

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))

一般財団法人 電力中央研究所

令和 5 年 3 月

本報告書は、原子力規制委員会原子力規制庁からの委託により実施した
業務の成果をとりまとめたものです。

本報告書に関する問い合わせは、原子力規制庁までお願いします。

目 次

1. はじめに	1-1
2. 実施計画	2-1
2.1 事業の目的	2-1
2.2 実施概要及び内容	2-1
2.2.1 実機材料を活用した安全研究マップの定期的な見直し	2-1
2.2.2 靱性低下に係る研究	2-2
2.2.3 予防保全技術の保守性に係る研究	2-3
2.2.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究	2-5
2.3 研究実施方法及び工程	2-6
3. 実施内容及び成果	3.1-1
3.1 実機材料を活用した安全研究マップの見直し	3.1-1
3.1.1 実機材料を活用した材料健全性研究に関する計画・実施状況 の調査	3.1.1(1)-1
(1) 海外プロジェクト研究動向	3.1.1(1)-1
(2) 国際会議等の調査	3.1.1(2)-1
3.1.2 実機材料を活用した材料健全性研究の実施に関わる 研究課題整理表の更新	3.1.2-1
3.1.3 実機材料を活用した安全研究マップの策定	3.1.3(1)-1
(1) 実機材料を活用した研究課題整理表	3.1.3(1)-1
(2) 実機材料を活用した安全研究マップ	3.1.3(2)-1
3.2 靱性低下に係る研究	3.2-1
3.2.1 試験体採取仕様詳細の検討	3.2.1.1(1)-1
3.2.1.1 解体後の廃炉材からの試験体採取	3.2.1.1(1)-1
(1) 調査プロセスの整理	3.2.1.1(1)-1
(2) 解体作業の条件	3.2.1.1(2)-1
(3) 廃炉材からの試験体採取工程	3.2.1.1(3)-1
(4) 材料採取時の条件	3.2.1.1(4)-1
(5) 採取工法	3.2.1.1(5)-1
(6) 採取時の推奨工法の検討	3.2.1.1(6)-1
3.2.1.2 試験体の取り扱い	3.2.1.2(1)-1
(1) 試験体保管方法	3.2.1.2(1)-1
3.2.1.3 試験体の輸送	3.2.1.3(1)-1
(1) 輸送容器の整理	3.2.1.3(1)-1

(2) 輸送に必要な条件	3.2.1.3(2)-1
(3) 輸送計画案	3.2.1.3(3)-1
3.2.1.4 試験体の採取時切断	3.2.1.4(1)-1
(1) 試験片採取時切断の条件	3.2.1.4(1)-1
(2) 試験片のターゲット照射量	3.2.1.4(2)-1
(3) 上部格子板からの切出し方法	3.2.1.4(3)-1
(4) 炉心シュラウドからの切出し方法	3.2.1.4(4)-1
3.2.1.5 照射後試験施設での試験体管理仕様	3.2.1.5(1)-1
(1) 照射後試験施設における保管方法	3.2.1.5(1)-1
(2) 試験後のプラントへの返却方法	3.2.1.5(2)-1
3.2.1.6 試験片の中性子照射量確認手法	3.2.1.6(1)-1
(1) 監視試験の中性子照射量評価方法の概要	3.2.1.6(1)-1
(2) 廃炉材の照射量評価に適用する核種整理	3.2.1.6(2)-1
(3) 廃炉材の初期元素濃度及び放射エネルギーの測定方法	3.2.1.6(3)-1
(4) 放射能測定結果に基づく中性子照射量評価手法	3.2.1.6(4)-1
3.2.1.7 試験体採取の詳細プロセス整理	3.2.1.7-1
3.2.2 事業計画案の見直し	3.2.2-1
3.3 予防保全対策技術の保守性に係る研究	3.3-1
3.3.1 試験仕様詳細の検討	3.3.1.1(1)-1
3.3.1.1 除染の影響確認試験の実施仕様詳細の検討	3.3.1.1(1)-1
(1) 除染実績の調査	3.3.1.1(1)-1
(2) 試験片準備及び試験条件に係る検討	3.3.1.1(2)-1
(3) 試験装置に係る検討	3.3.1.1(3)-1
(4) 試験片の準備	3.3.1.1(4)-1
3.3.1.2 複合的な応力状態を踏まえた影響確認の詳細実施要領 の検討	3.3.1.2(1)-1
(1) 解析的アプローチによる切断影響確認	3.3.1.2(1)-1
(2) 試験的アプローチによる切断影響確認	3.3.1.2(2)-1
3.3.2 現地気中環境における残留応力測定工法の成立性検討	3.3.2.1(1)-1
3.3.2.1 既存の施工システムの調査	3.3.2.1(1)-1
(1) 超音波ショットピーニング設備	3.3.2.1(1)-1
(2) 蒸気発生器出入口管台内面供用期間中検査装置	3.3.2.1(2)-1
(3) 施工システムの選定	3.3.2.1(3)-1
3.3.2.2 残留応力機材搭載時の工法への影響	3.3.2.2(1)-1
(1) 搭載する残留応力測定機材の候補	3.3.2.2(1)-1
(2) 残留応力機材搭載時の搬入性及び機材配置	3.3.2.2(2)-1
(3) 施工システムへの残留応力測定機材搭載検討	3.3.2.2(3)-1

3.3.2.3	蒸気発生器内の環境に関する調査	3.3.2.3(1)-1
(1)	蒸気発生器内系統除染後の環境線量	3.3.2.3(1)-1
(2)	作業周辺の温度・湿度	3.3.2.3(2)-1
3.3.2.4	工法の成立性検討のまとめ	3.3.2.4-1
3.3.3	事業計画案の見直し	3.3.3-1
(1)	切断・加工仕様策定のための試験計画の検討	3.3.3-1
(2)	残留応力測定方法・設備等の課題解決方法の検討	3.3.3-2
3.4	ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究	3.4-1
3.4.1	試験片の製作	3.4.1(1)-1
(1)	試験片の形状及び寸法	3.4.1(1)-1
(2)	試験体の粗切断	3.4.1(2)-1
(3)	試験片の加工	3.4.1(3)-1
(4)	組織観察用試験片の輸送	3.4.1(4)-1
(5)	試験体及び残材の保管・管理	3.4.1(5)-1
3.4.2	試験の実施	3.4.2(1)-1
(1)	引張試験	3.4.2(1)-1
(2)	破壊靱性試験	3.4.2(2)-1
(3)	フェライト相割合の評価	3.4.2(3)-1
(4)	ナノインデント硬度試験	3.4.2(4)-1
(5)	ビッカース硬度試験	3.4.2(5)-1
(6)	アトムプローブトモグラフィー (APT)	3.4.2(6)-1
3.4.3	事業計画案の見直し	3.4.3-1
4.	実機材料を活用した安全研究検討委員会等の開催実績	4-1
4.1	実機材料を活用した安全研究検討委員会	4-1
4.1.1	検討委員会の設置	4-1
(1)	名称	4-1
(2)	体制	4-1
(3)	運営	4-1
4.1.2	開催実績	4-4
(1)	令和4年度 第一回 廃炉材を活用した安全研究検討委員会	4-4
(2)	令和4年度 第二回 廃炉材を活用した安全研究検討委員会	4-5
(3)	令和4年度 第三回 廃炉材を活用した安全研究検討委員会	4-6
4.2	原子力規制庁への進捗報告	4-7
(1)	電中研－規制庁 第一回打合せ	4-7
(2)	電中研－規制庁 第二回打合せ	4-7
(3)	電中研－規制庁 第三回打合せ	4-7

(4) 電中研－規制庁 第四回打合せ	4-8
5. まとめ	5-1
5.1 実機材料を活用した安全研究マップの定期的な見直し	5-1
5.2 靱性低下に係る研究	5-3
5.3 予防保全対策技術の保守性に係る研究	5-5
5.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究	5-10
5.5 実機材料を活用した安全研究検討委員会等の開催実績	5-12
5.6 まとめ	5-13

添付資料

添付資料-1	実機材料を活用した安全研究検討委員会運営要項
添付資料-2	秘密保持誓約

表一覧

表 2.3-1	実施工程	2-7
表 3.1.3(1)-1	実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表 (経年劣化評価) (1)	3.1.3(1)-7
表 3.1.3(1)-1	実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表 (経年劣化評価) (2)	3.1.3(1)-8
表 3.1.3(1)-1	実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表 (経年劣化評価) (3)	3.1.3(1)-9
表 3.1.3(1)-1	実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表 (経年劣化評価) (4)	3.1.3(1)-10
表 3.1.3(1)-1	実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表 (経年劣化評価) (5)	3.1.3(1)-11
表 3.1.3(1)-1	実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表 (経年劣化評価) (6)	3.1.3(1)-12
表 3.1.3(1)-1	実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表 (経年劣化評価) (7)	3.1.3(1)-13
表 3.1.3(1)-1	実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表 (経年劣化評価) (8)	3.1.3(1)-14
表 3.1.3(1)-1	付表 経年劣化評価に係る課題件数整理表	3.1.3(1)-15
表 3.1.3(1)-2	実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表 (日常保全) (1)	3.1.3(1)-16
表 3.1.3(1)-2	実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表 (日常保全) (2)	3.1.3(1)-17
表 3.1.3(1)-2	実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表 (日常保全) (3)	3.1.3(1)-18
表 3.1.3(1)-2	付表 日常保全に係る課題件数整理表	3.1.3(1)-19
表 3.1.3(1)-3	実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表 (高サイクル熱疲労、シビアアクシデント)	3.1.3(1)-20
表 3.1.3(2)-1(1/2)	実機材料を活用した安全研究マップの 「カテゴリ 1 : 経年劣化評価」	3.1.3(2)-3
表 3.1.3(2)-1(2/2)	実機材料を活用した安全研究マップの 「カテゴリ 1 : 経年劣化評価」	3.1.3(2)-4
表 3.1.3(2)-2	実機材料を活用した安全研究マップの 「カテゴリ 2 : 日常保全」	3.1.3(2)-5
表 3.2.1.1(4)-1	解体工事開始前の前提条件	3.2.1.1(4)-3

表 3.2.1.1(4)-2	解体工事後の前提条件	3.2.1.1(4)-4
表 3.2.1.1(5)-1	水中作業を前提とした機械的工法の整理結果	3.2.1.1(5)-2
表 3.2.1.1(5)-2	水中作業を前提とした熱的工法の整理結果	3.2.1.1(5)-3
表 3.2.1.1(5)-3	各種工法の試験体への影響、採取工事に向けた 作業性の整理	3.2.1.1(5)-4
表 3.2.1.1(6)-1	推奨される解体工事開始前の採取工法	3.2.1.1(6)-3
表 3.2.1.1(6)-2	推奨される解体工事後の採取工法	3.2.1.1(6)-3
表 3.2.1.3(1)-1	照射後試験施設が保有する A 型輸送物の輸送容器の寸法	3.2.1.3(1)-4
表 3.2.1.3(2)-1	輸送容器及び試験体の取り扱いに必要な設備	3.2.1.3(2)-4
表 3.2.1.5(2)-1	試験片種類と試験後の状態の整理	3.2.1.5(2)-2
表 3.2.1.6(2)-1	JIS 記載のオーステナイト系ステンレス鋼のうち SUS304 と SUS316 の化学成分	3.2.1.6(2)-6
表 3.2.1.6(2)-2(1/2)	SUS304 の分析データ(検出された元素)	3.2.1.6(2)-6
表 3.2.1.6(2)-2(2/2)	SUS304 の元素分データ Nb 及び Mo 分析値(wt%)	3.2.1.6(2)-6
表 3.2.1.6(2)-3	高速中性子束の評価に使用されている核種一覧	3.2.1.6(2)-7
表 3.2.1.6(2)-4	生成核種の半減期が比較的長い核反応一覧	3.2.1.6(2)-8
表 3.2.1.6(2)-5	元素 1g から生成される冷却期間を考慮した ^{93m}Nb 放射エネルギー (運転終了である 2008 年度からの冷却期間を考慮)	3.2.1.6(2)-8
表 3.2.1.6(2)-6	Nb 1g を想定したときの照射前後の重量変化	3.2.1.6(2)-9
表 3.2.1.6(2)-7	Mo 1g を想定したときの照射前後の重量変化	3.2.1.6(2)-10
表 3.2.1.6(2)-8	Nb、Mo から生成される質量数 93 の核種の重量	3.2.1.6(2)-11
表 3.2.1.6(3)-1	元素濃度の測定方法と注意点	3.2.1.6(3)-11
表 3.2.1.6(3)-2	試験片 1g における冷却期間を考慮した ^{93m}Nb 放射エネルギー推定値 (運転終了である 2008 年度からの冷却期間を考慮)	3.2.1.6(3)-12
表 3.2.1.6(3)-3	^{93m}Nb の測定方法	3.2.1.6(3)-13
表 3.3.1.1(1)-1 (1/6)	実機プラントの除染実績調査結果	3.3.1.1(1)-4
表 3.3.1.1(1)-1 (2/6)	実機プラントの除染実績調査結果	3.3.1.1(1)-5
表 3.3.1.1(1)-1 (3/6)	実機プラントの除染実績調査結果	3.3.1.1(1)-6
表 3.3.1.1(1)-1 (4/6)	実機プラントの除染実績調査結果	3.3.1.1(1)-7
表 3.3.1.1(1)-1 (5/6)	実機プラントの除染実績調査結果	3.3.1.1(1)-8
表 3.3.1.1(1)-1 (6/6)	実機プラントの除染実績調査結果	3.3.1.1(1)-9
表 3.3.1.1(2)-1	各除染工程の試験要件を踏まえた重要度と試験条件へ 反映省略可否	3.3.1.1(2)-10
表 3.3.1.1(2)-2	実機除染実績調査結果の抜粋	3.3.1.1(2)-10
表 3.3.1.1(2)-3	ループ試験の除染時間案	3.3.1.1(2)-11
表 3.3.1.1(2)-4	ループ試験におけるサイクルごとの除染時間案	3.3.1.1(2)-11

表 3.3.1.1(2)-5	バッチ試験の除染時間案	3.3.1.1(2)-11
表 3.3.1.1(2)-6	バッチ試験におけるサイクルごとの除染時間案	3.3.1.1(2)-11
表 3.3.1.1(2)-7	除染試験マトリクス案	3.3.1.1(2)-12
表 3.3.1.1(3)-1	ループ試験装置の仕様案	3.3.1.1(3)-5
表 3.3.1.1(3)-2	バッチ試験装置の仕様例	3.3.1.1(3)-5
表 3.3.1.1(4)-1	各試験片の状態及び実施項目	3.3.1.1(4)-2
表 3.3.1.2(2)-1	要素試験体の模擬項目	3.3.1.2(2)-3
表 3.3.2.2(1)-1	搭載する残留応力測定機材の候補	3.3.2.2(1)-2
表 3.3.2.2(3)-1	アクセス成立性評価結果まとめ	3.3.2.2(3)-2
表 3.3.2.3(1)-1	美浜発電所 1/2 号機 系統除染工事の除染効果	3.3.2.3(1)-3
表 3.3.3-1	「切断・加工仕様策定のための試験計画の検討」の事業計画の見直し	3.3.3-3
表 3.4-1	全体試験マトリクス	3.4-2
表 3.4-2	令和 4 年度試験マトリクス	3.4-3
表 3.4.1(3)-1	試験体と引張試験片番号の対応	3.4.1(3)-4
表 3.4.1(3)-2	引張試験片寸法測定結果	3.4.1(3)-5
表 3.4.1(3)-3	試験体と 1T-C(T)試験片番号の対応	3.4.1(3)-6
表 3.4.1(3)-4	1T-C(T)試験片寸法測定結果	3.4.1(3)-7
表 3.4.1(3)-5	試験片と組織観察用試験片番号の対応	3.4.1(3)-8
表 3.4.1(3)-6	観察用試験片の寸法、重量及びフェライト量測定結果	3.4.1(3)-9
表 3.4.2(1)-1	引張試験（試験温度 288℃）結果	3.4.2(1)-3
表 3.4.2(2)-1	破面上での亀裂長さ測定結果	3.4.2(2)-6
表 3.4.2(2)-2	弾塑性破壊靱性試験結果のまとめ	3.4.2(2)-6
表 3.4.2(2)-3	Validity 判定結果のまとめ	3.4.2(2)-7
表 3.4.2(2)-4	弾塑性破壊靱性試験結果及び H3T/TSS モデル 予測値のまとめ	3.4.2(2)-8
表 3.4.2(2)-5	フェライト量測定結果	3.4.2(2)-8
表 3.4.2(3)-1	フェライト相割合	3.4.2(3)-3
表 3.4.2(4)-1	ナノインデント硬度試験の有効試験点数	3.4.2(4)-4
表 3.4.2(5)-1	ビッカース硬度一覧	3.4.2(5)-3
表 3.4.3-1	令和 5 年度以降の試験マトリクス	3.4.3-2
表 4.1.1-1	実機材料を活用した安全研究検討委員会 委員の構成	4-3

図一覧

図 3.1.3(1)-1	研究課題整理表のカテゴリと経年劣化事象に対する分類	3.1.3(1)-6
図 3.2.1.1(2)-1	廃炉工事と本研究の実施体制	3.2.1.1(2)-2
図 3.2.1.1(3)-1	解体工事開始前の工事工程（サイト作業）	3.2.1.1(3)-4
図 3.2.1.1(3)-2	解体工事開始前の工事工程（照射後試験施設作業）	3.2.1.1(3)-5
図 3.2.1.1(3)-3	解体工事後における対象機器の状況	3.2.1.1(3)-6
図 3.2.1.1(3)-4	解体工事開始後の工事工程（サイト作業）	3.2.1.1(3)-7
図 3.2.1.1(6)-1	解体工事開始前の炉内構造物の状況（採取時の留意点）	3.2.1.1(6)-4
図 3.2.1.3(1)-1	核燃料輸送物の定義	3.2.1.3(1)-5
図 3.2.1.3(2)-1	供試体の寸法と各核種の A2 値との比の合計の関係 （上部格子板、角柱形状）	3.2.1.3(2)-5
図 3.2.1.3(2)-2	供試体の寸法と各核種の A2 値との比の合計の関係 （炉心シュラウド、円柱形状）	3.2.1.3(2)-5
図 3.2.1.3(2)-3	供試体の寸法と各核種の A2 値との比の合計の関係 （炉心シュラウド、角柱形状）	3.2.1.3(2)-6
図 3.2.1.3(3)-1	輸送計画案（3回輸送の場合）	3.2.1.3(3)-2
図 3.2.1.4(1)-1	A 型輸送物となる上部格子板試験体の面積（厚さは実厚を想定）	3.2.1.4(1)-4
図 3.2.1.4(1)-2	A 型輸送物となる炉心シュラウド試験体の面積（厚さは実厚を想定）	3.2.1.4(1)-4
図 3.2.1.4(1)-3	引張試験片	3.2.1.4(1)-5
図 3.2.1.4(2)-1	靱性低下研究におけるターゲット照射量（案）	3.2.1.4(2)-3
図 3.2.1.4(3)-1	上部格子板試験体からの引張及び破壊靱性試験片の基本採取案	3.2.1.4(3)-4
図 3.2.1.4(3)-2	照射量領域Ⅲ～Ⅴに対応する上部格子板試験体採取案（その 1）	3.2.1.4(3)-4
図 3.2.1.4(3)-3	照射量領域Ⅲ～Ⅴに対応する上部格子板試験体採取案（その 2）	3.2.1.4(3)-5
図 3.2.1.4(4)-1	炉心シュラウド試験体からの試験片基本採取案（1/2）	3.2.1.4(4)-4
図 3.2.1.4(4)-1	炉心シュラウド試験体からの試験片基本採取案（2/2）	3.2.1.4(4)-5
図 3.2.1.4(4)-2	炉心シュラウド周方向の中性子照射量分布	3.2.1.4(4)-6

図 3.2.1.4(4)-3	照射量領域 I ~ III に対応する炉心シュラウド試験体採取案 (その 1 : 0.5T-C(T)試験片の場合)	3.2.1.4(4)-7
図 3.2.1.4(4)-4	照射量領域 I ~ III に対応する炉心シュラウド試験体採取案 (その 2 : 1T-C(T)試験片の場合)	3.2.1.4(4)-8
図 3.2.1.5(2)-1	試料管理と返却重量の関係	3.2.1.5(2)-3
図 3.2.1.6(1)-1	従来の中性子照射量評価の流れ	3.2.1.6(1)-3
図 3.2.1.6(2)-1	ドシメータの有感エネルギー域と半減期	3.2.1.6(2)-12
図 3.2.1.6(2)-2	^{93m}Nb 、 ^{60}Co 及び ^{55}Fe の生成パス	3.2.1.6(2)-13
図 3.2.1.6(3)-1	非分離測定 of 概略フロー	3.2.1.6(3)-14
図 3.2.1.6(3)-2	分離測定 of 概略フロー	3.2.1.6(3)-14
図 3.2.1.6(3)-3	試験片の ^{93m}Nb 放射能濃度の測定フロー (1/2)	3.2.1.6(3)-15
図 3.2.1.6(3)-3	試験片の ^{93m}Nb 放射能濃度の測定フロー (2/2)	3.2.1.6(3)-16
図 3.2.1.6(3)-4	試験片の ^{93}Mo 放射能濃度の測定フロー	3.2.1.6(3)-17
図 3.2.2-1	靱性低下に係る研究 令和 4 年度以降の事業計画案 (見直版)	3.2.2-3
図 3.3.1.1(1)-1	実機プラント除染対象部位の除染液体積/表面積比	3.3.1.1(1)-10
図 3.3.1.1(2)-1	除染前後の重量変化を測定した先行研究の試験片形状例	3.3.1.1(2)-13
図 3.3.1.1(2)-2	10×20×2t mm 試験片の SP 施工位置	3.3.1.1(2)-14
図 3.3.1.1(2)-3 (1/2)	SP 前後の試験片外観 (TP No.01)	3.3.1.1(2)-15
図 3.3.1.1(2)-3 (2/2)	SP 前後の試験片外観 (TP No.02)	3.3.1.1(2)-16
図 3.3.1.1(2)-4	ステンレス鋼予備試験体の SP 施工前後の表面残留応力分布	3.3.1.1(2)-17
図 3.3.1.1(2)-5	各試験片の SP 施工位置と表面残留応力測定位置	3.3.1.1(2)-17
図 3.3.1.1(2)-6 (1/2)	SP 施工前後の試験片外観 (30×30×5t mm、TP No.03)	3.3.1.1(2)-18
図 3.3.1.1(2)-6 (2/2)	SP 施工前後の試験片外観 (30×30×5t mm、TP No.04)	3.3.1.1(2)-19
図 3.3.1.1(2)-7 (1/2)	SP 施工前後の試験片外観 (50×50×5t mm、TP No.05)	3.3.1.1(2)-20
図 3.3.1.1(2)-7 (2/2)	SP 施工前後の試験片外観 (50×50×5t mm、TP No.06)	3.3.1.1(2)-21
図 3.3.1.1(2)-8	SP 施工前後の表面残留応力測定結果	3.3.1.1(2)-22

図 3.3.1.1(2)-9	炉内除染時の還元除染剤分解工程のシュウ酸濃度相対値の 時間変化の例	3.3.1.1(2)-23
図 3.3.1.1(2)-10	重量測定・断面観察による評価フロー (20×10×2t mm 試験片)	3.3.1.1(2)-24
図 3.3.1.1(2)-11	残留応力測定による評価フロー (30×30×5t mm 試験片)	3.3.1.1(2)-24
図 3.3.1.1(3)-1	ループ試験における除染試験装置構成案	3.3.1.1(3)-6
図 3.3.1.1(3)-2	ループ試験装置の主要装置の平面配置例	3.3.1.1(3)-7
図 3.3.1.1(3)-3	サージタンクの断面形状例	3.3.1.1(3)-7
図 3.3.1.1(3)-4	ループ試験工程案	3.3.1.1(3)-8
図 3.3.1.1(3)-5	バッチ試験における除染試験装置構成例	3.3.1.1(3)-9
図 3.3.1.1(3)-6	除染液調整及び濃度測定フロー	3.3.1.1(3)-10
図 3.3.1.1(3)-7	バッチ試験工程案	3.3.1.1(3)-11
図 3.3.1.1(4)-1 (1)	試験片外観 (TP No.11)	3.3.1.1(4)-3
図 3.3.1.1(4)-1 (2)	試験片外観 (TP No.12)	3.3.1.1(4)-4
図 3.3.1.1(4)-1 (3)	試験片外観 (TP No.13)	3.3.1.1(4)-5
図 3.3.1.1(4)-1 (4)	試験片外観 (TP No.14)	3.3.1.1(4)-6
図 3.3.1.1(4)-1 (5)	試験片外観 (TP No.15)	3.3.1.1(4)-7
図 3.3.1.1(4)-1 (6)	試験片外観 (TP No.16)	3.3.1.1(4)-8
図 3.3.1.1(4)-1 (7)	試験片外観 (TP No.17)	3.3.1.1(4)-9
図 3.3.1.1(4)-1 (8)	試験片外観 (TP No.18)	3.3.1.1(4)-10
図 3.3.1.1(4)-1 (9)	試験片外観 (TP No.19)	3.3.1.1(4)-10
図 3.3.1.1(4)-1 (10)	試験片外観 (TP No.20)	3.3.1.1(4)-11
図 3.3.1.1(4)-1 (11)	試験片外観 (TP No.21)	3.3.1.1(4)-11
図 3.3.1.1(4)-1 (12)	試験片外観 (TP No.22)	3.3.1.1(4)-12
図 3.3.1.1(4)-1 (13)	試験片外観 (TP No.23)	3.3.1.1(4)-12
図 3.3.1.1(4)-1 (14)	試験片外観 (TP No.24)	3.3.1.1(4)-13
図 3.3.1.1(4)-1 (15)	試験片外観 (TP No.25)	3.3.1.1(4)-14
図 3.3.1.1(4)-1 (16)	試験片外観 (TP No.26)	3.3.1.1(4)-15
図 3.3.1.1(4)-2	SP 施工後の表面残留応力測定結果 (TP No.25, 26)	3.3.1.1(4)-16
図 3.3.1.2(1)1)-1	曲げによる残留応力に対する解析モデル (平面図)	3.3.1.2(1)-11

