-800 MPa となった。このことから FEM に残留応力解析は、ショットピ

ーニング施工後の応力状態を概ね模擬できることが示された。また、ショットピーニング施工後の圧縮残留応力が溶接残留応力の影響を受けず均一に付与できていることから、今回用いたショットピーニング施工により要素試験体の応力状態を模擬する手法の妥当性は、確認できていると考えている。

切断模擬解析は、要素試験体で実施した試験体の切断段階を模擬し、ピーニングで付与した残留応力の変化を FEM で再現するものである。切り出しによる各々の段階における残留応力の変化は、3 次元解析モデル（図 2.3.13 参照）を使用して調査した。この 3 次元解析モデルは、2 次元解析モデルで行ったショットピーニングの模擬解析で算出した応力に基づき、固有ひずみマッピングにて作成したものである。



出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) ^{2.3.15} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

図 2.3.13 切断解析に用いる 3 次元モデル

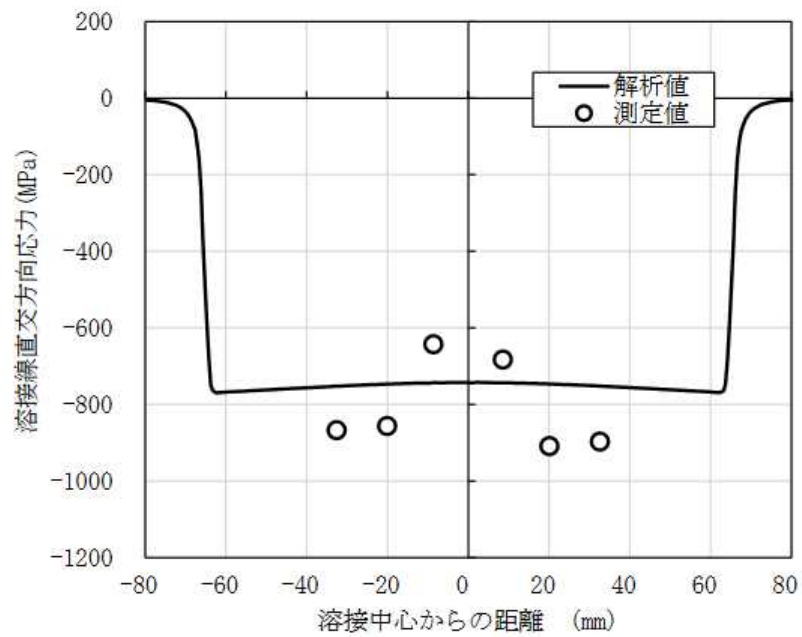
Fig. 2.3.13 3D model of cutting simulation

要素試験体の切断工程ごとの残留応力の変化は、図 2.3.14 から 2.3.16 に図示している。これらの図から、要素試験体の応力状態に及ぼす架構切断（切断工程①）と中間切断（切断工程②）の影響が小さいこと、また、最終切断（切断工程③）時において、応力状態が大きく変化していることが認められる。この最終切断時における応力状態の大きな変化は、溶接残留応力の変化に起因するものと考えている。最終切断時における溶接線平行方向の応力状態において、FEM 解析の結果は、要素試験体の応力状態と同様に、圧縮応力が強くなる傾向を示している、一方、直交方向における応力状態において、要素試験体の圧縮応力は、増加するが、FEM 解析の結果は、圧縮応力が緩和する結果を示している。直交方向における応力分布の測定値の傾向と FEM 解析結果の差異は、二次元解析モデルで算

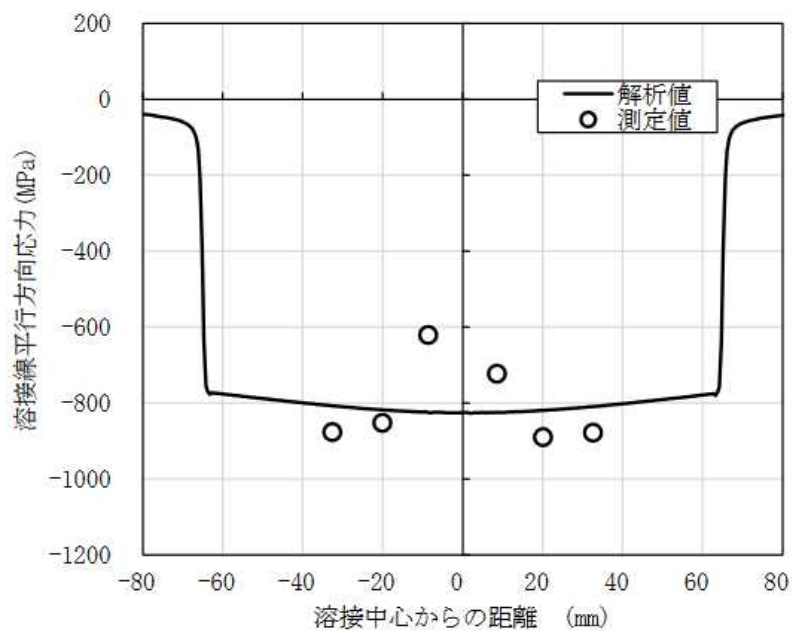
出した残留応力を一様に付与した 3 次元モデルを用いたことが原因であると推定している。

以上の結果、本解析的アプローチとして提案した解析手法によって、溶接残留応力及びショットピーニング施工で付与した残留応力が重畳した複合応力状態を模擬できていることが確認された。したがって、実機ピーニング効果の検証に当たり要素試験を実施する手法の妥当性が確認できたと考えている。

今後、本研究で構築した解析手法を用いて、部分モックアップ試験計画を策定し試験を行う予定である。また、部分モックアップ試験後において、実機からの供試体の切断、切断した供試体の残留応力測定を実施する計画である。



(a) 溶接線直交方向

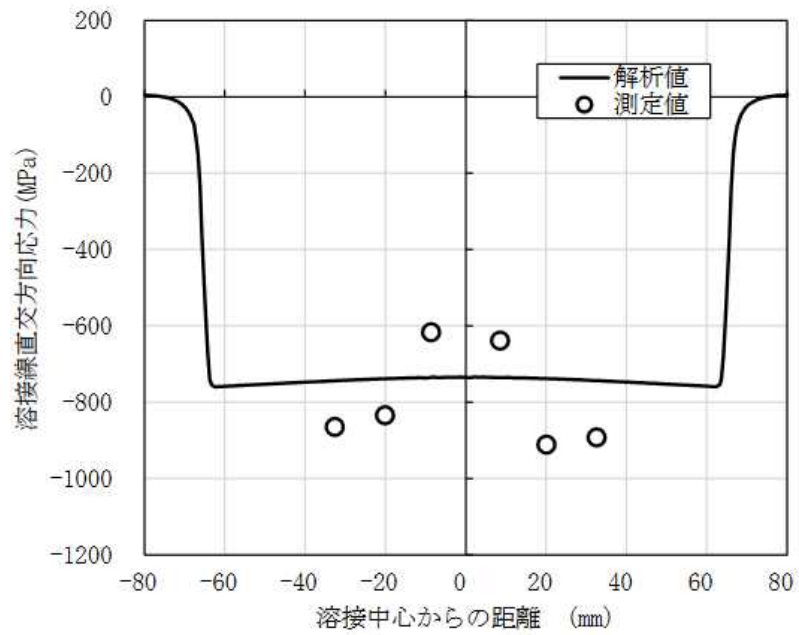


(b) 溶接線平行方向

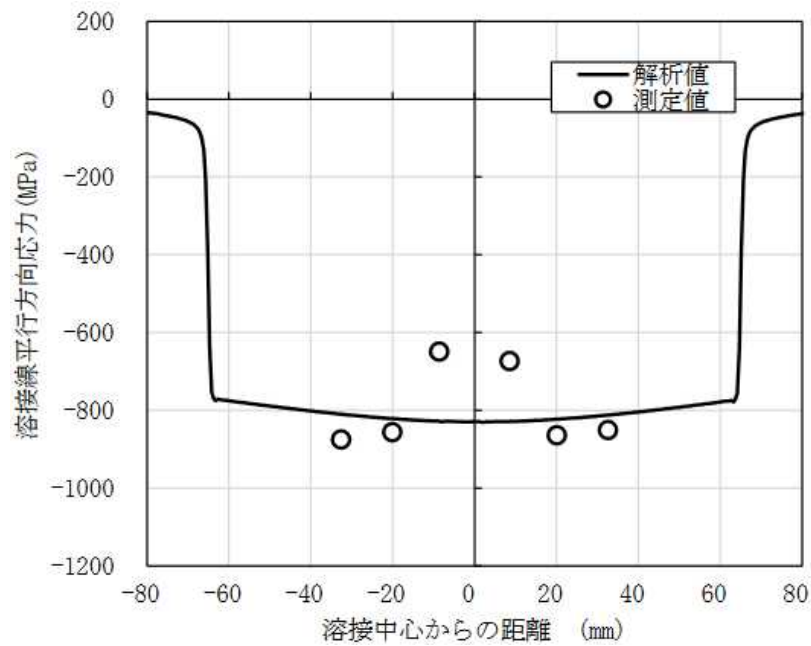
出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) ^{2.3.15}

図 2.3.14 架構切断後の残留応力

Fig. 2.3.14 Residual stress after cutting frame



(a) 溶接線直交方向

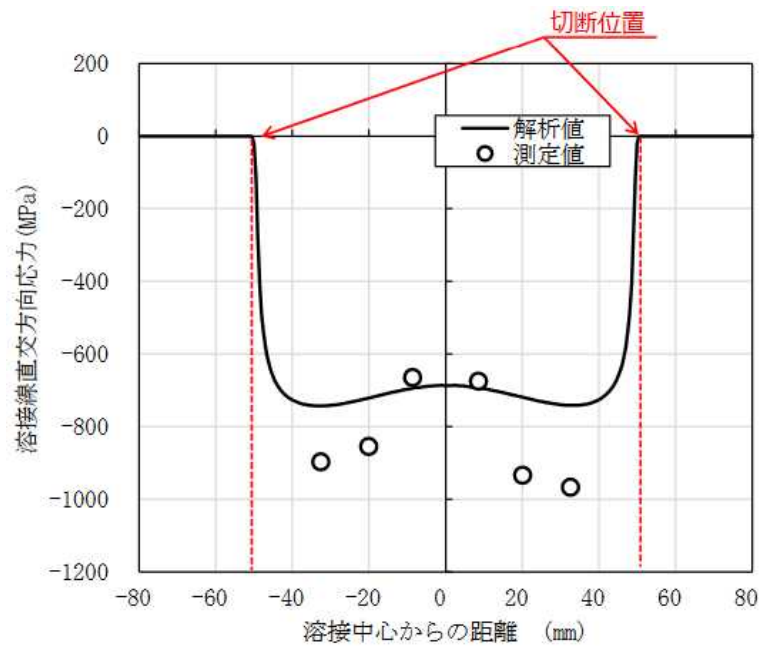


(b) 溶接線平行方向

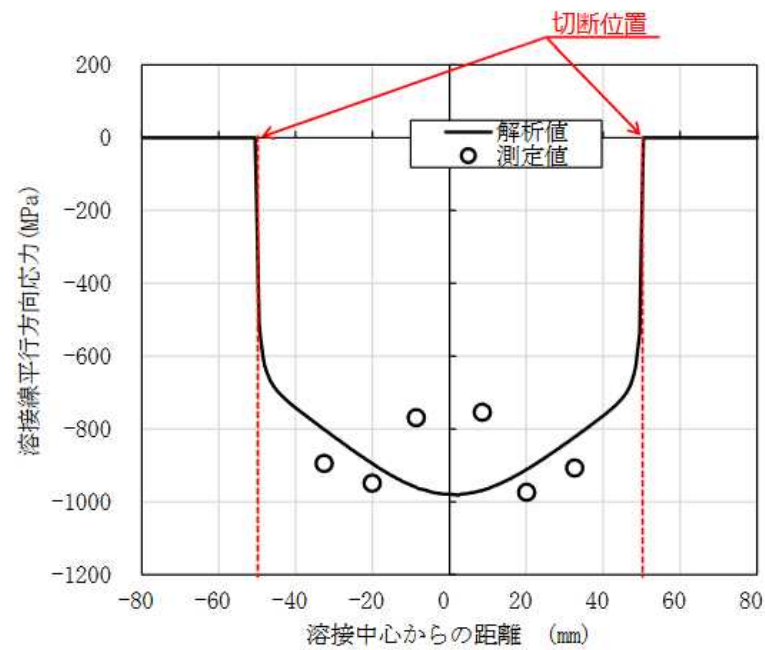
出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) ^{2.3.15}

図 2.3.15 中間切断後の残留応力

Fig. 2.3.15 Residual stress after intermediate cutting



(a) 溶接線直交方向



(b) 溶接線平行方向

出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) ^{2.3.15}

図 2.3.16 最終切断後の残留応力

Fig. 2.3.16 Residual stress after final cutting

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鑄鋼は、長時間高温に曝されることにより材料の組織が変化して靱性が低下（熱時効）する。長期施設管理計画の審査において、ステンレス鋼鑄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熱時効靱性低下予測モデル^{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、PWR プラントの運転環境を模擬した加速劣化試験結果に基づいて策定され、PWR プラント及び BWR プラントの評価に用いられている。しかしながら、H3T モデルは、最大 30,000 時間まで、熱時効温度に関して 290、300、350 及び 400 °C で処理された熱時効材の機械的試験結果に基づくものである。したがって、BWR の運転温度 288 °C に関する評価は、外挿での評価になる。また、BWR に用いられている SCS16A（フェライト量 20~30 %）に対して 275~400 °C で最長 30,000 時間の熱時効処理を行った熱時効材の破壊靱性値を H3T モデルにより算出される靱性値と比較した結果^{2.4.2}、H3T モデルによる評価が保守的な値を示す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り、データ取得は容易ではない。したがって廃止措置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。

本研究は、ステンレス鋼鑄鋼に関する H3T モデルによる熱時効靱性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、PLR ポンプから採取した実機材料を用いて組織観察、破壊靱性試験等を実施するものである。

本研究は、令和 3 年度から令和 6 年度に電力中央研究所への委託研究として実施したものである^{2.3.13-2.3.15}。なお、原子力規制庁は、研究計画全体の策定を行うとともに、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の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、原子炉冷却材再循環ポンプからの供試体採取・輸送及び試験を実施した。

2.4.2 研究計画の策定

原子力規制庁において策定した、研究計画について記載する。

(1) 実機材料採取対象の検討

実機材料の採取にあたって考慮した部位は、長期施設管理計画での評価対象部位である。「実用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準」は、ステンレス鋼鑄鋼製機器に対して熱時効評価を実施することを規定している。このため、BWR プラントにおける熱時効評価において抽出される代表機器は、PLR ポンプケーシングである。熱時効評価は、弾塑性破壊力学的評価手法を用いて行われる。ここにおいて、抽出された機器の材料の破壊抵抗