図 3.3.1.2(1)1)-2	曲げによる残留応力に対する切断条件（平面図）	3.3.1.2(1)-12
図 3.3.1.2(1)1)-3	曲げによる残留応力に対する切断影響確認（周方向応力）	3.3.1.2(1)-13
図 3.3.1.2(1)1)-4	曲げによる残留応力に対する切断影響確認（軸方向応力）	3.3.1.2(1)-14
図 3.3.1.2(1)1)-5	溶接による残留応力の解析手順	3.3.1.2(1)-15
図 3.3.1.2(1)1)-6	溶接による残留応力の解析モデル	3.3.1.2(1)-16
図 3.3.1.2(1)1)-7	入熱の時間変化	3.3.1.2(1)-17
図 3.3.1.2(1)1)-8(1/2)	溶接による残留応力に対する切断条件①	3.3.1.2(1)-18
図 3.3.1.2(1)1)-8(2/2)	溶接による残留応力に対する切断条件②	3.3.1.2(1)-19
図 3.3.1.2(1)1)-9	溶接による残留応力（応力分布(コンター図)）	3.3.1.2(1)-20
図 3.3.1.2(1)1)-10(1/2)	溶接による残留応力に対する切断影響（シュラウド内外 表面における周方向応力、切断条件①）	3.3.1.2(1)-21
図 3.3.1.2(1)1)-10(2/2)	溶接による残留応力に対する切断影響（シュラウド内外 表面における軸方向応力、切断条件①）	3.3.1.2(1)-22
図 3.3.1.2(1)1)-11(1/2)	溶接による残留応力に対する切断影響（シュラウド内外 表面における周方向応力、切断条件②）	3.3.1.2(1)-23
図 3.3.1.2(1)1)-11(2/2)	溶接による残留応力に対する切断影響（シュラウド内外 表面における軸方向応力、切断条件②）	3.3.1.2(1)-24
図 3.3.1.2(1)1)-12	軸方向の切断に伴う溶接部の形状及び応力変化（模式図）	3.3.1.2(1)-25
図 3.3.1.2(1)1)-13(1/4)	切断前と最終切断後の溶接による残留応力（シュラウド 内表面における周方向応力）	3.3.1.2(1)-26
図 3.3.1.2(1)1)-13(2/4)	切断前と最終切断後の溶接による残留応力（シュラウド 外表面における周方向応力）	3.3.1.2(1)-27
図 3.3.1.2(1)1)-13(3/4)	切断前と最終切断後の溶接による残留応力（シュラウド 内表面における軸方向応力）	3.3.1.2(1)-28
図 3.3.1.2(1)1)-13(4/4)	切断前と最終切断後の溶接による残留応力（シュラウド 外表面における軸方向応力）	3.3.1.2(1)-29
図 3.3.1.2(1)1)-14	SP による残留応力(解析ケース A)	3.3.1.2(1)-30

図 3.3.1.2(1)1)-15(1/2)	SP による残留応力(解析ケース A)に対する切断影響 (シュラウド内外表面における周方向応力、切断条件①)	3.3.1.2(1)-31
図 3.3.1.2(1)1)-15(2/2)	SP による残留応力(解析ケース A)に対する切断影響 (シュラウド内外表面における軸方向応力、切断条件①)	3.3.1.2(1)-32
図 3.3.1.2(1)1)-16(1/2)	SP による残留応力(解析ケース A)に対する切断影響 (シュラウド内外表面における周方向応力、切断条件②)	3.3.1.2(1)-33
図 3.3.1.2(1)1)-16(2/2)	SP による残留応力(解析ケース A)に対する切断影響 (シュラウド内外表面における軸方向応力、切断条件②)	3.3.1.2(1)-34
図 3.3.1.2(1)1)-17(1/4)	切断前と最終切断後の SP による残留応力(解析ケース A) (シュラウド内表面における周方向応力)	3.3.1.2(1)-35
図 3.3.1.2(1)1)-17(2/4)	切断前と最終切断後の SP による残留応力(解析ケース A) (シュラウド外表面における周方向応力)	3.3.1.2(1)-36
図 3.3.1.2(1)1)-17(3/4)	切断前と最終切断後の SP による残留応力(解析ケース A) (シュラウド内表面における軸方向応力)	3.3.1.2(1)-37
図 3.3.1.2(1)1)-17(4/4)	切断前と最終切断後の SP による残留応力(解析ケース A) (シュラウド外表面における軸方向応力)	3.3.1.2(1)-38
図 3.3.1.2(1)1)-18	SP による残留応力(解析ケース B)の解析モデル	3.3.1.2(1)-39
図 3.3.1.2(1)1)-19	SP による残留応力(解析ケース B)に対する切断順序	3.3.1.2(1)-40
図 3.3.1.2(1)1)-20(1/3)	SP による残留応力(解析ケース B) (残留応力の板厚内分布)	3.3.1.2(1)-41
図 3.3.1.2(1)1)-20(2/3)	SP による残留応力(解析ケース B) (周方向応力のコンター図)	3.3.1.2(1)-42
図 3.3.1.2(1)1)-20(3/3)	SP による残留応力(解析ケース B) (軸方向応力のコンター図)	3.3.1.2(1)-43
図 3.3.1.2(1)1)-21(1/6)	SP による残留応力(解析ケース B)に対する切断影響 (円筒 内外表面における周方向応力、SP 施工幅 36mm)	3.3.1.2(1)-44

図 3.3.1.2(1)1)-21(2/6)	SP による残留応力(解析ケース B)に対する切断影響 (円筒内外表面における軸方向応力、SP 施工幅 36mm)	3.3.1.2(1)-45
図 3.3.1.2(1)1)-21(3/6)	SP による残留応力(解析ケース B)に対する切断影響 (円筒内外表面における周方向応力、SP 施工幅 50mm)	3.3.1.2(1)-46
図 3.3.1.2(1)1)-21(4/6)	SP による残留応力(解析ケース B)に対する切断影響 (円筒内外表面における軸方向応力、SP 施工幅 50mm)	3.3.1.2(1)-47
図 3.3.1.2(1)1)-21(5/6)	SP による残留応力(解析ケース B)に対する切断影響 (円筒内外表面における周方向応力、SP 施工幅 100mm)	3.3.1.2(1)-48
図 3.3.1.2(1)1)-21(6/6)	SP による残留応力(解析ケース B)に対する切断影響 (円筒内外表面における軸方向応力、SP 施工幅 100mm)	3.3.1.2(1)-49
図 3.3.1.2(1)2)-1(1/4)	溶接及び SP による溶接残留に対する切断影響 (シュラウド内外表面における周方向応力、切断条件①)	3.3.1.2(1)-54
図 3.3.1.2(1)2)-1(2/4)	溶接及び SP による溶接残留に対する切断影響 (シュラウド内外表面における軸方向応力、切断条件①)	3.3.1.2(1)-55
図 3.3.1.2(1)2)-1(3/4)	溶接及び SP による溶接残留に対する切断影響 (シュラウド内外表面における周方向応力、切断条件②)	3.3.1.2(1)-56
図 3.3.1.2(1)2)-1(4/4)	溶接及び SP による溶接残留に対する切断影響 (シュラウド内外表面における軸方向応力、切断条件②)	3.3.1.2(1)-57
図 3.3.1.2(1)2)-2(1/4)	切断前と最終切断後の溶接及び SP による残留応力 (シュラウド内表面における周方向応力)	3.3.1.2(1)-58
図 3.3.1.2(1)2)-2(2/4)	切断前と最終切断後の溶接及び SP による残留応力 (シュラウド外表面における周方向応力)	3.3.1.2(1)-59
図 3.3.1.2(1)2)-2(3/4)	切断前と最終切断後の溶接及び SP による残留応力 (シュラウド内表面における軸方向応力)	3.3.1.2(1)-60
図 3.3.1.2(1)2)-2(4/4)	切断前と最終切断後の溶接及び SP による残留応力 (シュラウド外表面における軸方向応力)	3.3.1.2(1)-61
図 3.3.1.2(1)2)-3	解析手法の影響確認 (シュラウド内表面における周方向応力、切断条件①)	3.3.1.2(1)-62
図 3.3.1.2(2)-1	要素試験体寸法案	3.3.1.2(2)-4

図 3.3.2.1(1)-1	超音波ショットピーニング設備概念図	3.3.2.1(1)-3
図 3.3.2.1(2)-1	蒸気発生器出入口管台内面供用期間中検査装置概念図	3.3.2.1(2)-2
図 3.3.2.1(3)-1	超音波ショットピーニング設備 全体配置図	3.3.2.1(3)-2
図 3.3.2.1(3)-2	蒸気発生器出入口管台内面供用期間中検査装置 全体配置図	3.3.2.1(3)-3
図 3.3.2.2(2)-1	ループ室内機材配置 (例)	3.3.2.2(2)-3
図 3.3.2.2(2)-2	残留応力測定機材の配置	3.3.2.2(2)-4
図 3.3.2.2(3)-1	アクセス性検討フロー	3.3.2.2(3)-3
図 3.3.2.2(3)-2	No.1 の検討結果	3.3.2.2(3)-4
図 3.3.2.2(3)-3	No.2 の検討結果	3.3.2.2(3)-5
図 3.3.2.2(3)-4	No.3 の検討結果	3.3.2.2(3)-6
図 3.3.2.2(3)-5	No.4 の検討結果	3.3.2.2(3)-7
図 3.3.2.2(3)-6	搬入～溶接部測定までの動作フロー (No.2 の検討結果)	3.3.2.2(3)-8
図 3.3.2.2(3)-7	搬入～溶接部測定までの動作フロー (No.4 の検討結果)	3.3.2.2(3)-9
図 3.3.3-1(1/2)	予防保全対策技術の保守性に係る研究 令和 5 年度以降の事業計画案	3.3.3-4
図 3.3.3-1(2/2)	予防保全対策技術の保守性に係る研究 令和 5 年度以降の事業計画案	3.3.3-5
図 3.4.1(1)-1	引張試験片の形状及び寸法	3.4.1(1)-2
図 3.4.1(1)-2	1T-C(T)試験片の形状及び寸法	3.4.1(1)-2
図 3.4.1(1)-3	組織観察用試験片の形状及び寸法	3.4.1(1)-3
図 3.4.1(2)-1	試験体板取図 (ID-1)	3.4.1(2)-2
図 3.4.1(2)-2	試験体板取図 (ID-2)	3.4.1(2)-3
図 3.4.1(2)-3	試験体板取図 (ID-3)	3.4.1(2)-4
図 3.4.1(2)-4	試験体板取図 (ID-4)	3.4.1(2)-5
図 3.4.1(2)-5	試験体板取図 (ID-5)	3.4.1(2)-6
図 3.4.1(2)-6	試験体板取図 (ID-6)	3.4.1(2)-7
図 3.4.1(2)-7	試験体加工手順 (ID-1 の例)	3.4.1(2)-8
図 3.4.1(2)-8	罫書き付与後の試験体外観 (ID-1 の例)	3.4.1(2)-9
図 3.4.1(2)-9	粗切断後の試験体外観写真 (ID-1)	3.4.1(2)-10
図 3.4.1(2)-10	粗切断後の試験体外観写真 (ID-2)	3.4.1(2)-10
図 3.4.1(2)-11	粗切断後の試験体外観写真 (ID-3)	3.4.1(2)-11
図 3.4.1(2)-12	粗切断後の試験体外観写真 (ID-4)	3.4.1(2)-11

図 3.4.1(2)-13	粗切断後の試験体外観写真 (ID-5)	3.4.1(2)-12
図 3.4.1(2)-14	粗切断後の試験体外観写真 (ID-6)	3.4.1(2)-12
図 3.4.1(3)-1	試験体の面の定義	3.4.1(3)-10
図 3.4.1(3)-2	ID-2～ID-3 における引張試験片を加工するブロック状試験体の方位 (カッコ内の方位は ID-4～ID-5)	3.4.1(3)-11
図 3.4.1(3)-3	引張試験片の板取図と罫書き位置(赤破線)	3.4.1(3)-12
図 3.4.1(3)-4	引張試験片加工手順	3.4.1(3)-13
図 3.4.1(3)-5	引張試験片マーキング要領	3.4.1(3)-14
図 3.4.1(3)-6	引張試験片の外観写真(1/4)	3.4.1(3)-15
図 3.4.1(3)-6	引張試験片の外観写真(2/4)	3.4.1(3)-16
図 3.4.1(3)-6	引張試験片の外観写真(3/4)	3.4.1(3)-17
図 3.4.1(3)-6	引張試験片の外観写真(4/4)	3.4.1(3)-18
図 3.4.1(3)-7	ID-2～ID-3 における引張試験片を加工するブロック状試験体の方位 (カッコ内の方位は ID-4～ID-5)	3.4.1(3)-19
図 3.4.1(3)-8	試験体 E 面への罫書線(赤実線)	3.4.1(3)-20
図 3.4.1(3)-9	ワイヤ移動経路(A、B、D 面)	3.4.1(3)-21
図 3.4.1(3)-10	ワイヤ移動経路(C、E、F 面加工時)	3.4.1(3)-22
図 3.4.1(3)-11	1T-C(T)試験片マーキング要領	3.4.1(3)-23
図 3.4.1(3)-12	ワイヤ移動経路(サイドグループ加工時)	3.4.1(3)-24
図 3.4.1(3)-13	1T-C(T)試験片寸法測定箇所	3.4.1(3)-25
図 3.4.1(3)-14	サイドグループ加工後の 1T-C(T)試験片の外観写真 (1/3)	3.4.1(3)-26
図 3.4.1(3)-14	サイドグループ加工後の 1T-C(T)試験片の外観写真 (2/3)	3.4.1(3)-27
図 3.4.1(3)-14	サイドグループ加工後の 1T-C(T)試験片の外観写真 (3/3)	3.4.1(3)-28
図 3.4.1(3)-15	観察用試験片加工位置	3.4.1(3)-29
図 3.4.1(3)-16	組織観察用試験片のブロック状試験体採取手順及び罫書き位置	3.4.1(3)-30
図 3.4.1(3)-17	組織観察用試験片のスリット加工位置	3.4.1(3)-31
図 3.4.1(3)-18	組織観察用試験片識別用罫書き位置 (ID-4-M2 の例)	3.4.1(3)-32
図 3.4.1(3)-19	組織観察用試験片のフェライト測定及び厚さ測定箇所	3.4.1(3)-32
図 3.4.1(3)-20	観察用試験片の外観写真(1/3)	3.4.1(3)-33
図 3.4.1(3)-20	観察用試験片の外観写真(2/3)	3.4.1(3)-34

図 3.4.1(3)-20	観察用試験片の外観写真(3/3)	3.4.1(3)-35
図 3.4.1(4)-1	組織観察用試験片輸送準備の状況	3.4.1(4)-2
図 3.4.1(4)-2	輸送容器の積載及び積載車サーベイの様子	3.4.1(4)-2
図 3.4.2(1)-1	スペックルパターン付与後の外観写真(1/4)	3.4.2(1)-4
図 3.4.2(1)-1	スペックルパターン付与後の外観写真(2/4)	3.4.2(1)-5
図 3.4.2(1)-1	スペックルパターン付与後の外観写真(3/4)	3.4.2(1)-6
図 3.4.2(1)-1	スペックルパターン付与後の外観写真(4/4)	3.4.2(1)-7
図 3.4.2(1)-2	試験後の外観写真(1/4)	3.4.2(1)-8
図 3.4.2(1)-2	試験後の外観写真(2/4)	3.4.2(1)-9
図 3.4.2(1)-2	試験後の外観写真(3/4)	3.4.2(1)-10
図 3.4.2(1)-2	試験後の外観写真(4/4)	3.4.2(1)-11
図 3.4.2(1)-3	平行部ひずみ分布(1/4)	3.4.2(1)-12
図 3.4.2(1)-3	平行部ひずみ分布(2/4)	3.4.2(1)-13
図 3.4.2(1)-3	平行部ひずみ分布(3/4)	3.4.2(1)-14
図 3.4.2(1)-3	平行部ひずみ分布(4/4)	3.4.2(1)-15
図 3.4.2(1)-4	応力-ひずみ曲線(1/4)	3.4.2(1)-16
図 3.4.2(1)-4	応力-ひずみ曲線(2/4)	3.4.2(1)-17
図 3.4.2(1)-4	応力-ひずみ曲線(3/4)	3.4.2(1)-18
図 3.4.2(1)-4	応力-ひずみ曲線(4/4)	3.4.2(1)-19
図 3.4.2(2)-1	弾塑性破壊靱性試験における荷重-荷重線変位関係(1/2)	3.4.2(2)-9
図 3.4.2(2)-1	弾塑性破壊靱性試験における荷重-荷重線変位関係(2/2)	3.4.2(2)-10
図 3.4.2(2)-2	除荷コンプライアンス法による J-R 曲線(1/2)	3.4.2(2)-11
図 3.4.2(2)-2	除荷コンプライアンス法による J-R 曲線(2/2)	3.4.2(2)-12
図 3.4.2(2)-3	各除荷線に対応する J 積分の変化(1/2)	3.4.2(2)-13
図 3.4.2(2)-3	各除荷線に対応する J 積分の変化(2/2)	3.4.2(2)-14
図 3.4.2(2)-4	各除荷線に対応する Δa の変化(1/2)	3.4.2(2)-15
図 3.4.2(2)-4	各除荷線に対応する Δa の変化(2/2)	3.4.2(2)-16
図 3.4.2(2)-5	弾塑性破壊靱性試験後の破面マクロ写真(1/2)	3.4.2(2)-17
図 3.4.2(2)-5	弾塑性破壊靱性試験後の破面マクロ写真(2/2)	3.4.2(2)-18
図 3.4.2(2)-6	NDR 法による J-R 曲線(1/2)	3.4.2(2)-19
図 3.4.2(2)-6	NDR 法による J-R 曲線(2/2)	3.4.2(2)-20

図 3.4.2(2)-7	試験片間の $J-R$ 曲線の	3.4.2(2)-21
図 3.4.2(3)-1	電解研磨後の組織観察用試験片 (1/3)	3.4.2(3)-4
図 3.4.2(3)-1	電解研磨後の組織観察用試験片 (2/3)	3.4.2(3)-5
図 3.4.2(3)-1	電解研磨後の組織観察用試験片 (3/3)	3.4.2(3)-6
図 3.4.2(3)-2	フェライト量評価の画像選定位置 (No. 5~No. 9)	3.4.2(3)-7
図 3.4.2(3)-3	フェライト相割合評価手順	3.4.2(3)-7
図 3.4.2(3)-4	各種法により求めたフェライト量の比較	3.4.2(3)-8
図 3.4.2(4)-1	ナノインデント硬度試験後の試験面 (ID-1-M2)	3.4.2(4)-5
図 3.4.2(4)-2	フェライト相のナノインデント硬度	3.4.2(4)-5
図 3.4.2(4)-3	フェライト相のナノインデント硬度 (HV 換算値)	3.4.2(4)-6
図 3.4.2(4)-4	オーステナイト相のナノインデント硬度	3.4.2(4)-6
図 3.4.2(4)-5	オーステナイト相のナノインデント硬度 (HV 換算値)	3.4.2(4)-7
図 3.4.2(4)-6	既存知見と本材におけるナノインデント硬度の比較	3.4.2(4)-7
図 3.4.2(5)-1	ビッカース硬度試験実施の目安位置	3.4.2(5)-4
図 3.4.2(5)-2	ビッカース硬度試験後の試験片	3.4.2(5)-4
図 3.4.2(6)-1	ID-1-M1 のアトムマップ (1/3)	3.4.2(6)-5
図 3.4.2(6)-1	ID-1-M1 のアトムマップ (2/3)	3.4.2(6)-6
図 3.4.2(6)-1	ID-1-M1 のアトムマップ (3/3)	3.4.2(6)-7
図 3.4.2(6)-2	ID-2-M1 のアトムマップ (1/3)	3.4.2(6)-8
図 3.4.2(6)-2	ID-2-M1 のアトムマップ (2/3)	3.4.2(6)-9
図 3.4.2(6)-2	ID-2-M1 のアトムマップ (3/3)	3.4.2(6)-10
図 3.4.2(6)-3	ID-3-M1 のアトムマップ (1/3)	3.4.2(6)-11
図 3.4.2(6)-3	ID-3-M1 のアトムマップ (2/3)	3.4.2(6)-12
図 3.4.2(6)-3	ID-3-M1 のアトムマップ (3/3)	3.4.2(6)-13
図 3.4.2(6)-4	ID-4-M1 のアトムマップ (1/3)	3.4.2(6)-14
図 3.4.2(6)-4	ID-4-M1 のアトムマップ (2/3)	3.4.2(6)-15
図 3.4.2(6)-4	ID-4-M1 のアトムマップ (3/3)	3.4.2(6)-16
図 3.4.2(6)-5	ID-5-M1 のアトムマップ (1/3)	3.4.2(6)-17
図 3.4.2(6)-5	ID-5-M1 のアトムマップ (2/3)	3.4.2(6)-18
図 3.4.2(6)-5	ID-5-M1 のアトムマップ (3/3)	3.4.2(6)-19
図 3.4.2(6)-6	ID-6-M1 のアトムマップ (1/3)	3.4.2(6)-20

図 3.4.2(6)-6	ID-6-M1 のアトムマップ (2/3)	3.4.2(6)-21
図 3.4.2(6)-6	ID-6-M1 のアトムマップ (3/3)	3.4.2(6)-22
図 3.4.2(6)-7	ID-1-M1 のアトムマップ (スライス像) (1/3)	3.4.2(6)-23
図 3.4.2(6)-7	ID-1-M1 のアトムマップ (スライス像) (2/3)	3.4.2(6)-23
図 3.4.2(6)-7	ID-1-M1 のアトムマップ (スライス像) (3/3)	3.4.2(6)-24
図 3.4.2(6)-8	ID-2-M1 のアトムマップ (スライス像) (1/3)	3.4.2(6)-24
図 3.4.2(6)-8	ID-2-M1 のアトムマップ (スライス像) (2/3)	3.4.2(6)-25
図 3.4.2(6)-8	ID-2-M1 のアトムマップ (スライス像) (3/3)	3.4.2(6)-25
図 3.4.2(6)-9	ID-3-M1 のアトムマップ (スライス像) (1/3)	3.4.2(6)-26
図 3.4.2(6)-9	ID-3-M1 のアトムマップ (スライス像) (2/3)	3.4.2(6)-26
図 3.4.2(6)-9	ID-3-M1 のアトムマップ (スライス像) (3/3)	3.4.2(6)-27
図 3.4.2(6)-10	ID-4-M1 のアトムマップ (スライス像) (1/3)	3.4.2(6)-27
図 3.4.2(6)-10	ID-4-M1 のアトムマップ (スライス像) (2/3)	3.4.2(6)-28
図 3.4.2(6)-10	ID-4-M1 のアトムマップ (スライス像) (3/3)	3.4.2(6)-28
図 3.4.2(6)-11	ID-5-M1 のアトムマップ (スライス像) (1/3)	3.4.2(6)-29
図 3.4.2(6)-11	ID-5-M1 のアトムマップ (スライス像) (2/3)	3.4.2(6)-29
図 3.4.2(6)-11	ID-5-M1 のアトムマップ (スライス像) (3/3)	3.4.2(6)-30
図 3.4.2(6)-12	ID-6-M1 のアトムマップ (スライス像) (1/3)	3.4.2(6)-30
図 3.4.2(6)-12	ID-6-M1 のアトムマップ (スライス像) (2/3)	3.4.2(6)-31
図 3.4.2(6)-12	ID-6-M1 のアトムマップ (スライス像) (3/3)	3.4.2(6)-31
図 3.4.2(6)-13	文献値 ^[3.4.2(6)-4] とポンプケーシング材の Variation の比較	3.4.2(6)-32
図 3.4.2(6)-14	文献値 ^[3.4.2(6)-4] とポンプケーシング材の G 相の数密度の比較	3.4.2(6)-32
図 3.4.2(6)-15	文献値 ^[3.4.2(6)-5] とポンプケーシング材の G 相のギニエ直径の比較	3.4.2(6)-33
図 3.4.3-1	ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究 事業計画案	3.4.3-3

1. はじめに

原子力規制委員会 原子力規制庁（以下、「原子力規制庁」という）では、実機運転を経た機器から採取した材料を用いた調査・研究から構造材料の経年劣化に係る知見の拡充を図ると共に、主として加速劣化試験に基づき策定された現行の学協会規格等の健全性評価手法の保守性や妥当性の確認、材料経年劣化事象に係る課題抽出を行うことを目的とした「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）事業」を令和2年度から開始した。本報告書は、この事業のうち、一般財団法人電力中央研究所（以下、「電中研」という）が令和4年度に受託した「実機材料を活用した健全性評価に係る研究」の受託研究報告書である。

2. 実施計画

2.1 事業の目的

本事業の目的は、廃止措置中の国内原子力発電所で使用済となった機器や構造物（以下、「構造物等」という）から、実機の運転履歴を経験した材料（以下、「実機材料」という）を採取して試験・分析し、経年化が材料特性の変化に及ぼす影響評価に資する知見の拡充を図るとともに、主として加速試験によるデータに基づき蓄積されてきた材料の経年劣化事象に係る知見や、学協会規格等を用いた実機評価の保守性を確認することである。

得られた成果は、原子力規制庁にて、運転期間延長認可申請書の審査及び高経年化技術評価に係る妥当性確認のための技術的知見として活用するとともに、学協会規格の技術評価に資する。

2.2 実施概要及び内容

2.2.1 実機材料を活用した安全研究マップの定期的な見直し

本事業では、電気事業者（以下、「事業者」という）が策定した工程も参考に、廃止措置が進められる原子力発電所より採取した実機材料を有効に活用した研究を実施していく計画である。そのため、事業者が策定した廃炉工程を鑑みた上で、研究に供する実機材料を採取する原子力発電所の選定についての検討が不可欠である。また、研究計画立案に当たっては、現状の研究課題や動向、廃炉材活用の有効性を整理した上で、実機材料を使って拡充すべき材料特性データの選定と優先順位付けを実施する必要がある。

この目的に照らし、本事業では令和2年度に、原子力発電所の構造物等を構成する材料の経年劣化事象に係る学協会規格の動向や技術的知見や、諸外国において計画・実施中の実機材料を活用した安全研究に関する最新の情報を収集し、収集した技術的知見は今後の実機材料を活用した安全研究の計画立案全般に反映できるように、原子力発電所の構造物と考慮すべき材料の経年劣化事象の関係に基づき、国内外の実機材活用研究に関する最新知見や課題等を調査・整理した「実機材料を活用した研究課題整理表」を作成した。この整理表に基づき、我が国の実機材料を活用した安全研究に対する本事業の目的の達成に必要な研究課題、項目、研究の位置付け及び廃炉材の有効活用を検討し、安全規制研究として原子力規制庁が主体となって実施すべき研究の優先順位等を示す「実機材料を活用した安全研究マップ」を作