値（以下「 J_{mat} 」という。）は、H3T モデルで予測された破壊靱性値を基に評価される。熱時効による靱性低下 H3T モデルで予測された破壊靱性値を基に材料の破壊抵抗値が評価される。また、当該機器の評価対象部位に想定し想定欠陥に対する破壊力（以下「 J_{app} 」という。）は、運転荷重等を考慮して評価される。この機器の評価において、 J_{mat} が J_{app} を上回ることなどの要件を満足する場合、不安定破壊が生じないと評価される。PLR ポンプにおいて、亀裂の原因となる経年劣化事象は、低サイクル疲労割れである。また、応力評価の観点から、疲労割れの可能性が高い部位は、PLR ポンプ吐出口である。以上のことから、採取対象とする実機材料は、PLR ポンプ吐出口近傍とした。国内の廃止措置プラントの調査は、当該箇所の実機材料の取得の可能性を検討するために実施した。浜岡 1 号では現在、RPV 周辺設備解体撤去作業（第二段階）が行われている。これを考慮し、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 号は、A 系と B 系の 2 つの PLR ポンプを有している。これらのポンプの材料記録の調査の結果、フェライト量は、A 系が約 12%、B 系が約 15%であることが認められた。フェライト量が多いほど熱時効による靱性低下への影響が大きいことから、PLR ポンプ B 系から採取することとした。

(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比較し、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、ミクロ組織及び硬さ）を行う。靱性に関する特性は、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。引張試験は、 J_Q 値と J-R 曲線の決定と材料の基礎特性把握を目的として実施する。フェライトスコープによる観察及び金属組織観察は、これらの観察に基づくフェライト量の実測値を、H3T モデルで使用されている ASTM A800 によるフェライト量の評価値を比較するために実施する。3DAP による微少領域の化学成分分析は、熱時効による靱性低下の原因として考えられている、微少領域での化学成分の偏りの影響を観察するために行うものである。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。破壊靱性試験の試験温度は、運転温度から想定した 288℃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、適宜、試験結果に基づき、試験温度と繰り返し数を調整する。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 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

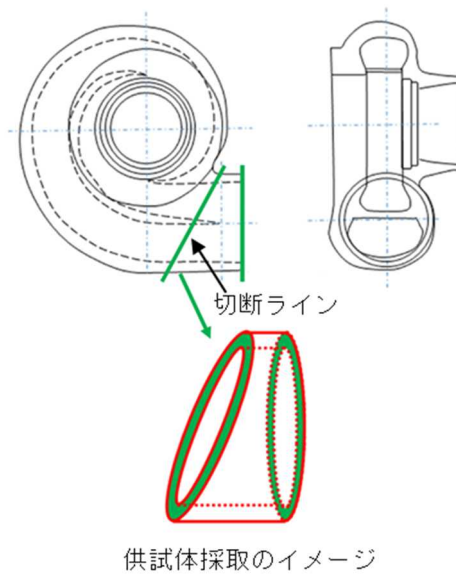
	破壊靱性試験 (J-R 試験)	引張試験	シャルピー衝撃試験	観察試験
形状	1T-C(T)	JIS 14A/B 試験片	フルサイズ	10 (mm)×10 (mm)×2 (mm)
数量	6	6	24	12
試験温度	288℃、室温	288℃、室温	7 温度（室温含む）	-
試験片採取 方向	L-C 方向	L 方向	L-C 方向	-

出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2022) ^{2.3.13}

2.4.3 原子炉冷却材再循環ポンプからの供試体採取及び試験片作製

浜岡 1 号 PLR ポンプからの供試体採取は、令和 3 年度に行った。採取した供試体は研究実施機関に輸送を行った。

供試体の採取は、PLR 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切断・採取（二次切断）の二段階で実施した。一次切断は、採取できる供試体の量及び発電所構内での作業性を考慮した結果、図 2.4.1 に示すように輪切切断で実施した。

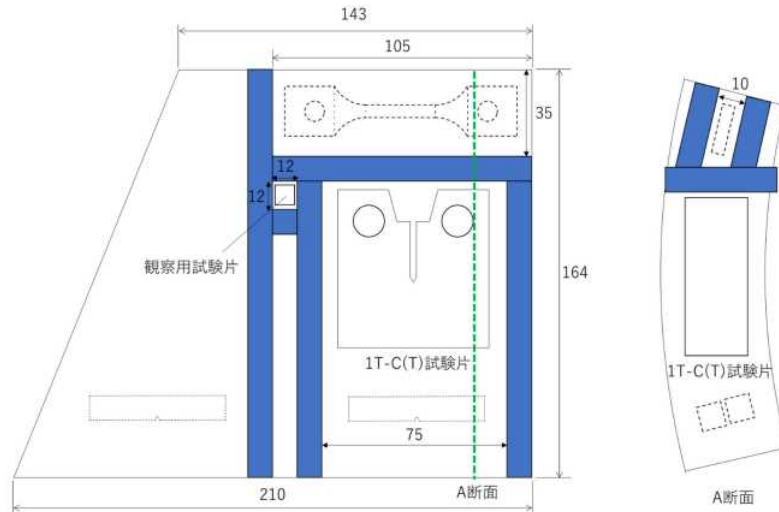


出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2022) ^{2.3.13} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

図 2.4.1 供試体からの試験片採取案

Fig. 2.4.1 Proposed plans for machining-out of test specimens from test blocks

二次切断は、輸送容器に収納可能な寸法かつ試験マトリクスを満たす試験片採取が可能な寸法の 2 つの要件を満たす必要がある。また、二次切断において、図 2.4.2 に示す配置から試験片を採取することを想定し、一次切断供試体の下半分は、6 分割された。分割した供試体は、識別管理するため、ID-1 から ID-6 まで番号付けした。また、分割した残りの上半分は、予備試験片採取用とした。



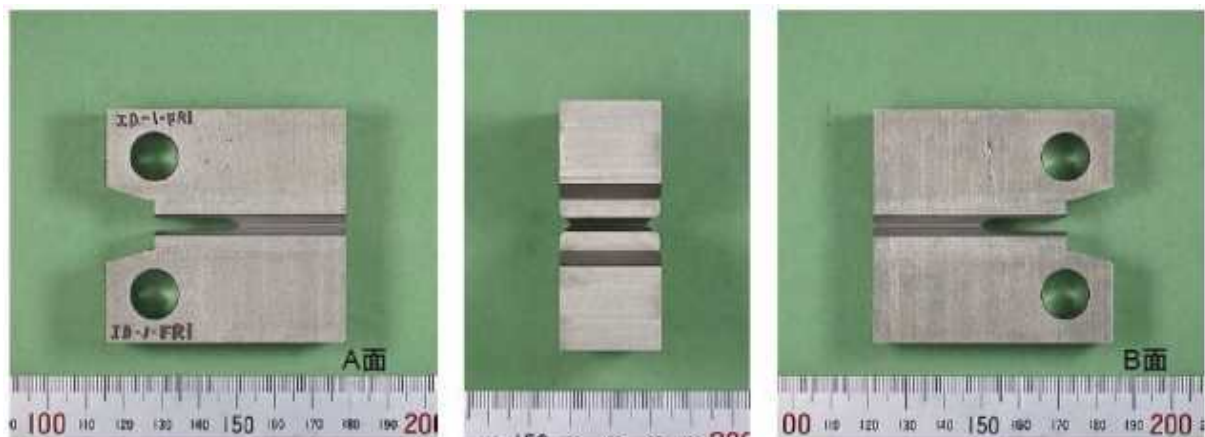
出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2023) ^{2.3.14} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

図 2.4.3 二次切断供試体からの試験片採取案 (ID-1)

Fig. 2.4.3 Proposed plans for machining-out of test specimens from test blocks (ID-1)

図 2.4.3 中の青線部分は、粗切断を行った部分である。試験片加工は、粗切断を行った断面のエッチング処理及び当該部に補修溶接や溶接欠陥がないことを確認後、実施した。

作製した各種試験片の寸法の測定値は、所定の規格を満足するものであった。図 2.4.4 は、作製した試験片の一例を示す。



出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2023) ^{2.3.14}

図 2.4.4 試験片例 (1T-C(T)試験片)

Fig. 2.4.4 Example of fracture toughness test specimen (1T-C(T))

2.4.4 試験の実施

①引張試験

引張試験は、JIS G 2241 に準拠して実施し、使用した試験機は、最大荷重 100 kN の島津製作所製油圧サーボ式疲労試験機である。温度条件は、室温及び 288℃とした。ひずみ測定は、高精度な応力ひずみ関係の取得を目的として、デジタル画像相関法（以下「DIC 法」という。）を使用して実施した。なお、DIC 法は、試験片にスペckルパターン（ランダムな模様）を付与し、CCD カメラで撮影した変形前後の画像を解析することでひずみなどを評価する手法である。

室温及び 288℃での引張試験結果を表 2.4.2 に示す。試験の結果、当該材料（SCS14A）の室温における 0.2%耐力（MPa）及び引張強さ（MPa）は、JIS 及び ASTM 規格で定められる基準値の範囲内であることが認められた。これらの試験結果は、破壊靱性試験の評価に必要な流動応力の算出に用いた。

表 2.4.2 引張試験結果

Table 2.4.2 Results of tensile test

試験片 ID	試験温度(℃)	0.2%耐力(MPa)	引張強さ(MPa)
ID-1-TT1	室温	329	621
ID-6-TT1		322	632
ID-2-TT1	288	215	471
ID-3-TT1		228	488
ID-4-TT1		208	487
ID-5-TT1		190	466

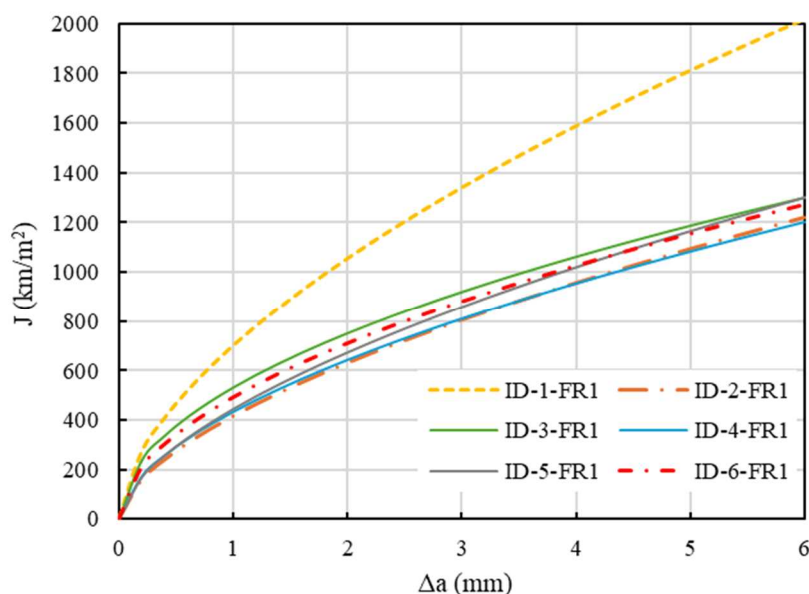
出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) ^{2,3,15} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

②破壊靱性試験

破壊靱性試験は、作製した試験片に室温及び大気中で、最大応力拡大係数： $K_{\max} = 12 \text{ MPa}^{0.5}$ の条件で疲労予亀裂を導入後、サイドグループ加工施した試験片を使用して実施した。また、破壊靱性試験は、ASTM E1820-21 に準拠した除荷コンプライアンス法で実施した。温度条件は、288℃である。破壊抵抗曲線（J-R 曲線）及び暫定破壊靱性値 J_Q 値の評価は、ASTM E1820-21 Annex 15 で規定される NORMALIZATION DATA REDUCTION TECHNIQUE（以下「NDR 法」という。）に準拠して実施した。この J_Q 値は、ASTM E1820 に基づき試験片板厚に依存しない弾塑性平面ひずみ破壊靱性値 J_{Ic} の有効性の判定を行った。

NDR 法で算出した J-R 曲線の比較を図 2.4.5 に、破壊靱性試験の結果を表 2.4.3 に示す。ID-1-FR1 の破壊靱性値が試験片寸法と材料強度より定まる J 積分の許容値より大きい J_Q

であったため、この試験片で得られた J_{Ic} の有効性は、Invalid と判定された。他の試験片の靱性値は、Valid と判定された。ID-1 の J-R 曲線は、他の試験片と比較し異なる傾向を示したが、引張試験や後述のフェライト量測定の結果において、それぞれの試験片の間で有意な差は認められなかった。このことから、ID-1 に関する J-R 曲線の異なる傾向が材料の局所的差異によるものであると推定した。



出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) ^{2.3.15} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

図 2.4.5 J-R 曲線

Fig. 2.4.5 J-R curve

表 2.4.3 破壊靱性試験結果

Table 2.4.3 Results of fracture toughness test

試験片番号	試験温度(°C)	流動応力 σ_f (MPa)	J_Q (kJ/m ²)	J_{Ic} としての判定
ID-1-FR1	288	344	884	Invalid
ID-6-FR1			456	Valid
ID-2-FR1			329	
ID-3-FR1			519	
ID-4-FR1			361	
ID-5-FR1			369	

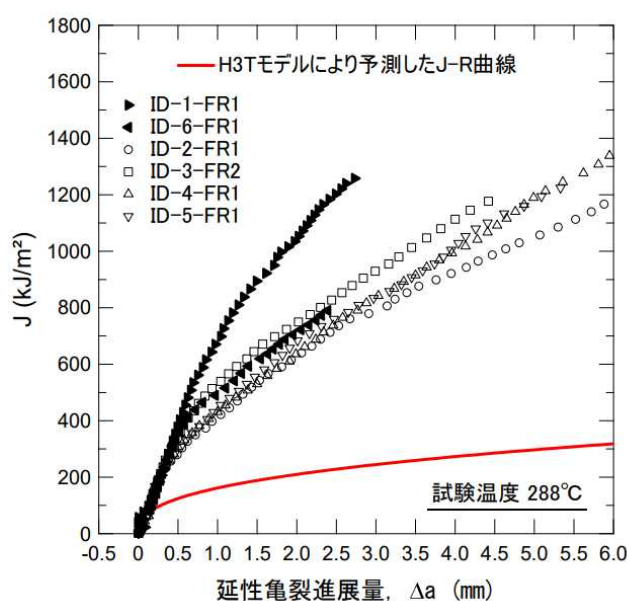
出典) 一般財団法人電力中央研究所、令和 5 年度原子力規制庁委託成果報告書 ^{2.3.15} (関連図に基づき原子力規制庁が作成)

2.4.5 保守性の検証

本研究の目的は、BWR プラントから採取した実機材料の破壊靱性値と H3T モデルによる予測値と比較し評価手法の保守性を確認することである。

熱時効靱性低下予測モデル（H3T モデル）において、浜岡 1 号から採取した材料の J_{mat} を算出するため、化学組成と熱時効条件（運転時間、熱時効温度）が必要である。実機の運転履歴に基づき、運転時間は 144569 時間、熱時効温度は 280 °C とした。化学組成に関する評価上のフェライト量は、採取した実機材の化学成分分析結果に基づき、18.8% とした。