成した。

令和4年度は、安全研究マップの定期的な見直しとして、そのインプットとなる「実機材料を活用した研究課題整理表」について、実機材料を活用した材料健全性研究に関する国内外の計画や実施状況（令和3年度調査結果を踏まえ、2022年1月から本年度に調査可能な期間までの進捗状況等）を鑑み更新する。更新した「実機材料を活用した研究課題整理表」に基づき、令和2年度と同様に、「実機材料を活用した安全研究マップ」に反映を行う。

令和4年度の実施内容を以下に示す。なお、令和4年度の実施について必要な令和3年度までの調査内容、並びに「実機材料を活用した安全研究マップ」は、必要に応じて原子力規制庁担当官から引き継ぎを受けることとした。

(1) 実機材料を活用した材料健全性研究に関する計画・実施状況の調査

原子力発電所の構造物と考慮すべき材料の経年劣化事象の関係に基づき、令和3年度に調査した国内外の実機材料を活用した材料健全性研究、学協会規格動向等の最新知見の調査結果に対し、令和3年度調査内容（2022年1月）以降を含めた令和4年度の動向や、新規の実機材料を活用した材料健全性研究に関連する事業等について調査する。

(2) 実機材料を活用した材料健全性研究の実施に関わる研究課題整理表の更新

上記(1)の調査結果に基づき、「実機材料を活用した研究課題整理表」（以下、「課題整理表」という）を必要に応じて更新する。

(3) 実機材料を活用した安全研究マップの策定

上記(2)の調査結果に基づき、「実機材料を活用した安全研究マップ」への反映等について検討し見直す。見直した内容の安全研究マップへの反映等については、原子力規制庁と協議する。

2.2.2 靱性低下に係る研究

炉内構造物にはオーステナイト系ステンレス鋼が使用されているが、同鋼は中性子の照射を受けると破壊靱性が低下することが知られている。一部の原子力発電所では（一社）日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格（JSME S NA1-2012）（以下、「維持規格」という）に基づく破壊力学的評価手法を用いて中性子照射による破壊靱性低下を考慮した健全性評価を行い、長期にわたり健全性が保たれることを確認している。維持規格に規定されている破壊靱性低下に係る評価式は、主とし

て試験炉を用いた加速照射を受けた材料から得られた国内外の破壊靱性試験データの下限により策定されている。そこで、本研究では、実機から採取した材料に対する破壊靱性試験を行うことにより、実機条件における破壊靱性に関する知見を取得し、評価式の保守性を確認することを目的とし、令和4年度は、計画に基づき、以下の項目について実施する。

(1) 試験体採取仕様詳細の検討

令和3年度に策定した試験計画案に基づき、試験体採取仕様の詳細を検討する。試験体採取の詳細仕様の検討にあたっては、選定した対象プラントの供試体採取案とした「機器廃棄時の供試体採取」を念頭に、事業者が当該機器の廃棄切断・取り出し時に実施することとなるため、廃棄工程・要領詳細の検討着手段階で、廃棄作業による供試体への塑性変形や運転履歴の回復等により、本研究に影響が出ないようにするための採取仕様を事前に提示する必要がある。

令和3年度に整理した現地の供試体採取から採取後の輸送準備といった基本プロセス整理と、事前に検討すべき要求仕様の抽出結果に基づき、令和4年度は、試験体採取仕様の詳細の策定にフィードバックが必要となるプロセスを選定し、試験体採取仕様の詳細を検討する。

(2) 事業計画案の見直し

上記(1)の成果を総合的に検討し、令和5年度以降の靱性低下に係る研究の事業計画案（実施不可も含む）を必要に応じて見直す。

2.2.3 予防保全対策技術の保守性に係る研究

これまでに国内外の多数のプラントにおいて配管や炉内構造物の応力腐食割れ（以下、「SCC」という）による損傷が認められている。SCC等の破壊を引き起こす亀裂については、「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈（原規技発第1408063号（平成26年8月6日原子力規制委員会決定）、改正原規技発第1906051号（令和元年6月5日原子力規制委員会決定）」（以下、「亀裂の解釈」という）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技術を施工しているが、維持規格における検査においては、予防保全を実施した場合には、「予防保全実施時期を供用開始時期」とすることができ、その結果として、予防保全対策技術施工部位は検査頻度が緩和されることになる。事業者が実施して

いる予防保全の一つにピーニング等による応力改善工法がある。

本研究では応力改善工法施工部位に対する残留応力評価を行い、事業者が実施した予防保全対策技術施工箇所に対する亀裂の解釈の考え方の保守性を検証することを目的とする。なお、予防保全部の残留応力を評価する方法として、施工部位を切断採取し、試験研究施設において残留応力を測定する方法が考えられるが、これを行うためには、採取により施工部の残留応力が変化しないことや、採取した試験体が試験研究施設に輸送可能であり、かつ、放射線環境下で残留応力測定が可能であることが必要となる。また、プラントの廃炉工程で実施の除染によるピーニング施工部位の金属表面に対する深さの影響も含め、実際に施工部応力測定の実施例はない。そのため、実際に施工部応力測定する場合、あらかじめこれら除染や切断の要因に対する影響確認が必要であり、令和4年度は、計画に基づき、以下の項目について実施する。

(1) 試験仕様詳細の検討

① 除染の影響確認試験の実施仕様詳細の検討

残留応力分布に影響を与える要因の確認試験として、令和3年度に策定した除染による影響確認試験計画案を基に、実施仕様詳細を検討する。

② 複合的な応力状態を踏まえた影響確認の詳細実施要領の検討

令和3年度の実機構造模擬（モックアップ）試験の試験計画の立案を踏まえ、令和4年度は、実機における予防保全対策施工部位について、実機構造模擬（モックアップ）の試験・解析準備に資する、ピーニングによる表層部の圧縮応力と部材内部の残留応力が重畳した複合的な応力状態を踏まえた影響確認の詳細実施要領を検討する。

(2) 現地気中環境における残留応力測定工法の成立性検討

令和3年度の成果を踏まえ、現地（発電所構内・放射線環境下）での実機における予防保全対策施工部位の気中環境における残留応力測定工法について工法の成立性を検討する。

(3) 事業計画案の見直し

上記、(1)～(2)の成果を総合的に検討し、令和5年度以降の予防保全対策技術の保守性に係る事業計画案（実施不可も含む）を必要に応じて見直す。

2.2.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究

再循環ポンプ等に用いられているステンレス鋼は、長時間高温に曝されること（熱時効）により材料の組織が変化して靱性が低下する。高経年化技術評価等においては、ステンレス鋼の熱時効による靱性の低下挙動評価は（一財）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」研究より開発された靱性予測モデル（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、主に加速劣化試験等の結果に基づいて主に加圧水型原子炉（以下、「PWR」という）プラントの環境を考慮して開発され、PWR プラント及び 沸騰水型原子炉（以下、「BWR」という）プラントの評価に用いられている。本研究では、実機材料（対象機器：再循環ポンプ）を用いて組織観察、破壊靱性試験等を実施し、実機環境での H3T モデルを用いた熱時効による靱性の低下挙動評価手法の保守性を検証する。令和4年度は、以下の項目について実施する。

(1) 試験片の製作

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ため、令和3年度に策定した対象プラントの再循環ポンプから採取した実機材料による試験マトリックスに基づき、令和4年度に計画した試験片を製作する。

(2) 試験の実施

令和3年度に策定した上記(1)に示す試験マトリックスに基づき、令和4年度計画の試験を実施する。

(3) 事業計画案の見直し

上記(1)の実施状況を総合的に検討し、令和5年度以降のステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究の事業計画案（実施不可も含む）を必要に応じて見直しする。

2.3 研究実施方法及び工程

表 2.3-1 に実施工程を示す。電中研は、本事業において収集した情報、研究計画（安全研究戦略マップ含む）、試験方法及び取得したデータの透明性及び客観性を高めるために、電中研及び電中研以外の専門家による「実機材料を活用した安全研究検討委員会」を設置・運営し、有識者からの意見を参考とするとともに技術的側面からのレビューを受ける。なお、委員会を構成する有識者の選出（5 名程度）に際しては、原子力規制庁と協議する。また、開催回数は以下に示すように 3 回程度開催する。

表 2.3-1 実施工程

実施項目	4	6	7	9	10	12	1	3
実機材料を活用した安全研究検討委員会		(6/16) ▲				▲ (11/2)		▲ (2/15)
1. 実機材料を活用した実機材を活用した安全研究マップの定期的な見直し (1) 実機材料を活用した材料健全性研究に関する計画・実施状況の調査 (2) 実機材料を活用した材料健全性研究の実施に関わる研究課題整理表の更新 (3) 実機材料を活用した安全研究マップの策定								
2. 靱性低下に係る研究 (1) 試験体採取仕様詳細の検討 (2) 事業計画案の見直し								
3. 予防保全対策技術の保守性に係る研究 (1) 試験仕様詳細の検討 ・ 除染の影響確認試験の実施仕様詳細の検討 ・ 複合的な応力状態を踏まえた影響確認の詳細実施要領の検討 (2) 現地気中環境における残留応力測定工法の成立性検討 (3) 事業計画案の見直し								
4. ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究 (1) 試験片の製作 (2) 試験の実施 (3) 事業計画案の見直し								
5. 成果のまとめ								検収 3/31 ◆

3. 実施内容及び成果

3.1 実機材料を活用した安全研究マップの見直し

本事業では、事業者が策定した工程も参考に、廃止措置が進められる原子力発電所より採取した実機材料を有効に活用した研究を実施していく計画である。そのため、事業者が策定した廃炉工程を鑑みた上で、研究に供する実機材料を採取する原子力発電所についての検討が不可欠である。また、研究計画立案に当たっては、現状の研究課題や動向、廃炉材活用の有効性を整理した上で、実機材料を使って拡充すべき材料特性データの選定と優先順位付けを実施する必要がある。

この目的に照らし、本事業では令和2年度に、原子力発電所の構造物等を構成する材料の経年劣化事象に係る学協会規格の動向や技術的知見や、諸外国において計画・実施中の実機材料を活用した安全研究に関する最新の情報を収集した。収集した技術的知見は今後の実機材料を活用した安全研究の計画立案全般に反映できるように、原子力発電所の構造物と考慮すべき材料の経年劣化事象の関係に基づき、国内外の実機材活用研究に関する最新知見や課題等を調査・整理した「実機材料を活用した材料健全性研究の実施に関わる研究課題整理表」を作成した。また、この整理表に基づき、我が国の実機材料を活用した安全研究に対する本事業の目的の達成に必要な研究課題、項目、研究の位置付け及び廃炉材の有効活用を検討し、安全規制研究として原子力規制庁が主体となって実施すべき研究の優先順位等を示す「実機材料を活用した安全研究マップ」を作成した^[3.1-1]。

令和4年度は、令和3年度^[3.1-2]に引き続き、安全研究マップの定期的な見直しとして、そのインプットとなる「実機材料を活用した材料健全性研究の実施に関わる研究課題整理表」（以下、「研究課題整理表」という）に集約した実機材料を活用した材料健全性研究に関する国内外の計画や実施状況について、令和3年度調査結果から本年度に調査可能な期間（2022年12月）までの進捗状況等を調査し、研究課題整理表の更新の可否を検討した。この更新した課題整理表に基づき「実機材料を活用した安全研究マップ」へ反映する。

<参考文献>

- [3.1-1] 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)), 原子力規制庁, 令和3年3月

[3.1-2] 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）），原子力規制庁，令和4年3月

3.1.1 実機材料を活用した材料健全性研究に関する計画・実施状況の調査

令和3年度までに調査した国内外の実機材料を活用した材料健全性研究、学協会規格動向等の最新知見の調査結果から、令和4年度以降のプロジェクトの動向や成果報告、新規の実機材料を活用した材料健全性研究に関し、公開文献を調査した。また、国際会議等も併せて調査した。令和3年度は世界的な新型コロナウイルス感染症（COVID-19）の影響により、開催中止やWeb形式のみによる開催が中心であったが、令和4年度は対面とWebによるハイブリッド形式が多かった。調査した対象を以下に示す。

■ 海外プロジェクト研究動向・文献調査

- ① スウェーデン SMILE プロジェクト：
Studsvik Material Integrity Life Extension(2021年～2025年)
- ② 米国 DOE LWRs プロジェクト(2011年～)
LWRs:Light Water Reactor Sustainability(軽水炉持続性)(2011年～)
- ③ スペイン Zorita プロジェクト
ホセ・カブレラ原子力発電所(PWR):通称 Zorita(2007年～2019年)
- ④ フランス EDF/MAI プロジェクト(PWR)
MAI:MATERIALS AGEING INSTITUTE(2011年～)

■ 国際会議等の調査

- ① ASME PVP 2022:
The American Society of Mechanical Engineers Pressure Vessels & Piping Conference(2022年7月17日～22日:米国)
- ② International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems(2022年7月17日～7月22日:米国)
- ③ PLiM 2022
5th International Conference on Nuclear Power Plant Life Management
(2022年11月28日～12月2日:オーストリア)

(1) 海外プロジェクト研究動向

海外プロジェクト研究動向の報告（講演・論文）の調査結果を以下に示す。

1) スウェーデン SMILE プロジェクト (2021年～2025年)

Studsvik は経済協力開発機構／原子力機関（OECD／NEA；

Organisation for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency) にスウェーデンの廃止されたプラント 4 基を活用した材料劣化に関する研究プロジェクト (SMILE: Studsvik Material Integrity Life Extension Project) を 2019 年に提案し、 OECD/NEA はこの提案を承認、同プロジェクトは OECD/NEA のプロジェクトとして実施することとなった^[3.1.1]。参加機関は、米国の米国電力研究所 (EPRI; Electric Power Research Institute)、米国規制委員会 (NRC ; Nuclear Regulatory Commission) を始めとする 8 か国 (米国、ベルギー、中国、チェコ、独
国、日本、スイス、スウェーデン) である。同プロジェクトは廃炉とな
ったプラントから構造物を取り出し、照射後試験・分析施設で各種試験を行
うものであり、原子炉プラントの高経年化に関する知見の取得、既存の原
発の長期間にわたる安全運転への貢献を目的としている。

令和 4 年度に、本プロジェクトに関する発表が ASME PVP 2022 で 1
件あった。概要を以下に示す。

- ① Arffman et al., "Evaluation of Mechanical Properties of True Reactor Pressure Vessel Material From Barseback 2", ASME PVP 2022, July 17-22, 2022^[3.1.1(1)-1]

本論文は実機原子炉圧力容器 (以下、「RPV」という) 鋼の材料機
械的特性の評価について報告するもので、BRUTE (Barsebäck RPV
material used for true evaluation of embrittlement) プロジェクト
にて実施された廃止になったバルセベック 2 号炉の圧力容器上蓋と
炉心領域ベルトラインから採取した溶接材料の調査と機械試験結果
を報告が報告された。機械試験は、引張試験、シャルピー衝撃試験、
破壊靱性試験等を実施した。詳細な組織観察とこれら機械試験の結
果を踏まえ、最新の手法と試験装置、分析を用いれば、構造材料の健
全性を確実に評価できるとしている。

- ② A.Jenssen et al., "SMILE Project – Research on Aged Materials Harvested", PLiM2022-No.74^[3.1.1(1)-2]

SMILE プロジェクトの概要として、プロジェクトの体制、実機材
を採取する廃炉となった Oskarshamn 1 (BWR)、Oskarshamn 2
(BWR)、並びに Ringhals 2 (PWR) の運転履歴、原子炉圧力容器や一

次冷却材系統構成機器の材料仕様について整理している。また、採取する材料の選定シナリオ、照射材の採取と保管における課題など、SMILEプロジェクト材料ライブラリの現状と計画について説明された。トピックとしてタスク 3 の炉内構造物に関する非破壊検査、残留応力測定、引張試験等の状況と、XM-19 材料に対する SCC 試験状況について報告している。

2) 米国 DOE LWRS プロジェクト (2011 年～)

米国では原子力発電所の運転期間を 60 年から 80 年に延長する 2 回目の運転期間延長 (SLR) の実現に必要な技術基盤を確立することを目的に、EPRI とエネルギー省 (DOE ; Department of Energy)、NRC が連携しながら LWRS(Light Water Reactor Sustainability) プロジェクトを始めとする研究を連携しながら進めてきた。この取組み中で廃炉材を活用する研究も精力的に実施されている^[3.1.1-1]。令和 4 年度は、オークリッジ国立研究所 ORNL (Oak Ridge National Laboratory) より、PWR 炉内機器のバッフルフォーマーボルトの照射誘起応力腐食割れ (以下、「IASCC」という) に関連したレポートがあり調査した。なお、LWRS の中で実施された米国 Zion プロジェクト (2010 年～2021 年 : 米国廃炉 PWR Zion1/2 号機を用いた研究プロジェクト) については、令和 4 年度に公開文献等は無かった。

- ① Timothy G. Lach et al. “Microstructural characterizations of the second high fluence baffle-former bolt retrieved from a Westinghouse two-loop downflow type PWR”, ORNL/TM-2022/2668,2022^[3.1.1(1)-3]

LWRS プロジェクトにて、米国 MRP(Materials Research Pathway)がウェスティングハウス社製の PWR 炉内機器から高照射実機材としてバッフルフォーマーボルト (BFB) を 2 本採取し、これらより加工した試験片を ORNL に輸送した。ORNL では詳細観察、硬さ試験、破壊靱性試験、疲労亀裂進展特性試験等を実施中である。本レポートでは、2022 年度の成果として BFB 試験片の電子顕微鏡 TEM 及び三次元アトムプローブトモグラフィ ATP を用いたミクロ

組織、偏析メカニズムの調査状況について纏めており、オーステナイト系ステンレス鋼 316L 材の照射誘起偏析とキャビティ形成メカニズムについて、実機材を用いた知見拡充が行われたとしている。

3) スペイン Zorita プロジェクト (2007 年～2019 年)

本プロジェクトは、スペインの廃炉ホセ・カブレラ原子力発電所（通称 Zorita）の廃炉 PWR を用いた研究プロジェクトであり、炉内構造物等に関する研究が国際共同プロジェクトとして実施されている。令和 4 年度は、米国 NRC の PWR 炉内機器（バッフルプレート他）の IASCC に関する研究報告書があった。

① M. Hiser et al., “NRC Technical Assessment of Zorita Materials Testing Results”, RIL 2022-05, 2022, U.S. NRC [3.1.1(1)-4]

廃炉となった Zorita（PWR）の炉内機器から採取したオーステナイト系ステンレス鋼照射材のバッフルプレートの各種試験と特性評価による主要結果の考察を纏めている。き裂進展速度試験結果を踏まえて、その代表性、高疲労亀裂進展速度の解釈と意義、透過電子顕微鏡評価と、コアバレル溶接試験と特性評価による主要結果を考察している。本報告書では、溶接と熱影響部の詳細調査、溶接部及び熱影響部の破壊靱性試験結果、低破壊靱性による溶接材料への影響について NRC としての考察を纏めるとともに、IASCC 等の照射誘起劣化に関連し規制に影響する可能性のある新知見の特定を目標としている。バッフルプレートより採取した試験片から得た重要知見として、IASCC の亀裂進展速度評価試験（CGR 試験）で高い疲労亀裂進展速度を繰り返し観測したこと、観測されたボイドスウェリングが非常に少なかったことに言及した。規制関連検討に資する研究として、検査間隔の短縮要否を念頭に、低中性子束レベル（<2dpa）の追加データ取得を優先しつつ、照射済オーステナイト系ステンレス鋼の溶接特性関連データを 30dpa に近い高レベルまで拡大する方針としている。

4) フランス EDF/MAI プロジェクト (PWR) (2011 年～)

MAI はフランス電力会社（以下、「EDF」という）下の組織で、原子力プラントの材料劣化研究の国際プロジェクトを企画してとりまとめている。プロジェクトはメンバーシップ制で運営され、正会員(full member、電力事業者限定)と準会員(associate member)のいずれかの形で参加、日本からは関西電力株式会社が正会員、三菱重工業株式会社と電中研が準会員として参加している。この枠組みのもと、炉内構造物の劣化を対象にした VESSEL INTERNAL PROJECT (VIP) プロジェクトと、蒸気発生器の劣化を対象とした SHERLOCK プロジェクトが Research projects として実施されている。令和4年度は、VIP プロジェクトに関して、EDF より PLiM 2022 の発表と、研究レポートがそれぞれ1件あり調査した。

- ① R.Bonzom et al., “PRESENTATION OF THE VESSELINTERNALS PROJECT 2 WITHIN THE MATERIALS AGEING INSTITUTE – FOCUS ON A COLLABORATIVE R&D WORK BETWEEN MHI AND EDF ON THE EFFECT OF BAFFLE ASSEMBLY DESIGN ON BFB IASCCSUSCEPTIBILITY”, PLiM 2022-No.58,2022 ^[3.1.1(1)-5]

PWR の RPV 内機器の経年変化に関し、2021 年から 2024 年で計画された VESSEL INTERNALS PROJECT 2 (VIP 2) の報告である。同プロジェクトでは、照射下における炉内機器の経年劣化を理解・予測し、既存の経年変化管理戦略を最適化することに焦点を当てた MAI の大規模な国際共同研究（三菱重工業株式会社、関西電力株式会社（原子力安全システム研究所 INSS）、電中研、Framatome、EPRI、CEA、CGN、EDF のメンバー8 社の共同プロジェクト）である。本報告では、三菱重工と EDF による炉内機器バッフルアセンブリの設計パラメータがバッフルフォーマーボルトの IASCC 感受性に与える影響の定量化への取り組みについて、その進捗を報告している。2023 年には EDF で物理モデルに基づく解析コードで、より詳細な IASCC 評価を実施し、BFB の IASCC 感受性への影響を定量化する予定とのことである。

(2) 国際会議等の調査

国際会議等の講演・論文の調査結果を以下に示す。

1) ASME PVP 2022 (2022年7月17日～22日：米国)

本会議では、実機材や廃炉材を活用した研究として、SMILE プロジェクトに関する発表が1件あった。概要はSMILEプロジェクト(1)1)に示した。

- Arffman et al., "Evaluation of Mechanical Properties of True Reactor Pressure Vessel Material From Barseback 2", ASME PVP 2022, July 17-22, 2022^[3.1.1(1)-1]

2) Environmental Degradation of Materials (2022年7月17日～7月21日：米国)

本会議では、公開の学会プログラム^[3.1.1(2)-1]より、廃炉材を活用した研究として2件の発表が行われた。

- M.Olszta et al., "Examination of IASCC In 304 Stainless Steel Core Shroud from A Commercial Boiling Water Reactor (BWR)", セッション: Irradiation Damage of Plant
- Y.Chen et al., "Cracking Behavior Of Decommissioned Baffle Plates In Light Water Reactor Environment", セッション: Testing on Irradiated Materials

本会議予稿集は今後発刊予定で、発刊され次第予稿を詳細に確認するが、会議に出席した本研究受託機関である電中研の所見で、双方とも実機廃炉材を活用したステンレス鋼のIASCCに対する健全性評価に関する発表であったとのことで、これまでに課題整理表へ集約している研究課題の範囲の報告とのことであった。

3) PLiM 2022 5th International Conference on Nuclear Power Plant Life Management (2022年11月28日～12月2日：オーストリア)

本会議では、以下に示す6つのセッションがあり、実機廃炉材を活用した研究としてセッション1と3で①～④に示す4件の発表があった。

SESSION 1: APPROACHES TO PLANT LIFE MANAGEMENT(①)

SESSION 2 : ECONOMICS OF PLANT LIFE MANAGEMENT
SESSION 3 : AGEING MANAGEMENT AND PREPARATION OF
LONG-TERM OPERATION (①②③)
SESSION 4 : CONFIGURATION AND MODIFICATION
MANAGEMENT FOR SAFETY ENHANCEMENT
AND IMPROVED RELIABILITY
SESSION 5 : STAKEHOLDER ENGAGEMENT, HUMAN FACTORS
AND MANAGERIAL ASPECTS
SESSION 6 : REGULATORY APPROACHES TO AGEING
MANAGEMENT AND LONG-TERM OPERATION

4 件の概要を以下に示す。

- ① Y.Miura et al., “CRIEPI research activities on material aging using”, decommissioned reactor materials, PLiM 2022-No.28^[3.1.1(2)-2]

本受託研究についてで、2020 年度から開始した廃炉材料を活用した研究プロジェクトとして、個別研究の目的と実施基本計画を発表した。

- ② A.Jenssen et al., ”SMILE Project – Research on Aged Materials Harvested”, PLiM2022-No.74^[3.1.1(1)-2]

SMILE プロジェクトに関する発表で、概要は本節(1)1)に示した。

- ③ R.Bonzom et al.,”Presentation of the Vessel Internals Project 2 within the Materials Ageing Institute (MAI) - Focus on the effect of baffle assembly design on BFB IASCC susceptibility and on the quantification of radiation-induced segregation”, PLiM2022-No.58 IASCC^[3.1.1(2)-3]

EDF/MAI プロジェクトに関する発表で、概要は本節(1)4)に示した。

- ④ D. Erak et al.,”Study of the decommissioned RPV metal in support of the operating RPVs lifetime extension Russia, National Research Centre Kurchatov Institute”, PLiM2022-No.87^[3.1.1(2)-4]

本発表は、ロシアの廃炉材活用に関する研究に関するもので、45 年

間の運転後に廃炉となった原子炉ユニット VVER440 の実機 RPV 鋼の材料特性調査の報告である。本研究では、RPV の寿命延長性の正当化 (justify) に資するアプローチの確認を目的としており、ロシアの現行規制枠組みの中で RPV 耐用年数を 60 年まで延長した場合、VVER 440 RPV の構造健全性を保守的に評価することを確認した旨の報告がなされた。