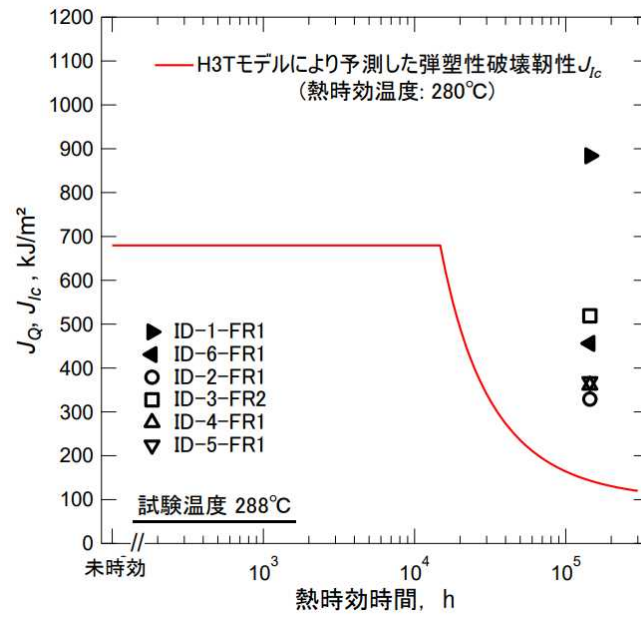
図 2.4.6 に H3T モデルで算出した J-R 曲線（下限特性）と試験結果の比較を示す。本研究で用いた実機材の試験結果が、いずれも H3T モデルによる予測値を上回っていることが認められる。また、図 2.4.7 は、H3T モデルで算出した破壊靱性予測値と試験で得られた破壊靱性値を示す。ここで、ID-2 において最も低い破壊靱性値が H3T モデルによる予測値の 2 倍以上の値となっていることが認められる。以上の結果、本研究で取得したデータの範囲においては、H3T モデルによる熱時効評価は、保守性を有していると評価される。



出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) ^{2.3.15}

図 2.4.6 H3T モデルによる J-R 曲線と試験結果の比較

Fig. 2.4.6 Comparison of J-R curve from H3R model and test result



出典) 一般財団法人電力中央研究所 (2024) ^{2.3.15}

図 2.4.7 H3T モデルによる J_{Ic} と試験結果の比較

Fig. 2.4.7 Comparison of J_{Ic} from H3R model and test result

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・検証に係る研究として、4 つの研究を実施し、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 が原子力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では、発電炉において長期間中性子照射を受けた RPV 鋼の母材等を想定して製作された試験炉照射材を用いて、シャルピー衝撃試験及び破壊靱性試験を行った。これらの試験から得られた吸収エネルギーの遷移量 (ΔT_{41J}) と破壊靱性の参照温度の移行量 (ΔT_0) を比較した結果、試験炉照射材におけるこれらのシフトの相関は、既往研究で示された範囲内であり、ほぼ 1 対 1 であることを確認した。併せて、実機材料（監視試験片）を用いた各種機械試験を行い、RPV の健全性評価に資するデータを取得した。

また、RPV の健全性評価対象部位の代表性に係る研究は、未照射及び試験炉照射材を用いてクラッド直下 HAZ 及びクラッド下 10 mm における溶接金属と溶接継手 HAZ から Mini-C(T)試験片を採取し、破壊靱性評価を行った。クラッド下 HAZ の破壊靱性が母材の板厚 1/4 位置又は溶接金属よりも良好であることを確認した。また、HAZ を対象として、溶質原子クラスタと転位ループに着目した微細組織分析及びその観察結果の定量評価を行った。その結果、本供試材の範囲において、母材部を上回るような溶質原子クラスタの形成・成長は、HAZ において生じていないことが確認された。

3.1.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究

本研究の一部は早稲田大学に委託して実施した。早稲田大学は、比較用ケーブル等の試験材料の調達、試験及び学術的観点からの分析・考察を実施した。原子力規制庁は、委託先にて取得したデータを用いて実用的観点で独自に分析・考察を実施し、実機材料（低圧ケーブル、電気ペネトレーション等）の健全性に関する知見を取得した。主な成果は以下のとおりである。

本研究では、国内の原子力発電所で長期間使用された電気・計装設備の実機材料を入手した。さらに、これらの設備の種類、要求機能等に応じた試験や分析^{2.2.4-2.2.7, 2.2.22}を行い、健全性評価手法の保守性を確認し、長期施設管理計画の審査に資する知見を拡充した。事故時環境下で機能要求のある低圧ケーブルについては、実機ケーブルと先行研究知見^{2.2.13-2.2.14}を踏まえて製作した加速劣化ケーブルを状態監視手法等で分析^{2.2.5}した結果、高分子構造等、機械的性質及び電気特性は有意な差は見られないか同等の水準にあることを確認した。この結果を踏まえれば、現状適用されているケーブルの健全性評価手法では、加速

劣化により通常運転時の経年劣化と同等の劣化が供試ケーブルに付与されるとともに、評価手法に含まれる種々の要素の保守性により、保守的な評価が可能であると考えられる。また、低圧ケーブルについて、SA 及び DBA を模擬する蒸気暴露試験において温度上昇と蒸気による吸湿が要因と考えられる絶縁抵抗の低下^{2.2.5, 2.2.6, 2.2.22}が見られたが、その絶縁抵抗低下は、原子力発電プラントで使用されている計装システムの信号伝送系において有意な誤差が生じないと考えられる水準であることを確認した。電気ペネトレーションについては、複数温度の蒸気暴露試験を行い、蒸気暴露温度が高くなるほど絶縁抵抗が小さくなったが、ケーブルの場合と同様に計装システムに有意な誤差は生じないと考えられる水準であることを確認した。事故時環境下で機能要求のない電気・計装設備については、屋外で使用された高圧ケーブルを対象として、水トリリー（外部から侵入した水分が絶縁体中を拡散して樹枝状に伸展する現象）^{2.2.2, 2.2.3}に着目した劣化状態の分析を行うため、使用条件の調査を行うとともに、取り出しを行い試験機関への輸送を完了した。本研究の一部は早稲田大学に委託して実施しており、委託研究で実施した項目・内容については、2.2 の節等において具体的に示した。

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^{2.3.12-2.3.15}。主な成果は以下のとおりである。

靱性低下に係る研究は、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い、上部格子板を対象とした、採取工法・装置を検討した。

また、予防保全対策の保守性に係る研究は、実機材料採取におけるショットピーニングで付与した残留応力への影響を与える可能性がある項目について整理し、採取時の切断による影響を確認するための試験計画案を検討した。そこでは、部分モックアップ試験に向けた事前検討として、試験的アプローチと解析的アプローチを組み合わせた評価手法を構築した。さらに、試験的アプローチとして、ショットピーニングを施工した要素試験体に対して切断試験を行い残留応力が保持されることを確認した。また、解析的アプローチとして有限要素法を用いて切断試験の再現を行い、試験の傾向を模擬することができた。これにより、試験的アプローチと解析的アプローチを組み合わせた評価手法は、部分モックアップ試験の際に有用であることが分かった。

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^{2.3.13-2.3.15}。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、発電所構内で切り出

し、研究実施施設への輸送を実施した。採取した実機材料から試験片の作製し破壊靱性試験等の各種試験を行った。実機材料の破壊靱性試験で得られた破壊靱性値と、熱時効による破壊靱性値の低下を予測する際に用いられる H3T モデルで算出した破壊靱性予測値を比較した結果、破壊靱性値は、H3T モデルによる予測値を上回っており、H3T モデルを用いた熱時効評価の保守性が確認できた。

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は、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ことを目的に実施された。試験炉照射材料を用いて機械試験を実施し、シャルピー衝撃試験から得られる ΔT_{41J} と破壊靱性試験から得られる ΔT_0 の相関を確認した。試験炉照射材におけるこれらシフトの相関は、既往研究で示された範囲内であり、ほぼ等価であることが確認された。この結果、本研究の試験範囲では、現行評価手法における破壊靱性遷移曲線の設定方法が保守的であることを確認した。国内原子力発電所から調達した監視試験片を用いて各種機械試験を行い、RPV の健全性評価に資するデータを取得した。また、現状の破壊力学に基づく健全性評価方法の保守性を確認するため、実際の原子炉で想定される 2 軸方向の力が加わる破壊試験の破壊挙動と 1 軸方向の力が加わる一般的な破壊靱性試験の結果の比較を行うためのデータを取得した。

RPV の健全性評価対象部位の代表性に係る研究は、RPV 鋼の健全性評価に関する機械的性質において、監視試験片を再生した試験片を用いる場合、母材が HAZ を代表する現行の評価方法の保守性を検証することを目的として実施された。未照射及び試験炉照射材を用いて破壊靱性評価を行った。また、HAZ を対象として、照射脆化の因子となる溶質原子クラスタと転位ループに着目した微細組織分析及びその観察結果の定量評価を行った。これらの結果から、本供試材の試験範囲において、母材が HAZ を代表する現行の評価方法の保守性が確認された。

以上のことから、当初目的は達成できたと考える。

3.2.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究

本研究では、国内の原子力発電所の廃炉工程等のスケジュールを踏まえて実機材料を入手し、事故時環境下で機能要求のある電気・計装設備については、劣化状態や事故時環境下における絶縁性能等を調べ、加速劣化試験を適用した健全性評価手法の保守性を検証すること、高圧ケーブルについては、劣化状態を分析し、適用されている絶縁診断による劣化評価の保守性を検証することを通じて電気・計装設備の健全性評価に関する知見拡充を行うことを目的とした。既述のとおり、国内の原子力発電所から実機材料を入手し、事故時環境下で機能要求のある電気・計装設備について劣化状態や事故時環境下における絶縁

性能等を分析し、現状適用されているケーブル健全性評価手法の保守性を確認した。高圧ケーブルについては、最終年度に実機からの取り出しを行い試験機関への輸送を完了している。以上から、当初計画及び実機材料入手スケジュールを踏まえ、当初目的は達成できたと考える。

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は、事業者が用いる破壊力学的評価手法に適用される破壊靱性値の保守性を検証することを目的としている。本研究の実施期間では、保守性の検証のために有益なデータを得られることができると考えられる部位の特定及び採取工法の検討を目的として実施した。文献より保守性検証に有益なデータを整理し、取得対象部位として、上部格子板及び炉心シュラウドを特定した。また事業者と面談で廃止措置工程の確認を行いながら、実現可能な採取工法及び採取装置を検討した。

予防保全対策の保守性に係る研究は、予防保全対策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。本研究の実施期間では、実機材料採取に関する事前検討を行う計画であり、予防保全施工部位の圧縮応力に対する、切断影響評価手法の構築を目的に実施した。切断影響確認のアプローチとして試験的アプローチと解析的アプローチを組み合わせた評価手法を検討し、妥当な評価手法であると判断できた。

以上のことから両研究において、当初目的は達成できたと考える。

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いる。浜岡1号のPLRポンプから実機材料を用い、破壊靱性試験等の各種試験を行った。破壊靱性試験の結果とH3Tモデルによって予測される破壊靱性値を比較した結果、H3Tモデルを用いた熱時効による靱性の低下挙動評価は、保守性を有していることを確認した。以上のことから、当初目的は達成できたと考える。

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、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、142 巻、9 号、pp. 368-374、令和 4 年. doi:10.1541/ieejfms.142.368
- ② 芳賀明日香、渡辺藍己、皆川武史、池田雅昭、平井直志、大木義路、「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、143 巻、3 号、pp. 83-90、令和 5 年. doi:10.1541/ieejfms.143.83

(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、芳賀明日香、皆川武史、池田雅昭、平井直志、大木義路、「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予稿集、GP(P)-2、pp. 37-40、令和 3 年
- ② 芳賀明日香、渡辺藍己、皆川武史、池田雅昭、平井直志、大木義路、「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 52 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム予稿集、GP(P)-1、pp. 33-36、令和 3 年
- ③ 芳賀明日香、渡辺藍己、池田雅昭、皆川武史、「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 53 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム予稿集、GP(P)-1、pp. 150-153、令和 4 年
- ④ 水田航平、橋倉靖明、三浦靖史、田中重彰、佐伯綾一、「熱時効評価のための BWR プラント実機材料の採取工法及び試験の検討」、保全学、23 巻、3 号、pp. 95-98、令和 6 年

(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 Ha, Y., Tobita, T., Takamizawa, H., Katsuyama, J., “Fracture Toughness Evaluation of the Heat-Affected Zone Under the Weld Overlay Cladding in Reactor Pressure Vessel Steel”, J. Pressure Vessel Technol., Vol. 145, No. 2, pp. 021501_1 - 021501_9, 2023.
doi: <https://doi.org/10.1115/1.4055626>
- ② Ohki, Y., Hirai, N., Okada, S., “Penetration Routes of Oxygen and Moisture into the Insulation of FR-EPDM Cables for Nuclear Power Plants”, Polymers, Vol. 14, No. 23, 5318, 2022.
doi:10.3390/polym14235318
- ③ Ohki, Y., Hirai, N., Sato, K., Tanaka, Y., “Reasons for Resistivity Increase in FR-EPDM Insulation of Cables Aged in Nuclear Power Plants”, IEEJ Transactions on Electrical and Electronic Engineering, Vol. 18, No. 5, pp. 656–664, 2023. doi:10.1002/tee.23767
- ④ Ohki, Y., Hirai, N., “Synergism of Radiation and Steam on Mechanical Properties of Cable Insulation Removed from a Nuclear Power Plant”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 60, No. 12, pp. 1538–1547, 2023. doi:10.1080/00223131.2023.2224371
- ⑤ Ohki, Y., Hirai, N., Sato, K., Tanaka, Y., “Heating-Assisted Current Integration Method as a Tool for Evaluating the Leakage Current in Cable Insulation”, IEEE Transactions on Dielectrics and Electrical Insulation, Vol. 31, No. 3, pp.1185-1192, 2024. doi:10.1109/TDEI.2024.3355871

- ⑥ Ohki, Y., Hirai, N., “Tools for Condition Monitoring of Polymeric Electrical Insulating Materials”, IEEE Transactions on Dielectrics and Electrical Insulation, Vol. 31, No. 6, pp. 3294–3302, 2024. doi: 10.1109/TDEI.2024.3385350

(2) 国際会議のプロシーディング（査読付）

- ① Shimodaira, M., Yamaguchi, M., Iwata, K., Katsuyama, J., Chimi, Y., “Biaxial Constraint Effect on Fracture Toughness Evaluation of Reactor Pressure Vessel Under Pressurized Thermal Shock Events”, 2024 Pressure Vessels & Piping, PVP2024-123136, 2024.
- ② Ohki, Y., Hirai, N., Sato, K., Tanaka, Y., “Degradation of a FR-EPDM Cable Removed from a Nuclear Power Plant”, Proceedings of IEEE Conference on Electrical Insulation and Dielectric Phenomena, Denver, pp. 45-48, 2022.
- ③ Ohki, Y., Hirai, N., Sato, K., Tanaka, Y., “Current Integration Method as a Reliable Tool for Diagnosing Flame-retardant EPDM Cables Removed from Nuclear Power Plants”, Proceedings of 9th International Conference on Condition Monitoring and Diagnosis 2022, C1-3, pp. 133-137, 2022.
- ④ Ohki, Y., Hirai, N., Okada, S., “Superposition of Time-dependent Data for Accelerated Aging of Nuclear Power Plant Cables and Its Validity”, Proceedings of 9th International Conference on Condition Monitoring and Diagnosis 2022, P1-27, pp. 364-367, 2022.
- ⑤ Ohki, Y., Hirai, N., “Several Innovative Measurement Methods for Insulating Materials Research”, Proceedings of 9th International Symposium on Electrical Insulating Materials 2023, E1, pp. 73-76, 2023.