<参考文献>

- [3.1.1(1)-1] Arffman et al., "Evaluation of Mechanical Properties of True Reactor Pressure Vessel Material From Barseback 2", ASME PVP 2022, July 17-22, 2022
- [3.1.1(1)-2] A.Jenssen et al., "SMILE Project – Research on Aged Materials Harvested", PLiM2022-No.74, 2022
- [3.1.1(1)-3] Timothy G. Lach et al. "Microstructural characterizations of the second high fluence baffle-former bolt retrieved from a Westinghouse two-loop downflow type PWR", ORNL/TM-2022/2668, 2022
- [3.1.1(1)-4] M. Hiser et al., "NRC Technical Assessment of Zorita Materials Testing Results", RIL 2022-05, 2022, U.S. NRC
- [3.1.1(1)-5] R.Bonzom et al., "PRESENTATION OF THE VESSEL INTERNALS PROJECT 2 WITHIN THE MATERIALS AGEING INSTITUTE – FOCUS ON A COLLABORATIVE R&D WORK BETWEEN MHI AND EDF ON THE EFFECT OF BAFFLE ASSEMBLY DESIGN ON BFB IASCC SUSCEPTIBILITY", PLiM 2022-No.58, 2022
- [3.1.1(2)-1] 20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, FINAL PROGRAM, July 17-21, 2022, The Viewline Resort at Snowmass, USA
備考: 主催 AMP ホームページ "More Information" からプログラム入手
(<https://www.ampp.org/events/event-description?CalendarEventKey=f8a84399-3fe6-4dbf-b2fc-b7d954d9d448>、閲覧日 2022 年 7 月)
2023 年 2 月閲覧時点では More Information は「Page not found; The page you are looking for doesn't exist or has been moved.」

- [3.1.1(2)-2] Y.Miura et al., “CRIEPI research activities on material aging using”, decommissioned reactor materials, PLiM 2022-No.20, 2022
- [3.1.1(2)-3] R.Bonzom et al.,”Presentation of the Vessel Internals Project 2 within the Materials Ageing Institute (MAI) - Focus on the effect of baffle assembly design on BFB IASCC susceptibility and on the quantification of radiation-induced segregation”, PLiM2022-No.58, 2022
- [3.1.1(2)-4] D. Erak et al.,”Study of the decommissioned RPV metal in support of the operating RPVs lifetime extension Russia, National Research Centre Kurchatov Institute”, PLiM2022-No.87, 2022

3.1.2 実機材料を活用した材料健全性研究の実施に関わる研究課題整理表の更新

3.1.1 項に示すように、研究プロジェクトや国際会議での発表について、2022年1月から2022年12月までの期間で調査した。

その結果、これら進捗報告を含めた成果内容は、令和3年度成果の「研究課題整理表」に既に集約されている研究分野や、関連する課題や技術情報であり、新たに「研究課題整理表」に反映すべき知見はなかった。

3.1.3 実機材料を活用した安全研究マップの策定

3.1.2 項の調査結果に示すように、令和3年度に調査した範囲以降の公開文献や実機材料等を活用した研究動向等を調査した結果、新たに「研究課題整理表」に反映すべき知見はなく「安全研究マップ」の見直しは不要と判断した。

今後も安全研究マップの見直しは継続して対応していく。

以下に「研究課題整理表」と「安全研究マップ」に整理している情報についてまとめた。

(1) 実機材料を活用した研究課題整理表

以下に研究課題整理表と安全研究マップの構成^[3.1-1]について示す。

研究課題整理表は、発電所の構造物等を構成する材料の経年劣化事象に係る知見を網羅的に収集するとともに、諸外国において計画・実施中の実機材料を活用した研究に関する最新の情報を整理しており、収集・整理した技術的知見に対し、今後の実機材料を活用した安全研究の計画立案全般に反映できるように知見と課題、解決案等を整理している。

研究課題整理表の項目は、基本的には構造健全性に影響を及ぼすような課題が認められているものではないが、さらなる知見の拡充が望まれるものである。

1) 対象機器

本事業の目的として、「廃止措置中の国内原子力発電所の機器や構造物（構造物等）から、実機の運転履歴を経験した材料（実機材料）を採取して試験・分析を行い、経年化が材料特性の変化に及ぼす影響評価に資する知見の拡充を図る」観点と、安全研究マップと作成の取り掛かりという観点から、まずは「構造物等」のうち「鋼製」のものとし、

- 原子炉(圧力)容器
- 原子炉内部構造物
- 一次冷却系等の配管システム(蒸気発生器、加圧器の一次系含)

を対象とすることとした。なお、本年度は上記機器を主軸に検討を進め、その他の配管システム（給水系・ECCS系等）構成機器も必要に応じて検討することとした。

2) 経年劣化事象の分類（研究課題整理表のカテゴリ）

研究課題整理表のカテゴリと経年劣化事象に対する分類を図 3.1.3(1)-1 に示す。対象とする経年劣化事象は令和3年度までの検討^[3.1-1]^[3.1-2]で対象

とした「高経年化評価上着目すべき経年劣化事象」のうち、低サイクル疲労、中性子照射脆化、IASCC、ステンレス鋼鋳鋼の熱時効と、「その他重要な劣化事象で着目すべき経年劣化事象」のうち SCC、腐食、配管減肉等とした。これら経年劣化事象に対する研究テーマ（題目）を整理すると、経年劣化評価の「予測」や「評価」といった異なるフェーズの課題が課題整理候補として挙げられた。そのため、経年劣化事象と研究テーマを対応させつつ、体系的に仕分けることし、経年劣化評価に対する PDCA 等に着目して分類することとした。

I 経年劣化評価に基づく劣化事象

ここで、研究成果と運転経験の蓄積を基に劣化メカニズムと影響についてまとめたガイドとして、IAEA IGALL（International Generic Ageing Lesson Learned）があり、その経年劣化管理プログラム AMP では、経年劣化事象や機器の劣化等に対するモニタリングや傾向監視、検知方法、評価の許容基準、予防措置及び緩和策等が整理されており、これを参考とし、課題整理表の整理にて、経年劣化事象と研究題目をつなぐ「分類」として①監視、②予測、③評価及び④是正の定義をすることとした。

II 日常保全により管理する経年劣化事象

日常保全で対象としている SCC、配管減肉、腐食等のうち、特に原子炉のバウンダリ機器で損傷事例がある SCC については、日本機械学会 維持規格で管理しているため、この体系を参考として、①検査、②評価及び③補修あるいは④予防保全といった「分類」で経年劣化事象に紐づけすることとした。

III 「その他」のカテゴリ

「経年劣化評価」と「日常保全」のカテゴリで研究課題を整理するにあたり、廃炉材を活用することで課題の解決につながる研究テーマに「高サイクル熱疲労」や「シビアアクシデント」といった題目が挙げられた。これらは実機で劣化事象の発生はなく、現時点で評価や対応が必要となるものではないが、廃炉材を活用するなどして実機劣化状態を調査し、今後の研究対象・評価の枠組みの方針を検討するといったスコーピング段階の課題であり、これらの研究課題は「経年

劣化評価」や「日常保全」と区別し「その他」としてまとめることとした。

以上に示すように、研究課題整理表は、経年劣化評価で考慮すべきとして選定した4事象（経年劣化評価）と日常保全により管理する経年劣化事象（日常保全）を分けて整理することとし、課題整理表を別々とする体系を「カテゴリ」と定義した。

3) 対象機器と経年劣化事象に関する最新知見と課題等の整理

安全研究マップを作成するためには、対象とする機器と経年劣化事象に対する安全・規制に関連する研究分類（テーマ、題目、研究項目等）、国内外の廃炉材活用研究に関する最新知見を含めた現状知見、実施に関わる現状の課題等を整理する。

また、安全研究マップへのスクリーニングという観点では、その課題や解決案が実機材料を活用する場合に「開発研究」あるいは「妥当性確認の研究」のどちらの区分に該当するかの仕分けと、「課題の解決方法」を示すとともに、「研究の位置付け」と「廃炉材活用の有効性」を定義することとした。

以上を踏まえ、研究課題整理表では下記情報を整理することとした。「研究の位置付け」と「廃炉材活用の有効性」について以下に補足する。

【研究課題整理表に整理する情報】

1. 実機材料を活用した材料健全性研究に関する最新知見の調査

- ◆ BWR/PWR (炉型)
- ◆ 対象システム/設備 (系統・システム・設備名称)
- ◆ 機器名称 (機器名称)
- ◆ 経年劣化事象
- ◆ 課題区分 (大分類・中分類: 研究テーマ)
- ◆ 現状の知見と課題 (現状の知見/現状の課題)

2. 同上課題等の整理

- ◆ 開発・高度化の研究
 - ・課題・課題の解決方法・研究の位置付け・廃炉材活用の有効性
- ◆ 妥当性確認/検証の研究 (現状の知見/現状の課題)
 - ・課題・課題の解決方法・研究の位置付け・廃炉材活用の有効性

4) 課題等の整理・仕分けにおける「研究の位置付け」(重要度)

安全性の確保・向上の観点で、運転期間延長認可申請書の審査及び高経年化技術評価に係る妥当性確認のための技術的知見としての活用、学協会規格の技術評価に資する観点とした場合、研究の対象は大きく2分野の

- 現状の知見(現行の予測法・評価式)
- 新しい知見(新しい予測法・評価式や、基礎的・基盤的知見の継続的な拡充)

となり、現状の知見に対しては「開発研究」あるいは「妥当性確認の研究」の両方の位置づけがあり、「新しい知見」は「開発研究」が中心となる。

また、成果の活用先に「学協会規格の技術評価」があり、原子力規制委員会における民間規格の活用では、許認可申請図書において引用される日本原子力学会、日本機械学会及び日本電気協会等の民間規格を審査基準に該当するものに引用しようとする場合には、その策定プロセス等によらず、規定内容が技術的に妥当であるかという観点から、原子力規制委員会として技術評価を行うとしている。

「現行の予測法・評価式」は、「技術評価の対象でありエンドースされたか否か」によって研究の位置づけも変わってくる。そこで、「開発研究」あるいは「妥当性確認の研究」の「研究の位置付け」を以下に示すように分類することとした。

【研究の位置付け】

1. 現行の予測式・評価手法 (技術評価・エンドース関連)	① 学協会規格等で技術評価・エンドース済みの予測式・評価手法の妥当性・保守性の確認
	② 上記のうち技術評価要件への対応
2. 現行の予測式・評価手法	③ 妥当性・保守性の確認
	④ 高度化
3. 新しい予測式・評価手法、 基礎的・基盤的知見の継続的な拡充	⑤ 開発
	⑥ 基礎的・基盤的知見の継続的な拡充

備考:「課題整理表」では「1.①」などと略記

5) 「廃炉材の有効活用」

「廃炉材の有効活用」は、課題の解決に廃炉材が決定的な役割を果たすか、効果的な役割を果たすかとして以下で定義した。

【廃炉材の有効活用】

◎	課題の解決に廃炉材が決定的な役割を果たす
○	課題の解決に廃炉材が効果的な役割を果たす
—	課題の解決に廃炉材が必ずしも必要ではない

以上を踏まえ、経年劣化評価に係る課題整理表を表 3.1.3(1)-1 に、日常保全の整理表を表 3.1.3(1)-2 に、スコーピング段階の整理表を表 3.1.3(1)-3 に示す。

【研究課題整理表】

カテゴリ	経年劣化事象	分類
経年劣化評価	I. 低サイクル疲労	①監視 ②予測 ③評価 ④是正 
	II. 中性子照射脆化	
	III. IASCC	
	IV. ステンレス鋼鋳鋼の熱時効	
日常保全	V. SCC	①検査 ②評価 ③補修取換 ④予防保全 
	VI. 腐食	
	VII. 配管減肉	
	VIII. 熱時効	
その他	高サイクル熱疲労	設計段階で事象の発生を防止
	シビアアクシデント(SA)	SA評価に必要な実機材料特性の把握
	スコーピング段階	実機で劣化事象の発生はないが、実機で劣化状態を調査し、今後、研究対象・評価の枠組みの方針を検討する段階の課題

図 3.1.3(1)-1 研究課題整理表のカテゴリと経年劣化事象に対する分類

表 3.1.3(1)-1 実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表（経年劣化評価）（1）

No.	BWR/PWR	対象システム/設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類							
						大区分	中区分		研究開発				妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性
1	BWR/PWR	原子炉圧力容器/原子炉容器	給水管台/原子炉容器加圧器/原子炉容器	I. 低サイクル疲労	③評価	健全性評価	評価技術の高度化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・JSME規格（環境疲労評価手法）で環境を考慮した疲労評価手法が規定されている。 ・PLM評価で評価が求められており、評価を実施しているが、UFが1を超えた例はない。 ・運転期間延長申請を行ったプラントに対しては、特別点検において疲労損傷係数が高い部位に対する検査が求められており、これを実施している。 ・検査の結果、亀裂等が見つかった事例はない。 ・環境疲労評価手法の継続的な高度化が期待されている。 <p><現状の課題></p> <p>(1) 評価手法の妥当性検証 (2) 評価手法の高度化・合理化</p>	(2)	環境疲労評価手法の高度化	2④	—	(1)	・実機プラント履歴を受けた材料の疲労割れ有無を確認することで、評価手法の妥当性を検証	1①	○
2	BWR/PWR	原子炉圧力容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	①監視	破壊靱性評価	マスターカーブ法の適用	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・マスターカーブ法は、破壊靱性の不確定性を評価しようとする技術の発展に伴い開発された手法であり、国際的に使用されている。 ・ASME 2013年版 Sec.XI CC N830において欠陥評価に用いるK1c曲線に変わりMC法の5%下限曲線を用いても良いことが規定され、米国では是認されている。 ・ASME Code Case N830 Rev1において破壊靱性評価法の改定が進められており、認識論的不確実さとして2σ Toを考慮することが提案されている。 ・JEA4206にマスターカーブ法の破壊靱性評価手法への適用が規定されている。 ・JEA4206-2016では、マスターカーブ法を取り入れて破壊靱性遷移曲線の式を改訂（T41JあるいはToを指標としたマスターカーブ法破壊確率5%下限曲線に基づく破壊靱性遷移曲線）。 ・JEA4206-2016は技術評価が行われたが、エンドースは見送られた。 <p><現状の課題></p> <p>構造健全性に及ぼすような課題が認められているものではないが、以下の知見の拡充が望まれる。</p> <p>(1) 5%信頼下限を用いて To 式及び Tr30式を設定したことに対する論理的な説明。 (2) To 式の適用性に関する圧延材及び溶接金属等のデータの拡充。 (3) K1c式と Tr30式の破壊確率：鋼材種類依存性に対する検討。 (4) Tr30 式に使用する補正温度 ΔTt の決定に関する照射量依存性（鍛鋼品及び溶接金属）に対する説明。</p>	(1)X(2)X(3)X(4)	要件対応のためのバックデータの拡充 ・国内の材料規格と同等の国外の材料を用いた試験データや国産材の試験炉照射データ等を用いた検討 ・廃炉材の活用等	1②	○	左記対応結果の検証	（学協会規格の技術評価の計画に基づく評価の実施）	1②	○
3	BWR	原子炉圧力容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	①監視	監視試験片の不足	代替試験法の整備（試験片再生、小型シャルビー試験片、ミニチュアCT試験片）	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・監視試験計画は長期監視試験計画も含めJEA4201-2007[2013年追補版]に規定がある。 ・運転期間延長の場合には、追加監視試験の実施が規制要求として求められている。 ・監視試験が不足する場合は、使用済監視試験片からの再生がJEA4201-2007[2013年追補版]に規定されている。 ・JEA4201では監視試験片から小型破壊靱性試験片を取得し評価する規定の追加されている。【R4改】 ・代替試験法の整備が産業界で進められている。 <p><現状の課題></p> <p>(1) 代替試験法の整備</p>	(1)	代替試験法の整備	2③	○	(1)	代替試験法の妥当性確認	2③	○
4	BWR	原子炉圧力容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	①監視	監視試験片の不足	母材代表性	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・監視試験計画は長期監視試験計画も含めJEA4201-2007[2013年追補版]に規定がある。 ・運転期間延長の場合には、追加監視試験の実施が規制要求として求められている。 ・監視試験が不足する場合は、使用済監視試験片からの再生がJEA4201-2007[2013年追補版]に規定されている。 ・試験片の再生ができない場合は、HAZに対する母材の代表性を確認した上で、HAZの再生の省略がJEA4201-2007[2013年追補版]に規定されている。 ・同上の改定で、長期監視試験計画における溶接金属とHAZ試験片の除外要項が規定に追加されている。 <p><現状の課題></p> <p>(1) 母材代表性に関する知見の拡充</p> <p>(参考知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・HAZの監視試験は母材で代表できるという観点から、設計建設規格では容器のHAZ監視試験は規定されていない。 ・高齢化対策強化基盤整備事業においてHAZの監視試験の要否に係る研究が実施。 	(1)	母材代表性に関する知見の拡充	2③	○	(1)	母材代表性の妥当性確認	2③	○

表 3.1.3(1)-1 実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表（経年劣化評価）（2）

No.	BWR/PWR	対象システム /設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類							
						大区分	中区分		研究開発				妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性
5	BWR/PWR	原子炉圧力容器 /原子炉容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	②予測/③評価	劣化メカニ ズム	劣化メカニ ズムに対する理 解の深化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・JEAC4201-2007[2013追補]に規定の脆化予測法の見直しに関連した研究が電力中央研究所で実施。 ・脆化予測法御見直案は、(一社)日本溶接協会の「原子炉圧力容器の中性子照射脆化予測法検討(略称 IET)小委員会」(2017年度~2019年度)にて、照射脆化メカニズムの専門家との意見交換を実施。 ・IET小委員会では、見直案の考え方は現状知見に照らせば概ね妥当との結論が得られると共に、照射脆化メカニズムに関する今後の研究課題が取りまとめられた。 ・産業界では、IET小委員会の成果を踏まえ、脆化予測法見直案をベースにJEAC 4201-2007[2013追補]の改定における導入を図り、ユーザの利便性向上の観点で式の簡素化等を実施し、「遷移温度移行量評価式」が同JEACに導入。 <p><現状の課題></p> <p>IET小委員会で取りまとめられた照射脆化メカニズムに関する今後の中長期的な研究課題への取り組み。</p> <p>(1) 照射欠陥の形成に関する研究課題</p> <ul style="list-style-type: none"> ・マトリックス損傷やクラスターとの複合体に関する知見の拡充 ・マトリックス損傷やクラスターに至る前の照射欠陥の形成過程の解明 等 <p>(2) 照射欠陥の照射脆化(硬化)への寄与の解明</p> <ul style="list-style-type: none"> ・クラスターの組成や欠陥集合体との複合体形成の有無等に応じた硬化への寄与(転位の運動への障害強度)の検討) <p>その他、高照射量領域における新たな脆化メカニズムの顕在化の有無の継続的確認。</p> <p>(3) 脆化モデル式を構成する微細組織変化の個々の脆化寄与度の確認</p> <p>(4) 脆化モデル式に考慮されていない因子の影響の確認</p> <p>(5) 母材部とHAZ等、初期強度や初期金属組織が照射脆化感受性に及ぼす影響 等</p> <p>(参考知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・欧州PWR監視試験片のミクロ組織分析の結果、高照射量領域で転位ループによる硬化が一定程度寄与する可能性が示唆されている。 ・国内廃炉プラントから直接採取した試験片の脆化量が、JEAC4201-2007[2013年追補版]の予測曲線の範囲であることを確認している(原子力規制庁委託成果報告書「軽水炉照射材料健全性評価研究」)。 	(1)(2)(3)(4)(5)	<ul style="list-style-type: none"> ・国内外の最新研究動向の調査 ・上記調査を踏まえた中長期的な研究の実施 	3⑥	○	—	—	—	—
6	BWR/PWR	原子炉圧力容器 /原子炉容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	②予測/③評価	予測式	脆化予測式の 高度化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・JEAC4201-2007[2013追補]に規定の脆化予測法の見直しに関連した研究を電力中央研究所で実施。 ・脆化予測法御見直案は、(一社)日本溶接協会の「原子炉圧力容器の中性子照射脆化予測法検討(略称 IET)小委員会」(2017年度~2019年度)にて、照射脆化メカニズムの専門家との意見交換を実施。 ・IET小委員会では、見直案の考え方は現状知見に照らせば概ね妥当との結論が得られると共に、照射脆化メカニズムに関する今後の研究課題が取りまとめられた。 ・産業界では、IET小委員会の成果を踏まえ、脆化予測法見直案をベースにJEAC 4201-2007[2013追補]の改定における導入を図り、ユーザの利便性向上の観点で式の簡素化等を実施し、「遷移温度移行量評価式」が同JEAC改訂案に反映された。 ・監視試験結果を基に継続的に予測式の改訂、高度化を図っていく必要がある。 <p><現状の課題></p> <p>(1) 脆化予測式の妥当性の確認</p> <p>(2) 脆化予測式の高度化</p>	(2)	脆化予測式の継続的 な高度化	2④	○	(1)	脆化予測式の妥当 性確認	1①	◎
7	BWR	原子炉圧力容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	③評価	破壊靱性評価	クラッド下HAZ	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器の内張り(クラッド)の照射脆化、クラッド下HAZの脆化挙動については、耐圧部材ではないこともあり、これまであまり考慮(評価)が行われていない。 ・Zionを用いた実機廃炉材研究において、1/4T位置に比べて欠陥想定位置の靱性が良いことが示されている。 ・中部電力浜岡1, 2号機の廃炉材活用研究の中で、実機材のクラッド下の材料特性の調査が行われている。 ・クラッド、クラッド下HAZの特性に対する試験が不足している。 <p><現状の課題></p> <p>(1) クラッド下HAZの脆化挙動に関する研究知見の拡充</p>	(1)	廃炉材の活用等によ るデータ拡充	2④	○	—	—	—	—

表 3.1.3(1)-1 実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表（経年劣化評価）（3）

No.	BWR/PWR	対象システム /設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類							
						大区分	中区分		研究開発				妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性
8	PWR	原子炉容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	③評価	破壊靱性評価	板厚方向減衰	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・仮想欠陥を想定し、その先端1/4T位置の初期靱性を板厚方向の代表値として評価を実施している。 ・評価上重要な内面付近では初期靱性が高く、1/4T位置の初期靱性代表は過度に保守的な可能性がある。 ・IAEA共通鋼材JRC材の照射試験により、板厚内の初期破壊靱性分布と照射量減衰との重畳効果を確認。 ・Zionで照射後の板厚方向の破壊靱性分布とマイクロ組織分析を実施し、板厚方向の減衰効果と初期靱性分布を評価した。 ・板厚方向の破壊靱性分布に関する知見の拡充が望まれる。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 板厚方向の破壊靱性分布に関する知見の拡充 (2) 上記を基にした 板厚方向破壊靱性分布の評価の高度化と規格への反映 	(1)(2)	表面から板厚方向の破壊靱性の分布を踏まえた評価の確立 ・廃炉材の活用	3⑤	◎	—	—	—	—
9	PWR	原子炉容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	③評価	破壊靱性評価	破壊靱性評価の高度化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・JEAC4206に、破壊靱性の確認方法として、原子炉圧力容器の仮想欠陥が定義されている。 ・JEAC4206-2016は技術評価が行われ、エンドースが見送られた。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> JEAC4206-2016は技術評価で、下記要件が示されている。構造健全性に及ぼすような課題が認められているものではないが、以下の知見の拡充が望まれる。 (1) クラッドがある場合の応力拡大係数の計算は、破壊靱性の確認方法 2016 に規定されているが、クラッドの材料特性に関する規定がない。 (2) 材料特性が国内プラントの実機のクラッドを代表しているか、クラッドに対する制限の要否等について検討が必要。 (3) 詳細評価において、溶接金属に対する仮想欠陥の方向として、従来軸方向としていたものを溶接線方向に変更した改定に対し、周溶接に対しては周方向の欠陥を想定することとなることに対する妥当性。 (4) 仮想欠陥最深点以外で亀裂進展が生じる可能性について検討が必要。 	(1)(2)(3)(4)	・クラッドの材料特性に関する規定の整備 ・周方向溶接線に対する仮想欠陥の妥当性に関する知見の整備 ・想定欠陥からの亀裂発生に関する知見の拡充	1②	—	—	—	—	
10	PWR	原子炉容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	②予測/③評価	破壊挙動	高温予荷重(WPS)効果	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・JEAC4206に、PTSIに対する健全性評価の許容基準が規定。健全性評価の許容基準として、PTS 状態遷移曲線(KI)と破壊靱性遷移曲線(KJc)が交差しないこと(KJc > KI)としている。 ・JEAC4206-2016の改定では、上記の他に、これを満足しない場合に一定の条件のもと、破壊靱性遷移曲線とPTS 状態遷移曲線が交差する場合の許容基準が設定された。【R4改】 ・JEAC4206-2013は技術評価では、WPSの成立性に関して十分に確認できないという評価がなされた。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> 構造健全性に及ぼすような課題が認められているものではないが、以下の知見の拡充が望まれる。 (1) 実機で想定される温度勾配や2軸応力状態でのWPSの成立性に関する知見の拡充が必要。 	(1)	実機で想定される温度勾配や2軸応力状態でのWPSの成立性に関する知見の拡充	2③	○	(1)	実機で想定される温度勾配や2軸応力状態でのWPSの成立性に関する知見の拡充	2③	○
11	PWR	原子炉容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	③評価	確率論的評価の導入	確率変数の整備	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・PTS評価はJEAC4206-2016で規定。 ・PTS評価の高度化の観点で、PFMの導入が検討されている。 <p><今後の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> 評価手法の標準化に向けた確率分布モデル等の標準的入力データの整備 (1) PTS評価に対するPFM導入の体系構築 (2) PTS評価の評価条件、標準的入力データに対する確率変数の整備。 ・照射脆化予測に対する確率変数の導入 (JEAC 4201-2007[2013追補]及びその改定案も導入していない) ・化学成分のばらつき確率分布の考慮 (材料記録(ミルシート)の値をインプット情報としており、ばらつきは考慮していない) ・欠陥の確率分布の整備 (3) PTS評価の許容基準における不確定性の導入 (4) PTS評価事例の拡充による評価精度の向上 ・想定過渡事象の最適化と確率論的検討 ・解析結果に基づく残留応力分布の検証 	(1)(2)(3)(4)	・評価に対するPFM導入の体系構築 ・評価条件、標準的入力データに対する確率変数の整備。 ・評価許容基準における不確定性の導入	3⑤	○	(1)(2)(3)(4)	・評価に対するPFM導入の体系構築 ・評価条件、標準的入力データに対する確率変数の整備。 ・評価許容基準における不確定性の導入	3⑤	○