(3) その他

- ① 下平昌樹、河侑成、高見澤悠、瀬戸仁史、勝山仁哉、「透過型電子顕微鏡を用いた原子炉压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、令和 4 年
- ② 河侑成、下平昌樹、勝山仁哉、「原子炉压力容器の溶接継手熱影響部を対象とした靱性評価」、日本原子力学会 2023 年秋の大会、令和 5 年
- ③ Ha, Y., “Fracture Toughness Evaluation of Weld-HAZ in RPV Steel using Mini-C(T) Specimens”, 27th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 2024.
- ④ 下平昌樹、河侑成、高見澤悠、外山健、Du, Y., 嶋田雄介、吉田健太、永井康介、勝山仁哉、「3 次元アトムプローブ及び走査透過電子顕微鏡を用いた原子炉压力容器鋼溶接熱影響部の微細組織分析」、日本原子力学会 2024 年秋の大会、令和 6 年
- ⑤ 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 回電気電子絶縁材料システムシンポジウム予稿集、GP(O)-3、 pp.63-67、令和 3 年
- ⑥ 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ジェンゴ

ム ケーブル絶縁体の機械特性」、電気学会誘電・絶縁材料/電線・ケーブル合同研究会資料、DEI-22-050、EWC-22-006、pp.1-8、令和4年

- ⑦ 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)」、電気学会誘電・絶縁材料/電線・ケーブル合同研究会資料、DEI-22-051、EWC-22-007、pp.9-15、令和4年
- ⑧ 大木義路、平井直志、「難燃エチレンプロピレンジエンゴムにおけるガンマ線照射劣化の水蒸気曝露による軽減」、令和4年電気学会全国大会予稿集、2-023、pp.23-24、令和4年
- ⑨ 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、令和4年
- ⑩ 大木義路、平井直志、岡田漱平、「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予稿集、GP(O)-3、pp.27-32、令和4年
- ⑪ 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予稿集、GP(O)-2、pp.21-26、令和4年
- ⑫ 大木義路、平井直志、佐藤孔亮、田中康寛、「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」、電気学会誘電・絶縁材料/電線・ケーブル合同研究会資料、DEI-22-096、EWC-22-026、pp.55-62、令和4年
- ⑬ 大木義路、平井直志、岡田漱平、「低圧ケーブル絶縁体への酸素・水分の侵入経路と被覆材および芯線のバリア効果」、電気学会誘電・絶縁材料/電線・ケーブル合同研究会資料、DEI-22-094、EWC-22-024、pp.39-46、令和4年
- ⑭ 佐藤孔亮、田中康寛、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ジエンゴム絶縁ケーブルの電流積分法による劣化評価(IV)ー部分加熱による感度向上の試みー」、電気学会誘電・絶縁材料/電線・ケーブル合同研究会資料、DEI-22-095、EWC-22-025、pp.47-54、令和4年
- ⑮ 大木義路、「有機高分子絶縁材料研究のための分析・計測法」、電気学会誘電・絶縁材料研究会資料、DEI-22-108、pp.37-44、令和4年
- ⑯ 大木義路、平井直志、岡田漱平、「時間領域核磁気共鳴による高分子の架橋度推定」、令和5年電気学会全国大会予稿集、2-025、pp.20-27、令和5年
- ⑰ 佐藤孔亮、田中康寛、平井直志、大木義路、「原子力発電所撤去ケーブルの漏れ電流測定にもたらす部分加熱の利点」、電気学会誘電・絶縁材料/電線・ケーブル合同研究会資

料、DEI-23-069、EWC-23-018、pp.15-21、令和 5 年

- ⑱ Ohki, Y., Hirai, N., Tanaka, Y., “Property Improvement of Electrical Insulating Rubbers by Thermal and Radiation Stresses”, Proceedings of 14th IEEE International Conference on the Properties and Applications of Dielectric Materials, pp. 175-178, 2024.
- ⑲ 佐藤孔亮、田中康寛、平井直志、大木義路、「原子力発電所撤去ケーブルの漏れ電流測定にもたらず部分加熱の利点（２）」、令和 6 年電気学会全国大会予稿集、2-032、pp.33-34、令和 6 年
- ⑳ 大木義路、平井直志、田中康寛、「放射線と熱への暴露によるゴム系絶縁体の電気絶縁性向上」、電気学会誘電・絶縁材料/電線・ケーブル合同研究会資料、DEI-24-030、EWC-24-006、pp. 7-15、令和 6 年
- ㉑ 大木義路、平井直志、谷文之、藤井有蔵、飯田延治、富田明、「難燃 EPDM ケーブルの通電温度上昇の実測とシミュレーション」、電気学会誘電・絶縁材料/電線・ケーブル合同研究会資料、DEI-24-029、EWC-24-005、pp. 1-6、令和 6 年
- ㉒ Miura, Y., Arai, T., Saeki, R., Tanaka, S., Arita, Y., “CRIEPI research activities on material aging using decommissioned reactor materials sponsored by Nuclear Regulation Authority”, 5th International Conference on NPP Plant Life Management (PLiM-5), 2022.
- ㉓ 佐々木敏彦、柳嘉代子、菊地遵一、池田雅和、藤原 力、楠本佳弘、「SOI検出器を用いた $\cos \alpha$ 方式の X 線応力測定」、日本非破壊検査協会秋季大会、令和 5 年
- ㉔ 佐々木敏彦、「結晶性材料の評価方法」、特許第 7594282 号、令和 6 年

3.4 成果の活用等

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、長期施設管理計画の審査に係る技術評価の技術的判断根拠として活用が期待される。また、これらの成果のうち、原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究で得た技術的知見については、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] 及び原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 [JEAC4206]に活用) の技術評価において活用が期待される。また、炉内構造物の健全性評価に係る研究で得た技術的知見については、日本機械学会 維持規格の技術評価におい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

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_{41J} 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。また、研究施設で照射を行い加速劣化させた試験炉照射材の試験結果より、 ΔT_{41J} と ΔT_0 の相関はほぼ 1 対 1 であることが示されたが、RPV 本体を用いてシャルピー衝撃試験と破壊靱性試験の温度シフトの相関を調査した例は少ないため、RPV 本体を

用いて各種機械試験を行い、RPVの健全性評価に係る知見を拡充する。

3.5.2 電気・計装設備の健全性評価に係る研究

事故時環境下で機能要求のある電気・計装設備については、本研究で対象としなかった設備を中心として引き続き長期間使用された実機材の入手機会も活用して劣化状態や事故時環境下における性能を分析・評価するとともに、実機における系統機器の組合せや設置状況をより反映した試験を行う。事故時環境下で機能要求のない電気・計装設備のうち屋外敷設の高圧ケーブルについては、本研究期間中に実機からの取り出しを完了しており、今後、水トリーによる劣化状況を分析し、製造方法・構造・材料、敷設環境及び使用状況との関係性を評価し、現在実機適用されている絶縁診断による劣化評価の保守性を確認する。以上から、今後想定されるより長期間の原子炉の運転に係る長期施設管理計画の認可申請における経年劣化の技術的な評価の妥当性の確認に必要な電気・計装品の絶縁低下に係る知見を取得する。

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」及び「予防保全対策の保守性に係る研究」については、本研究で得た知見を活かし、令和8年度以降に実機材料を着実に採取し、各種試験を行い炉内構造物の健全性評価に係る知見を拡充する。

3.5.4 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、実機材料を用いて H3T モデルの保守性の確認を計画どおり行った。今後も熱時効に係る知見を継続的に収集し、新知見が得られた際には、研究実施の有無を判断する。また、本事業で得られたデータを取りまとめ、論文執筆を計画している。

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」、平成 31 年
- 1.2 Takakura, K., Nakata, K., Tanaka, S., Nakamura, T., Chatani, K., Kaji, Y., “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) 」、平成 6 年
- 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、平成 30 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、137 巻、11 号、pp. 620-625、平成 29 年. doi:10.1541/ieejfms.137.620
- 1.6 Minakawa, T., Ikeda, M., Hirai, N., Ohki, Y., “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, pp.602-605, 2018.
- 1.7 Minakawa, T., Ikeda, M., Hirai, N., Ohki, Y., “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. doi:10.1541/ieejfms.139.54
- 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、139 巻、9 号、pp. 380-386、2019. doi:10.1541/ieejfms.139.380
- 2.1.1 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)」、平成 20 年
- 2.1.2 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」、令和 3 年 (公開準備中)
- 2.1.3 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」、令和 4 年 (公開準備中)
- 2.1.4 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 4 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」、令和 5 年 (公開準備中)

- 2.1.5 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 5 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」、令和 6 年（公開準備中）
- 2.1.6 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 (JEAC4206-2007)」、平成 20 年
- 2.1.7 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」、平成 11 年
- 2.1.8 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）」、平成 15 年
- 2.1.9 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、平成 17 年
- 2.1.10 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)」、平成 28 年
- 2.1.11 JIS Z 2241 (1998)「金属材料引張試験方法」
- 2.1.12 JIS Z 2242 (2005)「金属材料のシャルピー衝撃試験方法」
- 2.1.13 ASTM E 23-06 “Standard Test Methods for Notched Bar Impact Testing of Metallic Materials”.
- 2.1.14 ASTM E 813-89 “Standard Test Method for JIc, A Measure of Fracture Toughness”
- 2.1.15 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.
- 2.1.16 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.
- 2.1.17 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））事業」、平成 29 年
- 2.1.18 日本溶接協会、「き裂先端開口変位(CTOD)試験方法 (WES 1108-1995)」、平成 7 年
- 2.2.1 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準」、令和 5 年 8 月 30 日原規規発第 2308304 号、令和 5 年。
<https://www.nra.go.jp/data/000451732.pdf>（2024 年 11 月 4 日確認）
- 2.2.2 配電線地中化の技術動向と課題調査専門委員会編、「配電線地中化の技術動向と課題」、電気学会技術報告第 1107 号、平成 20 年
- 2.2.3 経済産業省電力安全課、「「更新推奨時期に満たない高圧ケーブルにおける水トリ一現象に係る注意喚起」に関する補足的周知」、令和 5 年

https://www.meti.go.jp/policy/safety_security/industrial_safety/oshirase/2023/12/20231201.pdf (2024 年 11 月 4 日確認)

- 2.2.4 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））」、令和 3 年
- 2.2.5 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））」、令和 4 年
- 2.2.6 学校法人早稲田大学、「令和 4 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））」、令和 5 年
- 2.2.7 学校法人早稲田大学、「令和 5 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））」、令和 6 年
- 2.2.8 関西電力、「高浜発電所運転機か年長認可申請書（1 号発電用原子炉施設の運転の期間の延長）添付書類二 高浜発電所 1 号炉 劣化状況評価書」、平成 28 年
- 2.2.9 関西電力、「高浜発電所運転機か年長認可申請書（2 号発電用原子炉施設の運転の期間の延長）添付書類二 高浜発電所 2 号炉 劣化状況評価書」、平成 28 年
- 2.2.10 中国電力、「島根原子力発電所 2 号炉 高経年化技術評価書(30 年目)」、令和 5 年. <https://www.nra.go.jp/data/000464659.pdf> (2024 年 11 月 4 日確認)
- 2.2.11 日本原子力発電、「東海第二発電所 高経年化技術評価報告書」、平成 20 年
- 2.2.12 関西電力、「美浜発電所 1 号炉 高経年化技術評価書(40 年目)」、平成 22 年
- 2.2.13 原子力安全基盤機構、「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」、JNES-RE-2013-2049、平成 26 年
- 2.2.14 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、平成 21 年
- 2.2.15 C. Gamlin, N. Dutta, N. R. Choudhury, D. Kehoe, and J. Matisons, “Influence of ethylenepropylene ratio on the thermal degradation behavior of EPDM elastomers”, *Thermochimica Acta*, Vol. 367-368, pp. 185-193, 2001.
- 2.2.16 日本産業規格、「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」、JIS C 3005: 2000、平成 26 年
- 2.2.17 Ohki, Y., “News from Japan - Current Integration Method, a Revisited Innovative Tool for Measuring Insulation Behavior”, *IEEE Electr. Insul. Mag.*, 37, No. 4, 36-39, 2021.
- 2.2.18 Y. Ohki, “News from Japan - Industrial Applications of the Current Integration Method”, *IEEE Electr. Insul. Mag.*, Vo. 37, No. 5, pp. 34-37, 2021. doi: 10.1109/MEI.2021.9514654

- 2.2.19 Institute of Electrical and Electronics Engineers, “IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations”, IEEE Std 317-1983, 1983.
- 2.2.20 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、昭和57年
- 2.2.21 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」、改正 平成29年11月29日原規技発第1711294号、pp. 3、14、平成29年.
- 2.2.22 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、142巻、9号、pp. 368-374、令和4年. doi:10.1541/ieejfms.142.368
- 2.2.23 Minakawa, T., Ikeda, M., Hirai, N., Ohki, Y., “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. doi:10.1541/ieejfms.139.54
- 2.2.24 原子力規制委員会、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、令和元年
- 2.2.25 原子力エネルギー協議会、「原子力規制庁技術報告「重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析」に対する電気事業者の対応状況」、第3回経年劣化管理に係るATENAとの実務レベルの技術的意見交換会資料2-1、令和2年
<https://www.nra.go.jp/data/000311806.pdf> (2024年11月4日確認) .
- 2.3.1 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、平成25年
- 2.3.2 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)」、平成6年
- 2.3.3 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)」、平成21年
- 2.3.4 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.
- 2.3.5 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.
- 2.3.6 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.
- 2.3.7 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.
- 2.3.8 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.
- 2.3.9 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.
- 2.3.10 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 grain boundary engineered austenitic stainless steels”, Proc. 14th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System – Water Reactors, pp.1219 – 1227, ANS, 2009.
- 2.3.11 原子力規制庁、「実機材研究に関する意見交換 令和5年09月11日」、被規制者等及びノーリターナルルール対象組織等との面談概要・資料 議事要旨、2023年、
<https://www.da.nra.go.jp/view/NRA073000089?contents=NRA073000089-002-001#pdf=NRA073000089-002-001> (令和6年11月7日確認)
- 2.3.12 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））」、令和3年
- 2.3.13 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））」、令和4年
- 2.3.14 一般財団法人電力中央研究所、「令和4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））」、令和5年
- 2.3.15 一般財団法人電力中央研究所、「令和5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））」、令和6年
- 2.3.16 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」、平成30年、<https://www.nra.go.jp/data/000252498.pdf>（令和6年11月7日確認）。
- 2.3.17 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」、平成 20 年 7

月 31 日、https://www.kepcoco.jp/corporate/pr/2008/0731-2_1j.html（令和 4 年 7 月 25 日確認）。

- 2.3.18 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、平成25年.
- 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）」、平成6年.
- 2.4.2 Y. Miura, T. Sawabe, K. Betsuyaku, T. Arai, “Thermal aging behavior of grade CF3M cast stainless steels”, Proceedings of the ASME 2017 Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2017-65959, 2015.
- 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）」、平成28年.

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	上席技術研究調査官
小嶋 正義	統括技術研究調査官
田口 清貴	主任技術研究調査官
皆川 武史	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
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
河野 克己	技術参与