表 3.1.3(1)-1 実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表（経年劣化評価）（4）

No.	BWR/PWR	対象システム /設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類								
						大区分	中区分		研究開発				妥当性確認/検証				
									課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	
12	PWR	原子炉容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	②予測/③評価	照射量評価	板厚方向減衰	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> 中性子照射量の板厚方向減衰は指数減衰式による評価方法がJEAC4201に示されている。 JPDR (BWR, 1963-1976)では硬さの板厚内分布から、JEACの照射量減衰予測式が保守的であることを確認。 IEAEの共通試験材JRQ材を用いた試験炉照射試験においても減衰予測の妥当性を示す結果が得られている。 米国のZionを用いた研究においてORNLが照射量の板厚分布評価を行う予定。 現状では、照射量減衰の予測式は妥当であると考えられるが、実機の板厚方向の測定結果が得られると現行予測式の妥当性がより確かなものとなる。 <p><現状の課題></p> <p>構造健全性に及ぼすような課題が認められているものではないが、以下の知見の拡充が望まれる。</p> <p>(1) 板厚方向中性子束、照射量の減衰評価手法の妥当性確認</p>	—	—	—	—	(1)	—	—	1①	○
13	PWR	原子炉容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	③評価	破壊靱性評価	拘束効果	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> 実機で想定される亀裂先端の応力条件は2軸応力状態が想定されるが、2軸応力状態が亀裂の拘束効果や破壊挙動は十分に説明されていない。 JEAC4206にも2軸応力状態は取り込まれていない。 JAEA安全研究センターは2軸応力状態に関する研究を行っている。 産業界も亀裂先端の拘束効果の影響に関する検討を行っている。 <p><現状の課題></p> <p>(1) 2軸応力状態が亀裂の拘束効果や破壊挙動に関する知見を拡充する。</p>	(1)	2軸応力状態が亀裂の拘束効果や破壊挙動に関する知見を拡充する。	3⑥	○	—	—	—	—	
14	PWR	原子炉容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	③評価	破壊靱性評価	過渡事象の整理	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> JEAC4206では、主蒸気管破断、小破断LOCA、大破断LOCAを選定。PTS時健全性評価の一般評価は最もKI曲線が高くなる大破断LOCAをベースとした過渡事象を想定。 米国10CFR50.61で規定されたスクリーニング基準は、PTS-PRAIにより抽出された過渡事象を考慮したPFM解析により設定されている。 国内RPVモデルに対するPFM解析の結果から、発生頻度が高い過渡事象であるSOV加圧器弁の開固着等の条件下 (SOV過渡)における破損頻度への寄与が大きいことが明らかになっている。 <p><現状の課題></p> <p>(1) 発生頻度高の過渡事象SOV(加圧器弁)開固着に対する過渡事象の整理</p> <ul style="list-style-type: none"> 国内プラントにおけるSOV過渡事象の発生可能性の検討。 SOV過渡における構造健全性評価のWPS効果や亀裂伝播停止等の評価手法の高度化 <p>(2) 過渡事象の設定と評価の高度化</p>	(1)(2)	過渡事象の整理 過渡事象の設定と評価の高度化	3⑥	—	—	—	—	—	
15	PWR	原子炉容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	③評価	破壊挙動	亀裂伝播停止	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> JEAC4206では、PTS時の詳細評価の許容基準で亀裂伝播停止評価を適用。亀裂伝播停止破壊靱性遷移曲線(KIa曲線)はRTNDTを指標として与えられている。 <p><現状の課題></p> <p>(1) 実機板厚方向の靱値分布と温度勾配を持つ実機構造物における、亀裂伝播停止の成立性確認</p>	(1)	照射材の亀裂電波停止破壊靱性データの拡充。 圧力容器を想定した実機構造体での亀裂伝播停止挙動の成立性検討	3⑤	○	—	—	—	—	

表 3.1.3(1)-1 実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表（経年劣化評価）(5)

No.	BWR/PWR	対象システム /設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類							
						大区分	中区分		研究開発				妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性
16	PWR	原子炉容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	③評価	確率論的評価の導入	評価ガイドの整備	<現状の知見> ・JEACでは、機器の破損確率を基にした安全裕度の定量評価、リスク情報を参考にした安全評価への活用（耐圧機能喪失（=亀裂貫通）まで評価） <現状の課題> 評価手法の標準化に向けた確率分布モデル等の標準的入力データの整備等を踏まえた評価ガイドの体系的整備 (1)耐圧機能喪失等に対する詳細評価手順、解析コードの信頼性確認方法 (2)モデルプラントに対する解析 (3)PTS評価の評価条件、標準的入力データに対する確率変数の整備 【確率論的評価の導入（確率変数の整備）を参照】 (4)現行手法における安全裕度の確認 (5)許容基準の設定	(1)(2)(3)	・評価手法の標準化に向けた確率分布モデル等の標準的入力データの整備 ・耐圧機能喪失等に対する詳細評価手順、解析コードの信頼性確認方法 ・モデルプラントに対する解析	2④	—	—	—	—	—
17	PWR	原子炉容器	RVサポート	II. 中性子照射脆化	③評価	健全性評価	評価技術の高度化	<現状の知見> ・高経年化技術評価では、文献データ等を基に評価を行っている。 ・同評価においては健全性の確認の観点で問題は生じていない。 ・RVサポートに関する材料試験の知見は十分とは言えない。 ・上記に基づく評価の高度化 <現状の課題> 構造健全性に及ぼすような課題が認められているものではないが、以下の知見の拡充が望まれる。 (1)RVサポートの材料特性の知見の拡充。 (2)高経年化技術評価の妥当性確認。 (3)高経年化技術評価の高度化	(1)(3)	・RVサポートの材料特性知見の拡充 ・高経年化技術評価の高度化	2③	○	(2)	・実機RVサポートの材料特性の確認	2③	○
18	PWR	原子炉容器	管台・炉底貫通孔	II. 中性子照射脆化	②予測/③評価	低Flux部位の照射脆化評価	照射量評価/中性子束効果	<現状の知見> ・監視試験片の中性子束は、監視試験片カプセル内のフルエンスモニタによる実測と解析により評価。 ・炉心から離れた位置での評価精度は十分に検証されていない。 ・炉心から離れた位置では、炉心領域に比べて中性子束及び中性子照射量が大幅に小さい。このような領域での中性子照射脆化挙動は十分に解明されていない。 <現状の課題> 中性子照射量が低く、構造健全性に及ぼすような課題が認められているものではないが、以下の知見の拡充が望まれる。 (1)中性子照射量評価の妥当性確認 (2)低中性子束条件における脆化挙動の知見の拡充 (3)現行評価の妥当性の確認	(1)(2)	・中性子照射量評価の妥当性確認 ・低中性子束条件における脆化挙動の知見の拡充	2③	○	(3)	・現行評価の妥当性の確認	2③	○

表 3.1.3(1)-1 実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表（経年劣化評価）（6）

No.	BWR/PWR	対象システム /設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類							
						大区分	中区分		研究開発				妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性
19	BWR	炉内構造物	炉心シュラウド等	Ⅲ. IASCC	②予測/③評価	発生評価	-	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・現行評価では評価対象機器・部位の中性子照射量が、IASCC発生感受性のしきい照射量を超えた場合、IASCCが発生・進展するものとして評価を行っている。 ・しきい照射量は、主に加速照射された材料に対する低ひずみ速度引張試験(SSRT)結果に基づいて設定されている。 ・低ひずみ速度で材料が破断するまで引張るSSRT試験は材料がIASCC感受性を有するか否かを評価する試験である。 ・実機におけるIASCCの発生には、材料のIASCC感受性だけでなく負荷応力も条件となると考えられるが、現行のIASCC発生条件には、負荷応力の因子が取り込まれていない。 <p><現状の課題></p> <p>構造健全性に及ぼすような課題が認められているものではないが、以下の知見の拡充が望まれる。</p> <p>(1)現行のIASCC発生評価におけるしきい照射量の妥当性を実機材により検証する。</p> <p>(2)IASCC発生しきい応力を取り込んだIASCC発生評価手法を開発する。</p>	(1)(2)	<ul style="list-style-type: none"> ・IASCC発生しきい応力に関する知見を拡充する。 ・IASCC発生しきい応力を取り込んだ評価手法を構築する。 	2④	○	(1)	<ul style="list-style-type: none"> ・実機材を用いて現行評価手法の発生しきい照射量の妥当性を確認する。 	1①	◎
20	BWR	炉内構造物	炉心シュラウド等	Ⅲ. IASCC	②予測/③評価	発生メカニズム	-	<p><現状知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中性子の照射により溶質原子クラスター等の形成や粒界偏析の発生等のミクロ組織の変化が発生することが知られている。 ・ミクロ組織変化がIASCC発生・進展、破壊靱性低下に及ぼす影響については定性的に把握されているが定量的には明らかになっていない。 <p><現状の課題></p> <p>(1)中性子の照射によるミクロ組織の変化がIASCC発生・進展、破壊靱性低下に及ぼす影響を定量化する。</p> <p>(2)ミクロ組織変化を取り込んだIASCC発生・進展や破壊靱性低下のモデルを構築する。</p> <p>(3)構築したモデルを基にIASCC発生・進展評価や破壊靱性評価式の高度化を図る。</p>	(1)(2)(3)	<ul style="list-style-type: none"> ・ミクロ組織観察によるデータ拡充、DB化 ・DBを活用した微細組織観察によるメカニズム検討 	3⑥	○	-	-	-	-
21	BWR	炉内構造物	炉心シュラウド等	Ⅲ. IASCC	③評価	進展評価	進展線図評価の高度化	<p><現状知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・維持規格には米国のPLEDGEモデルを基にしたIASCC進展評価線図が規定されている。 ・PLEDGEモデルはIASCCに対する知見が少ない時代に策定されたモデルであり、最新知見に基づいたより高精度の評価式が求められている。 ・JNESのIASCCプロジェクトが実施されIASCC進展データの拡充が図られたが、低及び高応力拡大係数条件でのデータが不足している。 ・IASCC進展速度に及ぼす水素注入等によるECP低減効果については、定量的な理解が十分であるとは言えない。 ・JNESにおいて暫定的なIASCC進展速度評価線図が策定されたが規格化には至っていない。 ・産業界の研究においてもJNES IASCCプロジェクトのデータ等を用いたIASCC進展速度評価線図の検討が行われたが規格への反映には至っていない。 ・EPRIのVIPプロジェクトでは最新知見に基づくIASCC進展速度評価線図が提案されている。 ・IASCCのしきい照射量以下の照射量において進展速度が加速しないかについて、JNESのプロジェクトでデータの取得が実施されたが、プロジェクトの中止により成果が継ぎっていない。 <p><現状の課題></p> <p>構造健全性に及ぼすような課題が認められているものではないが、以下の知見の拡充が望まれる。</p> <p>(1)現行のIASCC進展評価線図の検証</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現行規格の線図及び産業界提案線図、EPRI線図の妥当性の検証 <p>(2)IASCC進展評価線図の高度化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・データ不足している条件におけるデータの拡充 ・これらのデータ反映したIASCC進展速度線図高度化案の作成 	(2)	<ul style="list-style-type: none"> ・データが不足している条件におけるIASCC進展速度データの拡充 ・IASCC評価線図の高度化 	2③ 2④	◎	(1)	<ul style="list-style-type: none"> ・実機材を用いて現行維持規格線図及びその他の提案線図の検証を行う。 	2③	○
22	BWR	炉内構造物	炉心シュラウド等	Ⅲ. IASCC	③評価	進展評価	残留応力分布評価の高度化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中性子照射による応力緩和挙動が実験室的に認められている。 ・JNESプロジェクトにより主に加速照射された小型試験片を用いた応力緩和試験結果を基に緩和式が提案されている。 ・構造物中の残留応力の中性子照射による緩和挙動に関する知見は得られていない。 ・現行の評価には照射による応力緩和は取り込まれていない。 <p><現状の課題></p> <p>(1)構造物中の残留応力の中性子照射による応力緩和挙動の把握</p>	(1)	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子照射を受けた構造物の残留応力分布を確認する。 	3⑥	◎	-	-	-	-
23	BWR	炉内構造物	炉心シュラウド等	Ⅲ. IASCC	③評価	進展評価	照射量評価の適正化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中性子束は金属材料中で減衰することが知られており、減衰式が提案されている。 ・また、中性子束は炉心からの距離に応じて減衰することが知られている。 ・JNESのIIAプロジェクトにおいて照射クリーブ構成式を組み込んだFEM解析にて照射による残留応力緩和解析を実施している。 ・減衰効果を取り込んだ評価手法は提案されていない。 <p><現状の課題></p> <p>(1)減衰式の妥当性確認</p> <p>(2)減衰効果を取り込んだ評価手法の提案</p>	(1)(2)	<ul style="list-style-type: none"> ・実機板厚方向から照射材を採取して減衰式の妥当性を確認 ・減衰効果を取り込んだ評価式の提案 	3⑥	◎	-	-	-	-

表 3.1.3(1)-1 実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表（経年劣化評価）（7）

No.	BWR/PWR	対象システム/設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類								
						大区分	中区分		研究開発				妥当性確認/検証				
									課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	
24	BWR	炉内構造物	炉心シュラウド等	Ⅲ. IASCC	③評価	破壊評価	破壊靱性評価の高度化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・オーステナイト系ステンレス鋼が中性子照射された場合の破壊靱性値は維持規格により定められており、高経年化技術評価に使用されている。 ・維持規格に規定されている式では、破壊靱性値の中性子照射量依存性がステップ状に規定されており、ある値を超えると破壊靱性値が急激に小さくなり、以降一定値を示す形で与えられている。 ・産業界研究において中性子照射量依存性をより実験データの傾向に合う形に改良した評価式（産業界提案式）が提案されている。 ・産業界提案式は東海第2発電所の40年の高経年化技術評価で使用された実績がある。 <p><現状の課題></p> <p>(1)現行維持規格の評価式の実機材による検証 (2)産業界提案式の実機材による検証</p>	—	—	—	—	(1)	・加速照射データを含むデータ群で策定された線図に対し、実機プラントの照射履歴を受けた材料データで検証。	1①	—	◎
25	BWR	炉内構造物	炉心シュラウド等	Ⅲ. IASCC	③評価	破壊評価	健全性評価の高度化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・現行評価は、NRAの「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」に従い実施されている。 ・米国NRCやEPRIで、照射ステンレス鋼に対する弾塑性破壊力学基準の適用について検討実績がある（NUREG/CR-7027等）。 ・国内においても照射ステンレス鋼に対する弾塑性破壊力学評価法の適用性検討実績がある。 <p><現状の課題></p> <p>(1)破壊評価法の高度化が必要である。</p>	(1)	破壊評価法の検討	3⑥	○	—	—	—	—	
26	BWR	炉内構造物	炉心シュラウド等	Ⅲ. IASCC	④是正	長期健全性	予防保全対策技術の効果の持続性の検証	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・SCCに対する予防保全対策として冷却材接液面の応力を圧縮応力とする各種ピーニング工法による予防保全対策が実施されている。 ・炉内構造物において想定される中性子照射や冷却材温度への曝露における残留応力の緩和挙動については様々な実験室的な検討がなされており、圧縮残留応力が消失する可能性が小さいという結果が得られているが、実機における挙動は確認されていない。 ・ピーニングによる応力改善効果の持続性を明確化することは、長期健全性の説明や適切な検査計画や予防保全立案を行うために重要である。 <p><現状の課題></p> <p>(1)実機で長期運転を経た状態におけるピーニング効果が維持性を検証する必要がある。</p>	(1)	・実機プラントでピーニング効果が維持されていることを検証	1①	◎	(1)	・実機プラントでピーニング効果が維持されていることを検証	1①	◎	
27	BWR	炉内構造物	鋳鋼機器	Ⅳ. ステンレス鋼鋳鋼の熱時効	②予測	熱と照射の重畳影響評価	—	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・オーステナイト系ステンレス鋼鋳鋼は、軽水炉一次系冷却材温度に長期間曝されると熱時効を生じる可能性があり高経年化技術評価において長期の健全性の確認が行われている。 ・炉内環境では、中性子照射を受けることから中性子照射と熱時効の重畳の可能性があり、IAEAのI-GALLにおいても熱時効と中性子照射の重畳に対する考慮が求められている。 ・熱時効特性評価を行う際の実験手法をして用いられる加速温度条件では中性子照射損傷の挙動が実機温度での挙動と大きく異なるため、中性子照射と熱時効の重畳を実験室的に再現することが難しく、中性子照射と熱時効を同時に受けた場合の挙動について十分な知見が得られていない。 ・米国における2回目の運転期間延長に関する技術基盤の中でも中性子照射と熱時効の重畳については継続的に知見の拡充を図る必要がある項目として挙げられている。 ・溶接金属についても知見が不足している。 <p><現状の課題></p> <p>(1)熱と照射の重畳影響に関する知見を拡充し、影響を明らかにする。</p>	(1)	実機材を活用し、熱と照射の重畳影響を明らかにする	3⑥	◎ (熱と照射の重畳試験は、加速環境下での試験となり妥当性が説明しづらいため、長期間使用した実機を用いる必要がある。)	—	—	—	—	

表 3.1.3(1)-1 実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表（経年劣化評価）（8）

No.	BWR/PWR	対象システム/設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類							
						大区分	中区分		研究開発				妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性
28	PWR	炉内構造物	バップルフォーマボルト等	Ⅲ. IASCC	②予測/③評価	発生評価	—	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・JNESのIASCCプロジェクト(2000～2008)により、IASCC発生しきい線が策定され、これに基づくIASCC発生評価ガイドが示された。 ・この成果がJANSI炉内構造物点検評価ガイドライン[バップルフォーマボルト]、JSME維持規格に反映され、実機保全に活用されている。 ・IASCC国プロでは、バップルフォーマボルト材試験片(20dpa未満)に加え、高照射量におけるデータ拡充のため、シンプルチューブ材試験片(70dpa未満)を用いて定荷重SCC試験を実施したが、両者でIASCC発生しきい応力が異なる結果が得られている。 <p><現状の課題></p> <p>(1)バップルフォーマボルトとシンプルチューブのIASCC発生しきい応力の相違の原因検討に資するとともに、より高照射領域におけるバップルフォーマボルト材のIASCC発生データを拡充することにより現行のIASCC発生しきい応力線図の妥当性を確認する。</p> <p>(2)取得したデータを基に、発生しきい応力線図を高度化する。</p>	(2)	実機バップルフォーマボルト材を用いたIASCC発生試験により現行線図の妥当性を確認する。	2④	◎	(1)	実機バップルフォーマボルト材を用いたIASCC発生試験により現行線図の妥当性を確認する。	1①	○
29	PWR	炉内構造物	バップルフォーマボルト等	Ⅲ. IASCC	②予測/③評価	発生メカニズム	—	<p><現状知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・照射によるマイクロ組織変化がIASCC発生に及ぼす影響が十分に分かっていない。 <p><現状の課題></p> <p>(1)照射によるマイクロ組織変化がIASCC発生に及ぼす影響が十分に分かっていない。</p>	(1)	・マイクロ組織観察によるデータ拡充、DB化	3⑥	◎	—	—	—	—
30	PWR	炉内構造物	バップルフォーマボルト	Ⅲ. IASCC	②予測/③評価	スウェリング評価	—	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・JANSI炉内構造物点検評価ガイドライン[バップルフォーマボルト]、JSME維持規格におけるバップルフォーマボルトの点検評価時期の設定においては、中性子照射によるスウェリングによるバップル板の膨張が発生応力の評価に組み込まれている。 ・スウェリング評価式は高速増殖炉で得られた実験データを用いて定められたものである。 ・スペインのPWR廃炉Zorita炉のバップル板を用いてスウェリング量が計測されているが、国内プラントよりも温度が低い条件のデータあり、実機条件におけるスウェリング挙動に関する知見は十分とは言えない。 ・バップル構造の照射変形挙動が解析的に評価できるようになっているが、その妥当性は十分に確認されていない。 <p><現状の課題></p> <p>構造健全性に及ぼすような課題が認められているものではないが、以下の知見の拡充が望まれる。</p> <p>(1)現状評価に用いているスウェリング評価式の妥当性をより確かなものにする必要がある。</p> <p>(2)PWR実機のバップル板のたわみ量を計測し、解析の妥当性を確認する必要がある。</p> <p>(3)現行評価式の高度化</p>	(1)(2)(3)	・PWR実機バップル板、フォーマ板のスウェリング量計測	2③	◎	(1)(2)(3)	・PWR実機バップル板、フォーマ板のスウェリング量計測	2③	○
31	PWR	炉内構造物	炉心そう	Ⅲ. IASCC	③評価	破壊評価	破壊靱性評価の高度化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中性子照射を受けたオーステナイト系ステンレス鋼の破壊靱性値は、発電技研のPLEX事業で取得されており、本事業で得られた破壊靱性値の最下限値をPLM評価等で破壊靱性値の下限値として評価に用いている。 ・PLMにおける評価対象部位である炉心そう溶接部の材料や照射量に対応するデータは十分に取得されていない。 <p><現状の課題></p> <p>中性子照射量が低く、構造健全性に及ぼすような課題が認められているものではないが、以下の知見の拡充が望まれる。</p> <p>(1)実機炉心そう溶接部の材料によるデータ拡充が必要。</p>	(1)	・実機炉心そう溶接部から試験片を採取し、破壊靱性試験を実施	2④	◎	—	—	—	—
32	BWR	原子炉再循環系	PLRポンプケーシング、弁等	Ⅳ. ステンレス鋼の熱時効	③評価	ステンレス鋼の熱時効	—	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・現状のPLM評価ではPWR用に原子力プラントメーカーが開発したH3Tモデルを流用して、BWR運転温度での熱時効脆化を予測している。 ・H3Tモデルの開発に用いたデータベースにはBWRステンレス鋼の主要材料であるSCS16Aが含まれていないが、加速熱時効を施した材料でその適用性が確認されている。 ・新型転換炉ふげんの廃炉材を用いた研究やBWR実機廃炉材を用いた評価によりH3Tモデルによる予測が保守的となることが示されている。 ・H3Tモデルは主としてPWR材料、PWR温度を考慮したデータベースにより開発されたモデルであるため、BWR材料、BWR温度条件を評価する場合、既存知見やPLM評価結果同様、保守的となることが予想されるが、実機材により保守性の程度を検証する必要がある。 <p><現状の課題></p> <p>(1)H3TモデルのBWRに対する適用性をより確かなものとする必要がある。</p>	—	—	—	—	(1)	・実機プラント運転履歴を受けた材料のデータによる検証	1①	◎
33	PWR	一次冷却系	主冷却材配管(MCP)	Ⅳ. ステンレス鋼の熱時効	③評価	ステンレス鋼の熱時効	—	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・現状のPLM評価では原子力プラントメーカーが開発したH3Tモデルにて熱時効脆化を予測している。 ・H3Tモデルの開発に用いた材料は加速熱時効材であった。 ・実機材を用いたH3Tモデルの妥当性確認は、産業界の研究で実施例があるが限定的である。 <p><現状の課題></p> <p>(1)H3Tモデルの妥当性の確認をより確かなものとするために実機材による確認例を拡充することが望ましい。</p>	—	—	—	—	(1)	・実機プラント履歴を受けた材料の熱時効を調査することで、H3Tモデルをより確かなものにするのが可能	1①	○

表 3.1.3(1)-1 付表 経年劣化評価に係る課題件数整理表

対象システム/設備	経年劣化事象	分類	課題数
原子炉(圧力)容器	I. 低サイクル疲労	③評価	1
	II. 中性子照射脆化	①監視	3
		②予測/③評価	5
		③評価	9
炉内構造物	III. IASCC	②予測/③評価	5
		③評価	6
		④是正	1
	IV. ステンレス鋼鋳鋼の熱時効	②予測	1
一次冷却系	IV. ステンレス鋼鋳鋼の熱時効	③評価	2

表 3.1.3(1)-2 実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表（日常保全）（1）

No.	BWR/PWR	対象システム /設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類							
						大区分	中区分		研究開発				妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性
1	BWR	原子炉圧力容器	シュラウドサポート 溶接部	V. SCC	②評価	健全性評価	評価技術の高度化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・実機炉底部のNi基合金溶接金属(182合金)においてSCCが確認されている。 ・日本機械学会維持規格の事例規格として、182合金のSCC進展速度線図が採用されている。 ・現行プラントでは182合金に加え、より耐SCC性に優れた82合金が溶接金属として使用されている。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> (1)SCC進展線図の高度化(82合金のSCCの進展速度線図の整備等) (2)シュラウドサポート溶接部の残留応力分布評価の精緻化 (3)SCC発生寿命評価手法の開発 	(1)(2)(3)	<ul style="list-style-type: none"> ・82合金のSCCの進展速度線図を整備する。 ・溶接部の残留応力の詳細評価の実施 	3⑤	—	—	—	—	—
2	BWR/PWR	原子炉圧力容器 /原子炉容器	管台・炉底貫通孔	V. SCC	④予防保全	長期健全性	<p>予防保全対策技術の効果の持続性の検証</p> <p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、結果として、予防保全対策施工部位は検査頻度が緩和される(機械学会維持規格検査要求より) ・照射下におけるピーニング施工部の圧縮応力の持続が確認された実績がある(電共研)。 ・熱時効及び繰返し荷重条件下におけるピーニング施工部の圧縮応力の持続が確認された実績がある(米国共研)。 ・ピーニングによる圧縮残留応力が長期運転により低減される(圧縮残留応力は維持されるものの、その値が小さくなる)との知見や、圧縮残留応力がほぼ維持されるという知見もあり、必ずしも影響は明確ではない。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> (1)実機プラントでピーニング効果が維持されていることを検証する必要がある。 (2)予防保全を実施しても、効果の持続性等が実証できない。 (3)持続性等の実証できないため、点検方法、周期の合理化に結びついておらず、予防保全のメリットが十分に得られていない。 	—	—	—	—	(1)(2)(3)	<p>実機材で予防保全対策技術の効果の持続性を検証</p>	1①	◎	
3	PWR	一次冷却系	蒸気発生器伝熱管、下部計装筒	VI. 腐食	④予防保全	水化学技術と皮膜構造の相関の明確化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR一次系では、600合金に一次冷却材応力腐食割れ(PWSCC)が生じることが知られており、690合金への材料変更が進められている。但し、一部のプラントでは蒸気発生器や下部計装筒に600合金が使用されているため、環境緩和技術(一次系溶存水素濃度の最適化・高濃度亜鉛注入の検討・天然カリウムの適用性検討)の開発・実証が期待され、材料/環境界面での酸化物特性などについての知見拡充が求められている。 ・線源低減を目的とした亜鉛注入の副次効果として、SCC抑制効果が提唱されており、その有効性を確認する必要がある。また、線源低減を目的とした水化学技術による皮膜性状の影響を評価し、材料健全性への影響を確認する必要がある。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> (1)廃炉材活用研究等により、これまで適用してきた水化学技術と皮膜構造の相関を明らかにする。 	(1)	<ul style="list-style-type: none"> ・実機プラント履歴を受けた材料の皮膜組成データの取得 	3⑥	◎	—	—	—	—	
4	PWR	一次冷却系	加圧器 蒸気発生器等等	VII. 熱時効	②評価	予測式	<p>実機材による検証</p> <p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・I-GALLに低合金鋼の熱時効評価について記載されている。 ・産業界の研究が実施され、加速熱時効材(国内鋼種)で問題がないことを確認している。 ・熱時効に係る海外プロジェクト(MAI)が立ち上がりつつある。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> (1)実機条件で長期にわたり運転温度に曝された材料の熱時効特性の把握 	(1)	<ul style="list-style-type: none"> ・実機条件で長期にわたり運転温度に曝された材料の熱時効特性データの取得 	3⑥	○	—	—	—	—	

表 3.1.3(1)-2 実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表（日常保全）(2)

No.	BWR/PWR	対象システム/設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類							
						大区分	中区分		研究開発				妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性
6	BWR	原子炉再循環系	PLR配管	V. SCC	②評価		残留応力分布評価の高度化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> 軽水炉運転温度に長期間曝されることによる残留応力緩和の可能性がある。 長期運転による実機構造物中の残留応力分布の変化に関する知見は得られていない。 現行の維持規格によるSCC進展評価には残留応力の緩和挙動は取り込まれていない。 <p><現状の知見></p> <p>(1)長期運転による実機構造物中の残留応力分布の変化について知見を拡充する。</p>	(1)	実機溶接部に対する残留応力分布の測定を行い。長期運転を経た実機の残留応力分布を把握する。	3⑥	○	—	—	—	—
7	BWR	原子炉再循環系	PLR配管	VII. 配管減肉	④予防保全		水化学技術と皮膜構造の相関の明確化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> 一部のプラントではSCC 環境緩和策として、水素注入が行われているが、その効果は部位によって異なると言われている。このため、BWR の維持規格にはHWC 環境下での亀裂進展線図があるが、HWC の効果の判断クライテリアが基準化されていない。また、水素注入による主蒸気配管の線量率上昇の緩和を目的として貴金属処理(NMCA)が併用され実機に適用される場合もあり、その有効性の範囲を検証する必要がある。 亜鉛注入など線源低減を目的とした水化学技術による皮膜性状の影響を評価し、材料健全性への影響を確認する必要がある。 <p><現状の課題></p> <p>(1)廃炉材活用研究等により、これまで適用してきた水化学技術と皮膜構造の相関を明らかにする。</p>	(1)	・実機プラント履歴を受けた材料の皮膜組成データの取得	3⑥	◎	—	—	—	—
8	BWR	原子炉再循環系	PLR配管溶接部	VIII. 熱時効	②評価		ステンレス鋼溶接部の熱時効	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> オーステナイト系ステンレス鋼溶接金属は、ステンレス鋼と同様のオーステナイト/フェライトの2相から構成されている。このため、ステンレス鋼と同様に熱時効を生じる可能性がある。 現行維持規格の破壊評価に用いられるZ係数設定のデータベースとして加速熱時効材で取得された破壊靭性値がもたらされており、熱時効の影響を考慮したもものとなっている。 PWR環境における長期運転を想定した加速熱時効材の破壊靭性試験結果をベースとするZ係数式の改定提案が行われている。 BWRで使用されているステンレス鋼溶接金属のフェライト量は、耐SCC性向上のためにPWRで使用されている溶接金属よりもフェライト量が多く含まれることから、PWR材料よりも熱時効の程度が大きくなる可能性が高い。 加速熱時効材を用いたBWR溶接金属の熱時効特性に関する研究が進められているが、実機で長期間の運転を経た溶接金属の破壊靭性に関する知見は得られていない。 <p><現状の課題></p> <p>(1)実機で長期間の運転を経た溶接金属の破壊靭性特性を把握する。</p>	(1)	・実機で長期間の運転を経た溶接金属の破壊靭性データの取得	3⑥	◎	—	—	—	—
9	BWR	原子炉冷却系	配管	VII. 配管減肉	②評価		配管耐震安全性	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> 定検時の板厚測定により減肉管理を行っている。 また、全周一様に配管を減肉させる保守的な設定で地震応力解析を行い、耐震安全性を確認している。 基準地震動の増加により耐震余裕が少なくなっている。 <p><現状の課題></p> <p>(1)現在の評価手法の検証や裕度を明確化し、評価を高度化する必要がある。</p> <p>(2)実耐震安全性が確保されていることを実証的に示すことが必要である。</p>	(1)(2)	・実機配管システムを活かし、直接荷重を付与することにより、配管耐震健全性の確認、及び限界荷重評価試験を実施する。	2④	○	—	—	—	—
10	BWR	原子炉冷却系	弁棒等	VIII. 熱時効	②評価		マルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> 軽水炉弁棒材として使用されているSUS431、SUS630といったマルテンサイト系ステンレス鋼は熱時効によってCrの相分離が生じ、硬化(脆化)することが知られている。 弁棒については、定期的な分解点検と取替えにより管理されており、実機における熱時効に起因する損傷は報告されていない。 BWR環境中では熱時効による硬化によりSCC発生感受性が発現することが、硬化に伴いSCC進展速度が増加することが加速熱時効材を用いた研究で明らかになっている。 IAEAのI-GALLはマルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効が検討すべき劣化事象として取り上げられており、日本原子力学会のPLM実施基準改定案にも付属書Eの想定される劣化事象に追加された。 実機運転温度条件における同鋼の熱時効特性について十分な知見が得られていない。 <p><現状の課題></p> <p>(1)実機運転温度条件におけるマルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効特性について把握する必要がある。</p> <p>(2)マルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効評価手法を開発する。</p>	(1)(2)	・マルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効データ構築	3⑥	◎	—	—	—	—

表 3.1.3(1)-2 実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表（日常保全）(3)

No.	BWR/PWR	対象システム/設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類							
						大区分	中区分		研究開発				妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性
11	BWR	主蒸気系	配管	VII. 配管減肉	②評価	主蒸気系配管の減肉	—	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・流れ加速型腐食 (FAC) による配管減肉は、定期的な肉厚測定結果を基に減肉傾向を予測することにより管理している。 ・電力中央研究所において減肉予測ソフトウェアFALSETが開発され、実機データ肉厚測定データを基に検証と高度化が進められている。 ・実機における減肉挙動や被膜形成挙動に関する知見が不足している。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 実機における減肉挙動や被膜形成挙動に関する知見の拡充を図る。 (2) 上記を基に減肉管理の高度化を図る。 	(1)(2)	実機配管内面の減肉状態を確認する。	3⑥	◎	—	—	—	—
12	PWR	原子炉冷却系	弁棒等	VIII. 熱時効	②評価	マルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効	—	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・弁棒等に使用されているSUS431, SUS630といったマルテンサイト系ステンレス鋼は熱時効によってCrの相分離が生じ、硬化(脆化)することが知られている。 ・IAEAのI-GALLはでマルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効が検討すべき劣化事象として取り上げられており、日本原子力学会のPLM実施基準改定案にも付属書Eの想定される劣化事象に追加された。 ・実機運転温度条件における同鋼の熱時効特性について十分な知見が得られていない。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 実機運転温度条件におけるマルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効特性について把握する必要がある。 (2) マルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効評価手法を開発する。 	(1)(2)	・マルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効データ構築 ・熱時効評価手法の開発	3⑥	◎	—	—	—	—
13	PWR	原子炉冷却系	配管	V. SCC	②評価	ステンレス鋼のSCC	—	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR1次系では、溶存酸素の濃度が極めて低いことからステンレス鋼のIGSCCは発生しないと考えられてきた。 ・国内プラントの加圧器スプレー配管溶接部でSCC損傷が発生した。 ・損傷原因として溶接時の過大な入熱と形状の影響によりに特異な硬化が発生し、材料のSCC感受性を発現させたと考えられている。 ・硬化によるSCCの発生・進展メカニズム等については十分に説明されておらず、説明が求められている。 ・IAEAのI-GALLはでマルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効が検討すべき劣化事象として取り上げられており、日本原子力学会のPLM実施基準改定案にも付属書Eの想定される劣化事象に追加された。 ・実機運転温度条件における同鋼の熱時効特性について十分な知見が得られていない。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> (1) PWR1次系環境における硬化ステンレス鋼のIGSCC発生メカニズム、発生条件の解明 	(1)	・PWR1次系環境における硬化ステンレス鋼のIGSCC発生メカニズム、発生条件の解明	3⑥	—	—	—	—	—

表 3.1.3(1)-2 付表 日常保全に係る課題件数整理表

対象システム/設備	経年劣化事象	分類	課題数
原子炉(圧力)容器	V. SCC	②評価	1
		④予防保全	1
	VI. 腐食	④予防保全	1
	VIII. 熱時効	②評価	1
炉内構造物	VI. 腐食	④予防保全	1
一次冷却系	V. SCC	②評価	2
	VII. 配管減肉	②評価	2
		④予防保全	1
	VIII. 熱時効	②評価	3

表 3.1.3(1)-3 実機材料を活用した材料健全性研究に関する課題整理表（高サイクル熱疲労、シビアアクシデント）

No.	BWR/PWR	対象システム/設備	機器名称	劣化事象	課題区分	
					大区分	中区分
1	PWR	原子炉容器/一次冷却系	加圧器 蒸気発生器 MCP、RCP、熱交 他	高サイクル熱疲労	疲労割れ	疲労割れの健全性確認
2	BWR	原子炉冷却系	配管(ステンレス鋼)	高サイクル熱疲労	高サイクル熱疲労割れの健全性確認	—
3	BWR	原子炉冷却系	圧力バウンダリ配管等	シビアアクシデント	SA 条件におけるバウンダリ材料の実力評価	—
4	BWR	原子炉再循環系	PLR ポンプ	シビアアクシデント	SA 時の条件を模擬した耐久試験	—
5	PWR	原子炉冷却系	配管(ステンレス鋼)	高サイクル熱疲労	高サイクル熱疲労割れの健全性確認	—

(2) 実機材料を活用した安全研究マップ

3.1.3(1)項で作成した研究課題整理表に整理した原子力発電所の構造物等を構成する材料の経年劣化事象に係る知見と課題、解決案等を整理した結果から、令和2年度に策定した安全研究マップの策定方針^[3.1-1]に従ってスクリーニングして作成した安全研究マップを表 3.1.3(2)-1 に示す。安全研究マップは研究課題整理表のカテゴリのうち、「カテゴリ 1：経年劣化評価」と「カテゴリ 2：日常保全」についてまとめた。安全研究マップは、実機材料を活用した安全研究マップの「廃炉材活用の有効性」が「◎：課題の解決に廃炉材が決定的な役割を果たす」案件でスクリーニングした。

1) 安全研究マップ「カテゴリ 1：経年劣化評価」

実機材料を活用した安全研究マップの「カテゴリ 1：経年劣化評価」を表 3.1.3(2)-1 に示す。安全研究マップには、以下が重要度（又は優先度）の高い課題として挙げられている。

- ① BWR/PWR プラントの中性子照射脆化:分類「②予測／③評価」で課題区分「予測式／脆化予測」として「脆化予測式の妥当性確認」
- ② BWR プラントの IASCC:分類「②予測／③評価」で課題区分「発生評価」として「現行の IASCC 発生評価のしきい照射量の妥当性」
- ③ BWR プラントの IASCC:分類「③評価」で課題区分「破壊靱性評価」として「現行維持規格の評価式の検証」【令和2年度より開始の個別研究】と「産業界提案式の検証」
- ④ BWR プラントの IASCC:分類「④是正」で課題区分「長期健全性／予防保全対策技術の効果の持続性の検証」として「実機で長期運転を経た状態におけるピーニング効果の持続性」【令和2年度より開始の個別研究】
- ⑤ BWR プラントのステンレス鋼鋳鋼の熱時効:分類「③評価」で課題区分「ステンレス鋼鋳鋼の熱時効」として「PWR 用に開発した H3T モデルの BWR に対する適用性の検証」

2) 安全研究マップ「カテゴリ 2：日常保全」

実機材料を活用した安全研究マップの「カテゴリ 2：日常保全」を表 3.1.3(2)-2 に示す。安全研究マップには、以下が重要度（又は優先度）の高い課題として挙げられている。

- ① BWR/PWR プラントの SCC:分類「④予防保全」で課題区分「長期健全性
／予防保全対策技術の効果の持続性の検証」【令和2年度より開始の個
別研究】

表 3.1.3(2)-1 (1/2) 実機材料を活用した安全研究マップの「カテゴリ 1 : 経年劣化評価」

No.	BWR/PWR	対象システム/ 設備	機器 名称	経年劣 化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性確保・向上の観点における分類			
						大区分	中区分		妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の 位置付	廃炉材活用の 有効性
1 (6)	BWR/PWR	原子炉圧力容 器 /原子炉容器	炉心領域・ 胴板	Ⅱ. 中性子照 射脆化	②予測	予測式	脆化予測式 の高度化	<現状の知見> ・ JEAC4201-2007[2013 追補]に規定の脆化予測法の見直し に関連した研究を電力中央研究所で実施。 ・ 脆化予測法御見直案は、(一社)日本溶接協会の「原子炉圧 力容器の中性子照射脆化予測法検討(略称 IET)小委員 会」(2017 年度～2019 年度)にて、照射脆化メカニズムの 専門家との意見交換を実施。 ・ IET 小委員会では、見直案の考え方は現状知見に照らせば 概ね妥当との結論が得られると共に、照射脆化メカニズムに 関する今後の研究課題が取りまとめられた。 ・ 産業界では、IET 小委員会の成果を踏まえ、脆化予測法見 直案をベースに JEAC 4201-2007[2013 追補]の改定にお ける導入を図り、ユーザの利便性向上の観点で式の簡素化 等を実施し、「遷移温度移行量評価式」が同 JEAC 改訂案 に反映された。 ・ 監視試験結果を基に継続的に予測式の改訂、高度化を図っ ていく必要がある。 <現状の課題> (1) 脆化予測式の妥当性の確認 (2) 脆化予測式の高度化	(1)	脆化予測式の妥当 性確認	1①	◎
2 (19)	BWR	炉内構造物	炉心シユラ ウド等	Ⅲ. IASCC	②予測/③ 評価	発生評価	-	<現状の知見> ・ 現行評価では評価対象機器・部位の中性子照射量が、 IASCC 発生感受性のしきい照射量を超えた場合、IASCC が発生・進展するものとして評価を行っている。 ・ しきい照射量は、主に加速照射された材料に対する低ひず み速度引張試験(SSRT)結果に基づいて設定されている。 ・ 低ひずみ速度で材料が破断するまで引張る SSRT 試験は材 料が IASCC 感受性を有するか否かを評価する試験である。 実機における IASCC の発生には、材料の IASCC 感受性だ けでなく、負荷応力も条件となると考えられるが、現行の IASCC 発生条件には、負荷応力の因子が取り込まれていない。 <現状の課題> 構造健全性に及ぼすような課題が認められているものではない が、以下の知見の拡充が望まれる。 (1) 現行の IASCC 発生評価におけるしきい照射量の妥当性を 実機材により検証する。 (2) IASCC 発生しきい応力を取り込んだ IASCC 発生評価手法 を開発する。	(1)	実機材を用いて現 行評価手法の発生 しきい照射量の妥 当性を確認する。	1①	◎
3 (24)	BWR	炉内構造物	炉心シユラ ウド等	Ⅲ. IASCC	③評価	破壊評価	破壊靱性評 価の高度化	<現状の知見> ・ オーステナイト系ステンレス鋼が中性子照射された場合の破 壊靱性値は維持規格により定められており、高経年化技術評 価に使用されている。 ・ 維持規格に規定されている式では、破壊靱性値の中性子照 射量依存性がステップ状に規定されており、ある値を超えると 破壊靱性値が急激に小さくなり、以降一定値を示す形で与え られている。 ・ 産業界研究において中性子照射量依存性をより実験データ の傾向に合う形に改良した評価式(産業界提案式)が提案さ れている。 ・ 産業界提案式は東海第 2 発電所の 40 年の高経年化技術 評価で使用された実績がある。 <現状の課題> (1) 現行維持規格の評価式の実機材による検証 (2) 産業界提案式の実機材による検証	(1) (2)	・加速照射データ を含むデータ群で策 定された線図に対 し、実機プラントの 照射履歴を受けた 材料データで検 証。 ・データ拡充及び 実機プラント照射履 歴を受けた材料デ ータによる検証。現 行維持規格線図の 検証と同時に検証 可。	1① 2③	◎

備考 : No. 下段 () 番号は 3.1.3 項 研究課題整理表の番号を併記

表 3.1.3(2)-1 (2/2) 実機材料を活用した安全研究マップの「カテゴリ 1 : 経年劣化評価」

No.	BWR/PWR	対象システム/ 設備	機器 名称	経年劣 化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性確保・向上の観点における分類			
						大区分	中区分		妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の 位置付	廃炉材活用の 有効性
4 (26)	BWR	炉内構造物	炉心シユラ ウド等	III. IASCC	④是正	長期健全 性	予防保全対 策技術の効 果の持続性 の検証	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> SCC に対する予防保全対策として冷却材接液面の応力を圧縮応力とする各種ピーニング工法による予防保全対策が実施されている。 炉内構造物において想定される中性子照射や冷却材温度への曝露における残留応力の緩和挙動については様々な実験室的な検討がなされており、圧縮残留応力が消失する可能性が小さいという結果が得られているが実機における挙動は確認されていない。 ピーニングによる応力改善効果の持続性を明確化することは、長期健全性の説明や適切な検査計画や予防保全立案を行うために重要である。 <p><現状の課題></p> <p>(1) 実機で長期運転を経た状態におけるピーニング効果が維持性を検証する必要がある。</p>	(1)	・実機プラントでピーニング効果が維持されていることを検証	1①	◎
5 (32)	BWR	原子炉再循環系	PLR ポンプ ケーシング、弁等	IV. ステン レス鋼鋳鋼の熱 時効	③評価	ステンレ ス鋼鋳鋼の 熱時効	—	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> 現状の PLM 評価では PWR 用に原子力プラントメーカーが開発した H3T モデルを流用して、BWR 運転温度での熱時効脆化を予測している。 H3T モデルの開発に用いたデータベースには BWR ステンレス鋼鋳鋼の主要材料である SCS16A が含まれていないが、加速熱時効を施した材料でその適用性が確認されている。 新型転換炉ふげんの廃炉材を活用した研究や BWR 実機廃却材を用いた評価により H3T モデルによる予測が保守的となることが示されている。 H3T モデルは主として PWR 材料、PWR 温度を考慮したデータベースにより開発されたモデルであるため、BWR 材料、BWR 温度条件を評価する場合、既存知見や PLM 評価結果同様、保守的となることが予想されるが、実機材により保守性の程度を検証する必要がある。 <p><現状の課題></p> <p>(1) H3T モデルの BWR に対する適用性をより確かのものとする必要がある。</p>	(1)	・実機プラント運転履歴を受けた材料のデータによる検証	1①	◎

備考 : No. 下段 () 番号は 3.1.3 項 研究課題整理表の番号を併記

表 3.1.3(2)-2 実機材料を活用した安全研究マップの「カテゴリ 2：日常保全」

No.	BWR/PWR	対象システム/ 設備	機器 名称	経年劣 化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性確保・向上の観点における分類			
						大区分	中区分		妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の 位置付	廃炉材活用 の有効性
1 (2)	BWR /PWR	原子炉圧力容 器 /原子炉容器	管台・炉底 貫通孔	V. SCC	④予防保 全	長期健全 性	予防保全対 策技術の効 果の持続性 の検証	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、結果として、予防保全対策施工部位は検査頻度が緩和される(機械学会維持規格検査要求より) ・照射下におけるピーニング施工部の圧縮応力の持続が確認された実績がある(電共研)。 ・熱時効及び繰り返し荷重条件下におけるピーニング施工部の圧縮応力の持続が確認された実績がある(米国共研)。 ・ピーニングによる圧縮残留応力が長期運転により低減される(圧縮残留応力は維持されるものの、その値が小さくなる)との知見や、圧縮残留応力がほぼ維持されるという知見もあり、必ずしも影響は明確ではない。 <p><現状の課題></p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 実機プラントでピーニング効果が維持されていることを検証する必要がある。 (2) 予防保全を実施しても、効果の持続性等が実証できない。 (3) 持続性等の実証できないため、点検方法、周期の合理化に結びついておらず、予防保全のメリットが十分に得られていない。 	(1)(2)(3)	実機材で予防 保全対策技術 の効果の持続 性を検証	1①	◎

備考：No. 下段 () 番号は 3.1.3 項 研究課題整理表の番号を併記

3.2 靱性低下に係る研究

炉内構造物には、オーステナイト系ステンレス鋼が使用されているが、同鋼は中性子の照射を受けると、靱性が低下することが知られている。一部の原子力発電所では維持規格に基づき線形破壊力学的評価法を用いて中性子照射による靱性低下を考慮した健全性評価を行い、長期にわたり健全性が保たれることを確認している。維持規格に規定されている破壊靱性評価式は、主として加速照射を受けた材料から得られた国内外の破壊靱性試験データの下限により策定されている。そこで本研究では、実機から採取した材料に対する破壊靱性試験を行うことにより、実機条件における破壊靱性値に関する知見を取得し、評価式の保守性を確認する。令和4年度は、全体計画に基づき以下の項目について実施した。

■ 試験体採取仕様詳細の検討

- ・ 解体後の廃炉材からの試験体採取
- ・ 試験体の取り扱い
- ・ 試験体の輸送
- ・ 試験体の採取時切断
- ・ 照射後試験施設での試験体管理
- ・ 試験片の中性子照射量評価手法
- ・ 試験体採取の詳細プロセス

■ 事業計画案の見直し

3.2.1 試験体採取仕様詳細の検討

3.2.1.1 解体後の廃炉材からの試験体採取

事業者にて実施する解体工事にて生じる廃炉材から試験体を採取する方法を調査する。なお、解体作業そのものは事業者の工程管理の下で実施する作業であるため、本研究の管理外であることから、本研究で調整できない範囲については仮定の下で前提条件を整理して調査を実施するものとする。

本節の整理内容は以下の通りとする。

- ・ 調査プロセスの整理
- ・ 解体作業を鑑みた条件の整理
- ・ 廃炉材からの試験体採取工程の整理
- ・ 材料採取時の条件の整理
- ・ 採取工法の整理
- ・ 採取時の推奨工法の整理

(1) 調査プロセスの整理

解体工程及び工事内容が未確定であること、解体工事時期が調整中であること、解体工事期間が未定であることを踏まえ、本研究として複数案の対応方針を整理しておく必要がある。そのために、本研究における整理方針を以下の通りにまとめる。

- ① 解体工程は現在検討中の段階であるため、複数の段階での試験体採取の整理を実施することで網羅性のある調査を行う。
- ② プラントでの作業や照射後試験施設での作業項目を整理することで、供試体、試験体及び試験片を採取する工程を詳細に整理することが可能となるため、現実的な現地工程を調査する。
- ③ 上記①で立案した複数の段階での供試体及び試験体採取案及び②で整理した工程における前提条件をもとに、整理すべき項目の絞り込みを実施する。
- ④ 供試体及び試験体を採取する工法を網羅的に調査し、メリットとデメリットを整理する。
- ⑤ 上記②及び③の整理結果を踏まえ、解体工法の推奨案を立案するとともに適用に向けた課題整理を実施する。

(2) 解体作業の条件

解体作業と本研究については実施体制が異なる。図 3.2.1.1(2)-1 に示すように実施体制を整理する。解体工事は、事業者にて管理の下、受託業者が工事を実施する。一方、本研究では、NRA による管理の下、電中研が材料採取と試験実施を実施することになる。したがって、解体工事との干渉が生じる工程や発電所内の取り合い部分については、事業者、NRA、電中研の 3 機関での調整が必要となる。対象機器（上部格子板及び炉心シュラウド）の解体工事实施時期は未確定な状況である、対象機器の解体工事と同調しての作業が実現するかについては不透明である一方、本研究での供試体又は試験体の取り出しについては 2026 年度に実施を計画している。このため、本研究の実施時期と対象機器の解体工事实施時期が一致しない可能性を考慮し、「対象機器の解体工事開始前（以下、「解体工事開始前」という）」「対象機器の解体工事实施後（以下、「解体工事後」という）」の 2 ケースについて整理を行うこととする。

1) 解体工事開始前

解体工事開始が 2026 年度以降となるケースを想定し、2026 年度に原子炉を開放し、炉内からの材料採取を想定する。本ケースについては、更に下記 2 ケースに分類できる。

- ・ 上部格子板及び炉心シュラウドから供試体又は試験体を直接採取するケース
- ・ 上部格子板及び炉心シュラウドから供試体を切断し、蒸気乾燥器、気水分離器仮置きプール(DSP)又は使用済み燃料プール(SFP)に移動して試験体形状への二次切断作業を実施するケース

2) 解体工事後

解体工事が 2026 年度までに完了していることを想定し、2026 年度に DSP 又は SFP から供試体及び試験体を採取することを想定する。このとき、解体工事側への調整が必要となるが、本研究に使用する部位の廃炉材を供試体へ加工してもらい、その供試体を DSP 又は SFP へ仮置きしてもらう必要がある。仮置きされた供試体を、本研究の作業で試験体へ加工する。なお、解体工事と本研究の並行作業については解体業者との調整が生じる内容であるが、1)解体工事開始前に含まれる内容となる。

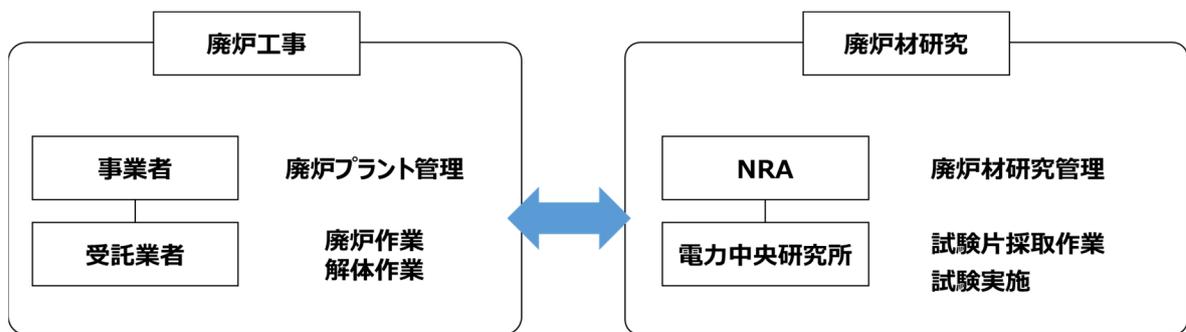


図 3.2.1.1(2)-1 廃炉工事と本研究の実施体制

(3) 廃炉材からの試験体採取工程

廃炉材からの試験体採取にあたって、全体の工程を整理する。

前述の通り、「解体工事開始前」「解体工事後」の2ケースに分けて廃炉材からの試験体採取工程を整理する。

1) 解体工事開始前の工事工程

浜岡原子力発電所1号機(H-1)の状態として、ほとんどの設備が解体前の状態であると想定して整理を実施する。図 3.2.1.1(3)-1 及び図 3.2.1.1(3)-2 に示すように、工事の大きな流れとしては、以下の通りとなる。

- ・ 炉内で材料の切出しを実施（供試体あるいは試験体の採取）
- ・ 炉内で供試体を採取した場合、SFP 又は DSP で二次切断して試験体を採取し、輸送容器に材料を収納。炉内で試験体を直接採取した場合は、そのまま輸送容器に材料を収納
- ・ 照射後試験施設への輸送
- ・ 照射後試験施設で試験片に加工・試験実施
- ・ 試験片等の返送

それぞれの作業内容を細かく整理すると、以下のような作業が必要となる。

① 炉内で材料の切出しを実施

- 原子炉開放及び上部機器(蒸気乾燥器、気水分離器、炉心シュラウド等)の撤去を実施し、上部格子板及び炉心シュラウドへのアクセスが可能な状態とする。
- 上部格子板又は炉心シュラウドから供試体を採取し複数回の切断が生じる場合、供試体の位置関係が試験体切断の段階で不明確とならないよう、刻印等の処置を実施する。座標位置の判別が出来るような処置を実施した後、供試体の切断機材を炉内へ搬入し、上部格子板又は炉心シュラウドを切断する。
- 上部格子板又は炉心シュラウドを試験体として採取する場合、切断機材を原子炉内部に搬入する。搬入した切断機材を用いて、上部格子板又は炉心シュラウドから試験体を切出す。

② SFP 又は DSP で細切断を実施し、輸送容器に材料を収納

- 上記①にて供試体として採取された材料を、SFP 又は DSP で更に切断し輸送可能な試験体加工する。そのために、SFP 又は DSP に切断用機材を搬入し、切断を実施する。上記①にて試験体を採取した場合は上記の対応は不要となる。
- 輸送容器については、照射後試験施設からサイトへ輸送しておき、大物搬入口からオペレーションフロア(オペフロ)へ移動しておく。
- 試験体への切断に合わせ、輸送容器バスケットを SFP に準備しておき、そのバスケット内部に切断された試験体を収納する。

③ 照射後試験施設への輸送

- 輸送容器はサイト大物搬入口から出荷され、試験体を照射後試験施設まで輸送する。

④ 照射後試験施設で加工・試験実施

- 照射後試験施設で受入した容器に含まれるバスケットを取り出す。バスケット内部から試験体を取り出し、試験体を試験片へ加工する。照射材の切断となるため、加工にあたっては、ホットラボ内の作業となる。
- 加工された試験体を用いて、引張試験や破壊靱性試験等の機械試験と、放射エネルギー測定を実施する。また、必要に応じて組織観察等の基礎試験も行う。

⑤ 試験片等の返送

- 試験後の試験片は照射後試験施設からサイトへの返送が必要となるため、輸送された容器又は新たな容器を準備しサイトへの返送を実施する。

2) 解体工事後の工事工程

本項では解体工事後における工事工程を整理する。解体工事後は、図 3.2.1.1(3)-3 に示すように対象の炉内構造物は原子炉圧力容器から取出しが完了しており、原子炉建屋、SFP 及び DSP は解体する前であることを前提とする。本研究としては、炉内作業は生じず、廃炉材は DSP 又は SFP に仮置きされていることを想定する。図 3.2.1.1(3)-4 に示す通り、解体工事後の作業は以下のプロセスで実施する。

- ① DSP で供試体を採取し SFP へ移動
- ② SFP で細切断により試験体への加工を実施の上、輸送容器に材料を収納
- ③ 照射後試験施設への輸送
- ④ 照射後試験施設で加工・試験実施
- ⑤ 試験片等の返送

上記の通り、炉内での作業の有無以外は、解体工事前の作業と作業工程は一致する。解体工事後においては、直接的な炉内作業は発生しないが、解体前に位置していた炉内構造物の位置・方位が判別可能であることが必要である。そのため、解体前に事業者に対して事前の調整により、刻印等の処置等を依頼しておく必要がある。

<参考文献>

- [3.2.1.1(3)-1] (株) 東芝一般向リーフレット「原子炉圧力容器・炉内構造物の保全技術」, 発行：「(株) 東芝 電力システム社 原子力事業部」(1998)

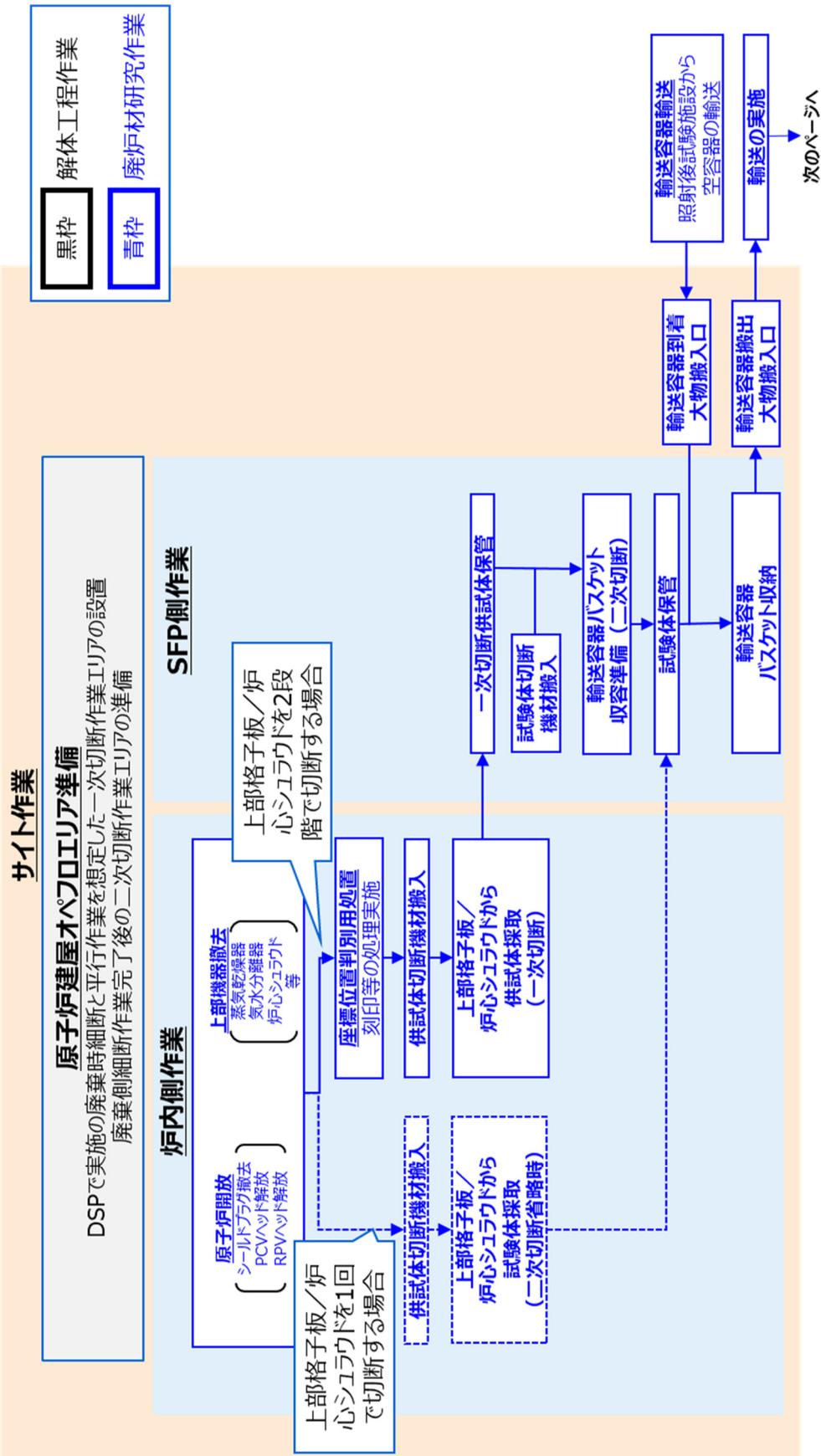


図 3. 2. 1. 1 (3) -1 解体工事開始前の工事工程 (サイト作業)

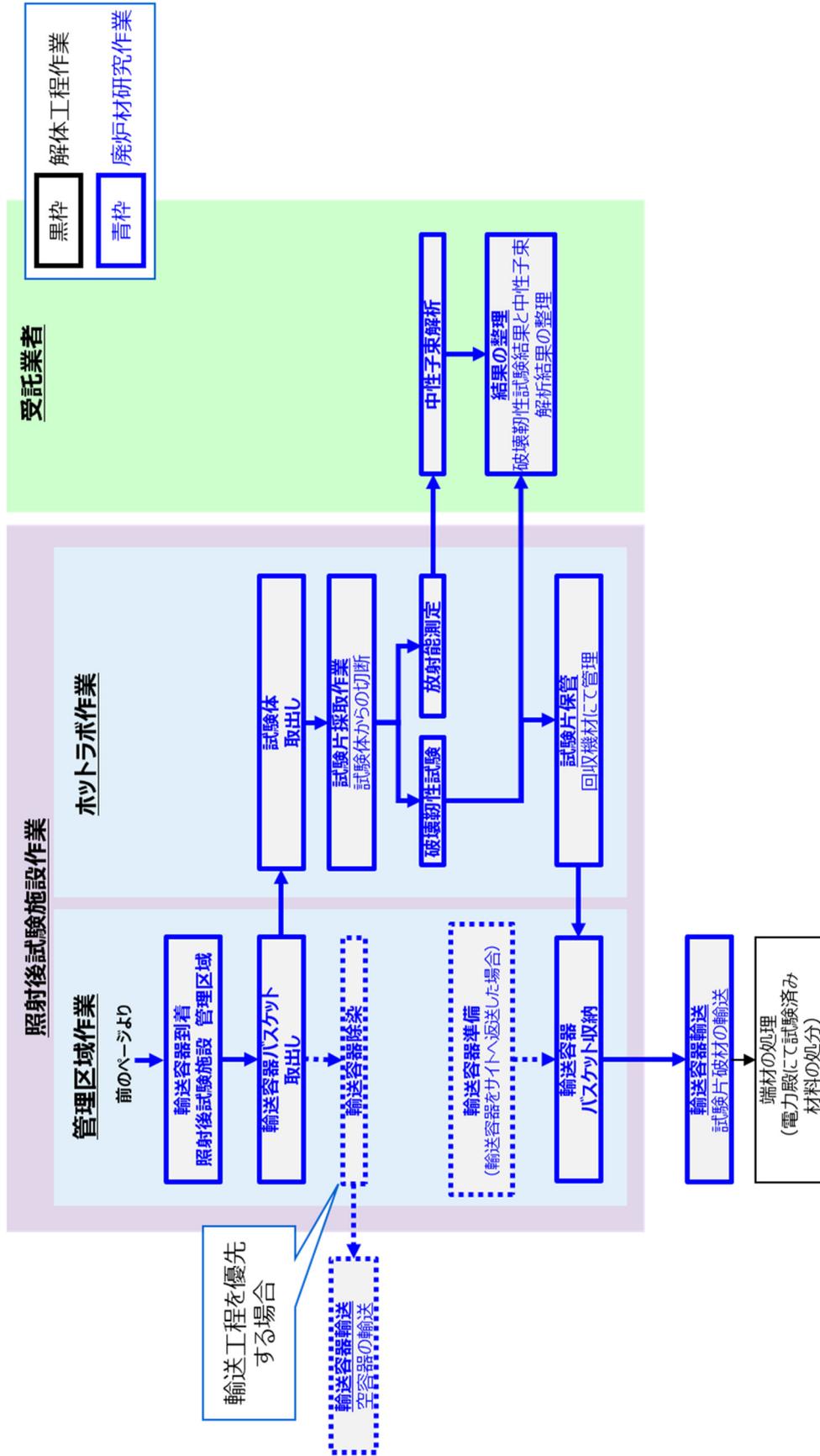


図 3.2.1.1(3)-2 解体工事開始前の工事工程 (照射後試験施設作業)

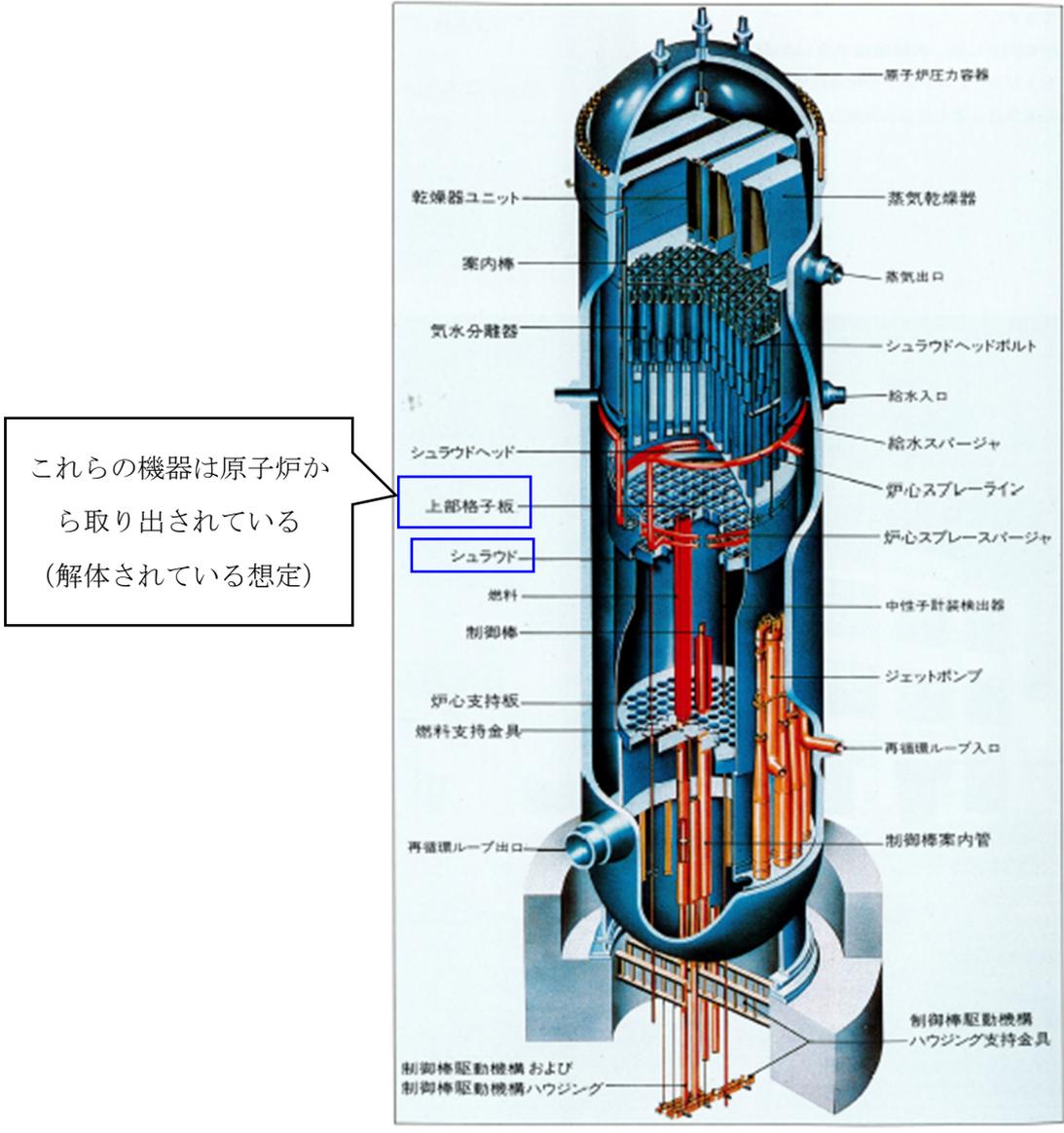


図 3.2.1.1(3)-3 解体工事後における対象機器の状況

(株) 東芝 (現在は東芝エネルギーシステムズ (株)) の一般向リーフレット「原子炉圧力容器・炉内構造物の保全技術」 [3.2.1.1(3)-1]で使用されている図を引用して作図

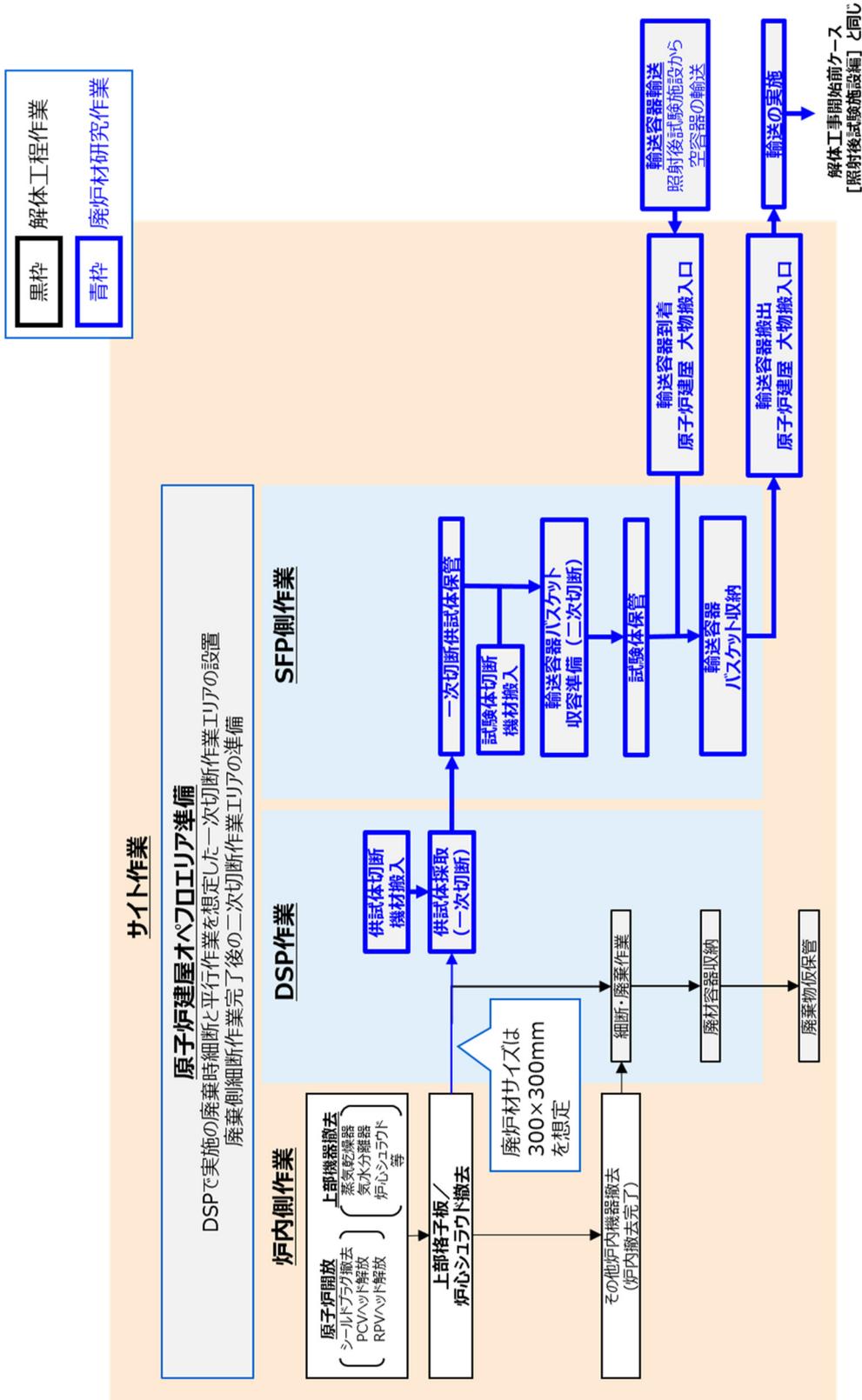


図 3.2.1.1(3)-4 解体工事開始後の工事工程 (サイト作業)

(4) 材料採取時の条件

解体工事開始前に試験体を採取する際の前提条件を表 3.2.1.1(4)-1 に、解体工事後に試験体を採取する際の前提条件を表 3.2.1.1(4)-2 に示す。

解体工事開始前に試験体を採取する場合、以下が前提条件となる。

- 工程全般として、作業エリアの確保や天井クレーンや燃料交換機が使用可能。
- 炉内作業において上部格子板／炉心シュラウドから一次切断として供試体を採取する場合、又は二次切断までを含め試験片を採取する場合、RPV 開放済みであり、蒸気乾燥器、シュラウドヘッドが取り外されており、採取位置候補位置において炉内機器等の干渉がない。
- 炉内作業において一次切断として供試体を採取した後、供試体を SFP 又は DSP に移動し試験体採取のための二次切断を実施する場合、SFP 又は DSP 内に切断機材が投入できる空間があること。
- サイトでの輸送容器の受入／搬出において、大物搬入口からの受入れ／搬出が可能であること。
- 試験体の輸送において、規定の放射エネルギーを超えないこと。
- 照射後試験施設での試験体の受入れにおいて、照射後試験施設内の保管庫の容量を超えないこと。

解体工事後に試験体を採取することを整理した場合、以下が前提条件となる。

- 工程全般として、作業エリアの確保や天井クレーンや燃料交換機が使用可能。
- 上部格子板／炉心シュラウドの撤去の際には、座標位置が確認できる状態であることが必要である。このため、本研究側で打刻機材等を準備し、撤去の際に打刻して管理できる運用とする必要がある。また、靱性回復の原因となりうる影響(過大な入熱等)がないこと。
- 打刻された当該の材料を SFP 又は DSP に移動し、供試体へ加工、試験体への加工を実施する際には、SFP 又は DSP 内に切断機材が投入可能であること。
- サイトでの輸送容器の受入／搬出において、大物搬入口からの受入れ／搬出が可能であること。

- 試験体の輸送において、規定の放射エネルギーを超えないこと。
- 照射後試験施設での試験体の受入れにおいて、照射後試験施設内の保管庫の容量を超えないこと。

表 3.2.1.1(4)-1 解体工事開始前の前提条件

工程	作業エリア	前提条件	備考
全般	オペフロ DSP SFP	オペフロでの作業エリアが確保できること 天井クレーン／燃料交換機が使用できること	切断機材等を搬入するため、「廃炉材研究」だけ対応できる期間があると理想的 天クレ: 輸送容器の移動に使用 燃交: 実機工事に使用
上部格子板／炉心シュラウドから供試体(一次切断)又は試験体採取(二次切断)	炉内	RPV 開放済みであり、蒸気乾燥器、シュラウドヘッドが取り外されていること 採取位置候補位置において炉内機器の干渉がないこと	
試験体採取(二次切断) (炉内で一次切断のみを実施した場合)	DSP	DSP 内に切断機材が投入できる空間があること	DSP に仮置きされている機器(蒸気乾燥器、シュラウドヘッド)との干渉回避が必要
サイトでの輸送容器受入れ／搬出	大物搬入口	大物搬入口からの受入れ／搬出が可能であること	現場の工事との調整により解消可能と想定
試験体の輸送	—	規定の放射エネルギーを超えないこと	
照射後試験施設での試験体受入れ	照射後試験施設	照射後試験施設内の保管庫の容量を超えないこと	他工事との干渉も調整が必要

表 3.2.1.1(4)-2 解体工事後の前提条件

工程	作業エリア	前提条件	備考
全般	オペフロ DSP SFP	オペフロでの作業エリアが確保できること 天井クレーン／燃料交換機が使用できること	切断機材等を搬入するため、「廃炉材研究」だけ対応できる期間があると理想的
上部格子板／炉心シュラウドの撤去	炉内	上部格子板、炉心シュラウドの座標位置が確認できる状態であること 靱性回復の原因となりうる影響(過大な熱影響等)がないこと。	廃炉材研究側で打刻機材の準備が必要
供試体採取(一次切断)	DSP	DSP 内に切断機材が投入できる空間があること	DSP に仮置きされている廃炉材との干渉回避が必要
サイトでの輸送容器受入れ／搬出	大物搬入口	大物搬入口からの受入れ／搬出が可能であること	廃炉工程次第では大物搬入口が使えないかもしれないため、確認が必要
試験体の輸送	—	規定の放射エネルギーを超えないこと	
照射後試験施設での試験体受入れ	照射後試験施設	照射後試験施設内の保管庫の容量を超えないこと	他工事との干渉も調整が必要

(5) 採取工法

本項では、一次切断、二次切断に関し、水中作業を前提とした試験体採取工法を整理する。整理に当たっては、機械的工法と熱的工法に分類し、技術内容、切断速度、二次的廃棄物の整理等を実施する。さらに、作業時の環境（炉内作業か SFP 又は DSP 等の加工エリア）を考慮する。

- ・ 機械的工法:AWJ*1、ディスクソー、バンドソー、ワイヤーソー
- ・ 熱的工法:レーザ切断、プラズマ切断、EDM*2切断

*1 AWJ: Abrasive Water Jet

*2 EDM: Electrical Discharge Machining

水中作業を前提とした機械的工法の整理結果を表 3.2.1.1(5)-1 に、熱的工法の整理結果を表 3.2.1.1(5)-2 に示す。機械的工法は、工法により切断速度が異なるが概ね高速である。一方で、ワークの固定方法や切削粉が発生することから、切削粉の管理方法を調査する必要がある。熱的工法のうち、レーザ切断とプラズマ切断は、加工速度は速いが溶融ドロスが発生するため、試験片採取にあたっては材料への熱的影響を調査する必要がある。EDM 切断は加工速度が低速であるが、溶融ドロスの発生はなく、また熱的影響も殆ど無いことがメリットであり、実機プラントにおいての採用が多数ある工法である。上記整理結果を踏まえ、各種工法の試験体への影響、採取工事に向けた作業性の整理結果を表 3.2.1.1(5)-3 に示す。機械的工法のうち AWJ は加工精度の観点から、熱的工法のうちレーザ切断及びプラズマ切断は熱的影響の観点から本工事には適さないことが確認された。

表 3.2.1.1(5)-1 水中作業を前提とした機械的工法の整理結果

	技術解説	特徴	切断速度/消耗品	二次発生廃棄物
アブレイシブ ウォータージェット切断 (AWJ)	<p>高圧ジェット切断で噴射される超高压水に、砥粒を混合し、砥粒による研削効果を併用してワークを切断する。高圧ジェットよりも切断可能な材料、板厚範囲が広がり、高圧ジェット洗浄では切断できなかった金属なども切断が可能。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・切断幅が非常に狭いため、放射化した材料の切断粉・残渣が最小限に抑えられる ・切断方向の自由度が高く、反動が少ないため、ロボット化、遠隔化が容易 ・熱切断に伴う煙や排ガスが発生しない ・他の方法に比べて二次廃棄物が多い 	<p>切断断面積 5～6cm²/min</p> <p>砥粒 高圧ジェットオリフィス</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・除去された部分が切りくずとして発生(切断長 1m あたり 30～100cm³(板厚 20mm))切断に使用した砥粒が切りくずに混ざって発生 ・切りくずの約 20～30 倍 ・二次発生廃棄物の管理が必要
ディスクソー	<p>ワークを固定し、円盤状の鋸刃を切断部分に沿って回転させ、ワークを切削加工して切断する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・プール内で使いやすく、メンテナンスが容易 ・切断機器のための水浄化系追加不要 ・安全で、最適化された、試験済みの切断機器 ・塑性変形させて切断するため、切り粉はほとんどでない。 ・遠隔操作を前提とした切断工法である。 	<p>ワークに依存するが、15～150m/min 程度</p> <p>工具の交換頻度はワーク負荷(材質・板厚)に依存 交換頻度:中</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・切削粉(切りくず)が発生(少) ・切断長 1m あたり 30～60cm³(板厚 20mm) ・二次発生廃棄物の管理が必要
バンドソー	<p>固定されたワークに対し、帯状の鋸刃を横断させワークを切削加工して切断する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・プール内で使いやすく、メンテナンスが容易 ・切断機器のための水浄化系追加不要 ・一般的に切断速度小、鋸刃の冷却要、刃交換煩雑、反力大 ・装置の大型化及び反復して切断することにより、厚板の切断も可能 ・切断性能は対象物の材質、切断長さに左右されるため、それに応じた鋸刃及び鋸刃ピッチを選定する必要がある。 	<p>15～80 m/min 程度送り 50mm/min 程度</p> <p>帯状鋸刃(交換頻度は比較的多い) 交換頻度:多</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・切削粉(切りくず)が発生(少) ・切断長 1m あたり 20～32cm³(板厚 20mm) ・二次発生廃棄物の管理が必要
ワイヤーソー	<p>被切断物にダイヤモンドワイヤーをまわし、切断機を移動して鋸引き(押し)により切断する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・被切削物の形状に制限されず圧大断面の切断可能。 ・機器の配置や切断方向をガイドプーリで容易に調整が可能。 ・水中構造物の切断も可能。 	<p>2～4 cm²/min</p> <p>ワイヤーの交換頻度は比較的少ない</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・切削粉(切りくず)発生(少) ・切断長 1m あたり 300cm³ 程度(板厚 20mm) ・二次発生廃棄物の管理が必要

表 3.2.1.1(5)-2 水中作業を前提とした熱的工法の整理結果

	技術解説	特徴	切断速度/消耗品	二次発生廃棄物
レーザー切断	<p>レーザーを集光し、ワークを溶融させ溶融物を飛散して切断する。</p> <p>薄板切断の場合カーフ巾が小さいことから二次廃棄物の発生が少ない。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・熱的切断技術の中では、二次廃棄物の発生量が比較的少ない ・レーザー切断技術の効率は高く、解体や廃止措置計画に利用するのに優れた方法である 	<p>厚さに依存するが、100～1m/min 程度 (厚さ 5～25mm)</p> <p>アシストガス(酸素、空気、窒素など)</p> <p>交換部品は殆ど無いが、発振器で交換部品あり。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ドロス発生あり(ただしプラズマ切断などと比較し少量)
プラズマ切断	<p>電極とワーク間にアーク放電させ、高温のプラズマ気流により切断部を溶融させ、同時に溶融物を除去して切断する。アーク放電の形態により導電性、非導電性材料の切断が可能。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・高速切断 (5cm 厚の板で 25 cm/min)切断厚さが厚い ・切断面が比較的滑らか ・水中で遠隔作業可能 	<p>2m/min 程度</p> <p>板厚 16mm 時</p> <p>アルゴン、水素、圧縮空気、窒素などのプラズマ作動ガス電極(タングステン製)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・切断速度は速いが、溶融ドロスがブラケットに付着するなどのデメリット大きい
EDM 切断	<p>電極とワーク間に高周波パルス放電を発生させ、パルス毎にワークを局部的に溶融させ切断する。</p> <p>二次廃棄物の発生が少ない。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ケーブル長の影響(放電電流の立上り特性の低下) ・水深による影響(スラッジ搬出性の低下) ・スラッジの回収(インプロセス吸引) ・電極消耗率(大(純水中)) ・実機プラントでの採用多数 	<p>3.1～3.3mm/min</p> <p>電極</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・電極幅がそのまま除去され、スワフとなって発生するため吸引装置が必要

表 3.2.1.1(5)-3 各種工法の試験体への影響、採取工事に向けた作業性の整理

	試験片への影響		作業性			評価
	熱的影響	加工精度	アクセス性	加工速度	工具交換	
機械的工法 ・AWJ	未確認	低	アクセス性の調査が必要	中	ほぼ無し	・他の機械工法と比較して加工精度が低く、工法として適切ではない。 ・熱的影響を確認する必要がある。
機械的工法 ・ディスクソー ・バンドソー ・ワイヤーソー	未確認	高	アクセス性の調査が必要	高	中	・AWJと比較して加工精度が高い。 ・熱的影響を確認する必要がある。
熱的工法 ・レーザー切断 ・プラズマ切断	大	低	アクセス性の調査が必要	高	低	・熱的影響が大きいこと、ドロスの発生の観点から、工法として適切ではない。 ・加工精度が低い。
熱的工法 ・EDM 切断	ほぼ無	高	実績あり	低	低	・熱的影響がほぼ無いことから試験体採取時の工法として適切。 ・多くのプラントでの実績あり。

(6) 採取時の推奨工法の検討

本項では、(4)項の材料採取時の前提条件の整理、及び(5)項の採取工法の整理結果を踏まえて、本研究に適した試験体採取時の推奨工法を検討する。検討にあたっては、解体工事開始前に試験体を採取する場合と、解体工事後に試験体を採取する場合を考慮する。

1) 解体工事開始前

解体工事開始前においては、前提条件に示したように試験体採取対象である上部格子板と炉心シュラウドは炉内に設置された状況である。このため、実施内容として、炉内設置の状況で試験体を採取する工法と、供試体採取（一次切断）の上、供試体を SFP 又は DSP に移動、その後、試験体採取（二次切断）を実施する場合が考えられる。解体工事開始前の試験体採取工法の検討結果を表 3.2.1.1(6)-1 に示す。炉内設置の状況で試験体を採取する場合においては、狭隘環境での作業となること、試験体に熱的影響を与えないこと、加工度が要求されることから、EDM 加工が推奨される。炉内設置の状況で供試体採取（一次切断）の上、供試体を DSP に移動、その後、試験体採取（二次切断）を実施する場合においては、一次切断では、機械的工法のうち、加工精度及び速度の観点から、ディスクソー、バンドソー、ワイヤーソーを用いることも可能と考えられる。なお、狭隘環境での作業が可能となる装置構成とし、試験体への熱的影響範囲の確認が必要となる。供試体から試験体採取を行う二次切断においては、試験体に熱的影響を与えないこと、加工精度が要求されることから、EDM 加工が推奨される。なお、炉心シュラウドからの供試体及び試験体採取にあたっては、上部格子板が取り外されていない場合は炉心内側（炉心シュラウド内部）からのアクセスは難しいため、炉心外側（炉心シュラウド外部）からの採取を実施することになる。この場合、図 3.2.1.1(6)-1 に示すように、炉内機器（炉内配管、スパージャ類、ジェットポンプ）との干渉を考慮した採取箇所の確認が必要となる。また、工法の観点とは異なるが、試験体の判別のため、適切なタイミングでの試験体への打刻や管理方針の策定等が必要となる。

2) 解体工事後

解体工事後の試験体採取工法の検討結果を表 3.2.1.1(6)-2 に示す。解

体工事開始後においては、供試体採取対象となる上部格子板とシュラウドが300×300mm程度の大きさの廃炉材となり DSP に設置された状況であることを想定する。廃炉材からの供試体採取（一次切断）にあたっては、供試体に過大な熱的影響を与えないこと、加工精度が要求されることから、試験体採取にあたっては、試験体に熱的影響を与えないこと、加工精度が要求されることから、EDM 加工が推奨される。なお、取り扱いが困難と判断される場合には、機械的工法のうち、ディスクソー、バンドソー、ワイヤーソーを用いて一次切断を計画する場合は考えられ、この場合には試験体への熱的影響範囲の確認が必要となる。二次切断作業にあたっては、一次切断よりも熱的影響を抑えつつ加工精度を高める必要があり、厳しい条件での加工が求められるため、EDM 加工が推奨される。また、工法の観点とは異なるが、廃炉工事側に打刻機材を提供し、試験体採取対象となる上部格子板とシュラウドを解体する際に解体工事側で打刻する必要がある。なお、試験体の判別のための打刻等も必要となる。

<参考文献>

- [3.2.1.1(6)-1] (株) 東芝社外向けリーフレット「原子炉圧力容器・炉内構造物の保全技術」, 発行：「(株) 東芝 電力システム社 原子力事業部」(1998)

表 3.2.1.1(6)-1 推奨される解体工事開始前の採取工法

工法	供試体採取 (一次切断)	試験体採取 (二次切断)	備考
ケース① 炉内設置の状況で試験体を 採取する工法	—	EDM* (炉内作業)	試験体への打刻等 が必要
ケース② 炉内から供試体採取後、試 験体採取する工法	ディスクソー バンドソー ワイヤーソー (炉内作業)	EDM (SFP 又は DSP 作業)	試験体への打刻等 が必要

*: 炉心シュラウドからの供試体採取にあたっては、炉内機器(炉内配管、スパージャ類、ジェットポンプ)との干渉を考慮した採取箇所の調査が必要である。

表 3.2.1.1(6)-2 推奨される解体工事後の採取工法

工法	供試体採取 (一次切断)	試験体採取 (二次切断)	備考
廃炉工事で切出され た廃炉材から試験体 を採取する工法	EDM* (SFP 又は DSP 作 業)	EDM (SFP 又は DSP 作 業)	試験体への打刻等 が必要

*: EDM 加工が困難である場合は、ディスクソー、バンドソー、ワイヤーソーを用いて一次切断を計画する

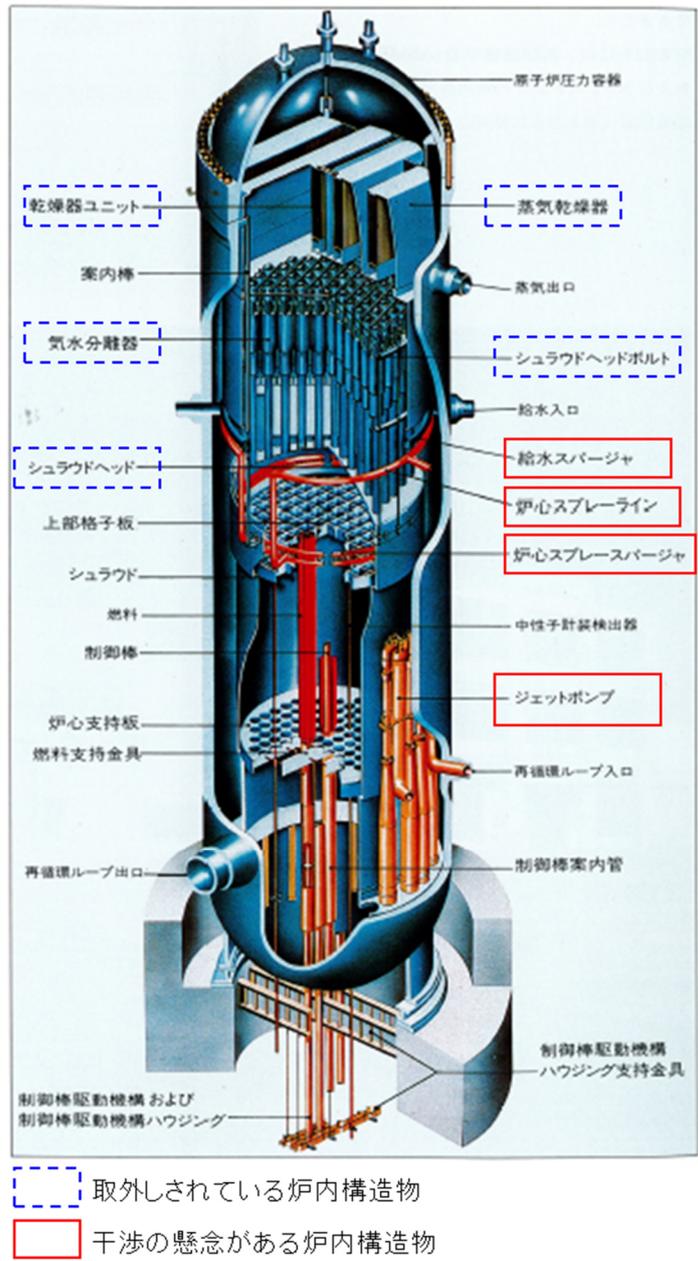


図 3.2.1.1(6)-1 解体工事開始前の炉内構造物の状況 (採取時の留意点)

(株) 東芝 (現在は東芝エネルギーシステムズ (株)) の一般向リーフレット「原子炉压力容器・炉内構造物の保全技術」 [3.2.1.1(6)-1]で使用されている図を引用して作図

3.2.1.2 試験体の取り扱い

(1) 試験体保管方法

試験体の一時保管先として SFP や DSP が考えられる。解体工事前においても、実施後においても、各プールに仮置きされた機器（解体工事開始前であれば蒸気乾燥器や気水分離器等、解体工事後であれば廃炉材）があると想定されるため、保管場所の確保も必要となる。

保管にあたっては、機器移動等に伴うプール内の水の揺動により、位置ずれや倒れ、場合によっては紛失を防ぐ処置として、簡易的なバスケットをプール内に設置することが好ましい。

さらに、試験体へ加工をした後に、取り違えが起きないように刻印処置が必要となる。

3.2.1.3 試験体の輸送

(1) 輸送容器の整理

令和3年度に整理した国内の核燃料輸送物の定義^[3.2.1.3(1)-1]を整理して図3.2.1.3(1)-1に示す。本研究での輸送にあたっては、昨年度研究の報告内容に基づき、A型輸送物の輸送容器での輸送を前提とする。なお、照射後試験施設が保有する輸送容器^[3.2.1.3(1)-1]を表3.2.1.3(1)-1に示す。

- 令和3年度の調査によりA型輸送物の輸送でも十分な寸法の試験体を輸送できることが確認できていること。
- B型輸送物の輸送にあたっては容器及び輸送の許認可手続きのために相応の時間と費用を要する

表3.2.1.3(1)-1に示すように、収納部寸法が最も大きいA型輸送物の輸送容器③の使用を想定する。A型輸送物の輸送容器はボトムエントリー型とトップエントリー型の2種類があるが、輸送容器③はボトムエントリー型である。試験体はSFPに仮置きされたバスケットに収納した後に、バスケットを輸送容器に収容する。バスケットは底部に水切り用の穴を有しており、SFP内の水をできるだけ輸送容器内に持ち込まない構造を採用している。輸送容器をサイト内に搬入する手順を以下に示す。

- ① 輸送容器を積載した車両を、H-1原子炉建屋の大物搬入口より受入れ、輸送容器を搬入する。
- ② 輸送容器を天井クレーンに取り付ける。
- ③ 輸送容器をオペフロまで吊り上げ、オペフロ上に輸送容器を仮置きする。
- ④ 輸送容器にバスケット昇降電動駆動装置等を取り付けて、輸送容器内に試験体を収納できるように準備を行う。

試験体を輸送容器へ収容する作業手順を以下の通り示す。ここで、試験体の収納作業は主にサイト側の作業員が行うので、輸送時におけるサイトの現場の状況や作業員の経験等に依存する内容も多く、事前に十分に検討し最適な作業計画を立てて実施する必要がある。なお、サイト作業に必要な条件については3.2.1.3(2)項に記載する。

1) 輸送容器のSFP上への移動

- ① 輸送容器に取り付けてある吊具のワイヤを天井クレーンのフックに取り付ける。

- ② 輸送容器を吊り上げる。
- ③ 試験体が保管されている SFP 上へ水平移動する。移動位置は、輸送容器下部のシャッター開閉用ハンドルにオペフロ作業員の手が届く距離とする。

2) 試験体の収納準備

- ① オペフロ作業員が手動にてシャッター開閉用ハンドルを回してシャッターを開放状態とする。
- ② 天井クレーンにて輸送容器下面が SFP 水面上約 10 cm となるまで下降し、プール水に接しないように保持する。
- ③ バスケット昇降用制御盤のスイッチを操作して輸送容器内のバスケットを下降する。SFP 壁面にバスケットを置ける台座(ステージ)が有る場合は台座上に吊り下し、台座が無い場合は試験体の近くまで吊り下した状態とする。

3) 試験体の収納

- ① オペフロ作業員が手動で試験体を吊るしているロープ又はワイヤ等を操作し試験体をバスケット上部からバスケット内へ収納する。収納時は試験体の位置を調整する目的で棒状の治具等を使用する場合もある。
- ② ロープ又はワイヤ等はあらかじめ取り外しを想定して取り付けてあり、試験体をバスケットに収納した後に取り外す。
- ③ 制御盤のスイッチを操作し試験体が収納されたバスケットを輸送容器内部まで上昇させる。バスケットが輸送容器内部の上部まで上昇した位置で停止する。
- ④ 試験体及びバスケットに付着している水分の水切りを行うため、輸送容器下部開放した状態で SFP 上に約 30 分間保持する。なお、バスケットの下部は水分(水滴)が抜けるように複数の穴が開いている。
- ⑤ オペフロ作業員が手動にてシャッター開閉用ハンドルを回してシャッターを閉状態とし、試験体が輸送容器の遮蔽体内に収納された状態となる。

4) 輸送容器のオペフロ作業エリアへの移動

- ① 試験体を収納した輸送容器を吊り上げ、水平移動して元のオペフロ作業エリアへ着座させる。
- ② バスケット昇降電動駆動装置等を取り外す。
- ③ 必要に応じて汚染検査及び除染等の処置を行い、輸送日まで仮置きする。

<参考文献>

- [3.2.1.3(1)-1] 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）」，原子力規制庁，令和4年3月

表 3.2.1.3(1)-1 照射後試験施設が保有する A 型輸送物の輸送容器の寸法^[3.2.1.3(1)-1]

A 型輸送物の輸送容器	容器寸法 (cm)	容器重量 (ton)	収納部寸法 (cm)	備考
輸送容器①	約 φ 62×約 70	約 1	約 φ 10×約 20	
輸送容器②	約 98×約 98×約 110	約 3.2	約 φ 21×約 47	
輸送容器③	約 φ 140×約 220	約 7	約 φ 21×約 85	本研究での使用を想定
輸送容器④	約 40×約 40×約 53	約 0.5	約 φ 8×約 10	

(昨年度本事業報告書の引用であり許諾不要)

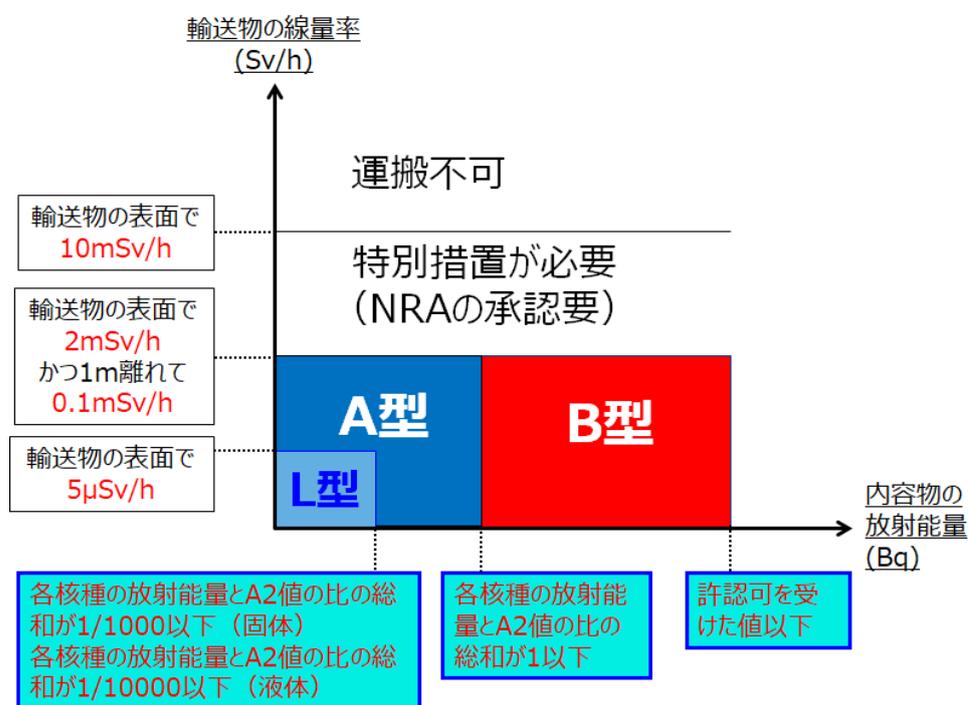


図 3.2.1.3(1)-1 核燃料輸送物の定義^[3.2.1.3(1)-1]

(昨年度本事業報告書の引用)

(2) 輸送に必要な条件

試験体を輸送するためには、以下の観点での整理を実施した。

- ・ 輸送関連法規
- ・ 輸送容器への試験体の収容
- ・ 輸送容器及び試験体を取り扱う(操作する)ための設備
- ・ 照射後試験施設の受け入れ

1) 輸送関連法規

試験体の輸送の計画及び実行にあたっては、「核燃料物質等車両運搬規則」(昭和 53 年 12 月 28 日運輸省令第 72 号) 及びその関連規則、「道路交通法」(昭和 35 年 6 月 25 日法律第 105 号) 等の関連法規を遵守する必要がある。また、試験体の輸送は「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(昭和 32 年法律第 166 号) に基づき実施する必要がある。

2) 輸送容器への試験体の収容

本項では、輸送容器収容寸法まで切り出した試験体の取り扱いに関する内容を整理する。試験体の寸法は、輸送容器に収容可能な寸法、かつ、A 型輸送物の輸送の場合は輸送物に含まれるそれぞれの核種の放射エネルギーとその核種の A2 値の比の総和が 1 以下に制限される。輸送時の寸法と輸送対象の体積より導かれる放射エネルギーの関係を図 3.2.1.3(2)-1～図 3.2.1.3(2)-3 に示す。上部格子板の試験体を 2026 年度に上部格子板を A 型輸送物で輸送する場合、試験体の内外面の表面積は 13000 mm² 以下と評価される。また、2028 年度に炉心シュラウドを A 型輸送物で輸送する場合、試験体の面積は 10000 mm² までと評価される。一例としては、一度に以下の寸法までの試験体輸送が可能である。^[3.2.1.3(2)-1]

上部格子板: 約 110mm×約 110mm×約 10mm(実厚)

炉心シュラウド: 約 100mm×約 100mm×約 40mm(実厚)

約 Φ 120mm×約 40mm(実厚)

ここで、上部格子板に関しては、格子状の形状であることから、角柱形状の寸法を記載している。DSP 又は SFP で仮置きされた供試体に取り違いが生じないように事前の刻印等の処置が実施されていることが必要となる。廃炉材あるいは供試体から試験体を採取する場合には加工が

必要となる。加工方法に関しては試験片に対して熱的影響を与えない工法の採用が好ましい。このため、機械的工法を採用した場合にはディスクソー又はバンドソー、熱的工法を採用した場合には EDM が推奨される。

3) 輸送容器及び試験体を取り扱う（操作する）ための設備

輸送容器及び試験体の取り扱いのため、必要となる設備を表 3.2.1.3(2)-1 に示す。輸送容器を搬出入するためには輸送容器積載用車両の出入りが可能となるよう、原子炉建屋大物搬入口の空間を確保しておく必要がある。輸送容器は約 7ton の重量物であるため、天井クレーンを用いての操作を実施する。そのため、天井クレーンの操作ができるよう調整することが必要となる。輸送容器は一時仮置きとして、大物搬入口近傍の 1 階フロア及びオペフロを使用するため、これらの空間確保も必要となる。試験体をバスケットへ封入するため、SFP 内にステージのような台座があるとバスケットの取手を横に倒せるので試験体を真上から装荷可能であり作業性上望ましい。なお、台座の設置が困難な場合は、バスケットの取手を避けて試験体を斜め上から装荷する等の作業性を確認しておく必要がある。輸送容器に設置されたバスケットを昇降するために、電動駆動装置が設置されている。この電動駆動装置を使用するために、サイト内の電源設備を使用する必要がある。廃炉材から採取された供試体は DSP 又は SFP で仮置きされると想定される。いずれにおいても、供試体の取違いが無いように事前の刻印等の処置が実施されていることを前提とする。

4) 照射後試験施設の受け入れ

試験体を照射後試験施設に輸送するにあたって、照射後試験施設に受け入れ可能な容量が確保できているかの確認が必要である。照射後試験施設の受け入れ及び仮保管における制限は、放射線量にて制限されることになる。

<参考文献>

- [3.2.1.3(2)-1] 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）」，原子力規制庁，令和4年3月

表 3.2.1.3(2)-1 輸送容器及び試験体の取り扱いに必要な設備

設置場所	設備	備考
原子炉建屋	大物搬入口	輸送容器積載用車両の受入と、大物搬入口近傍のエリア確保も必要
	天井クレーン	輸送容器の操作に必要
オペレーションフロア	—	作業エリアの確保が必要
	電源設備	バスケット昇降電動駆動装置の駆動に必要
SFP 又は DSP	ステージ	バスケットの仮置きのために設置が必要。 試験体の装荷作業において干渉物がないことが必要。

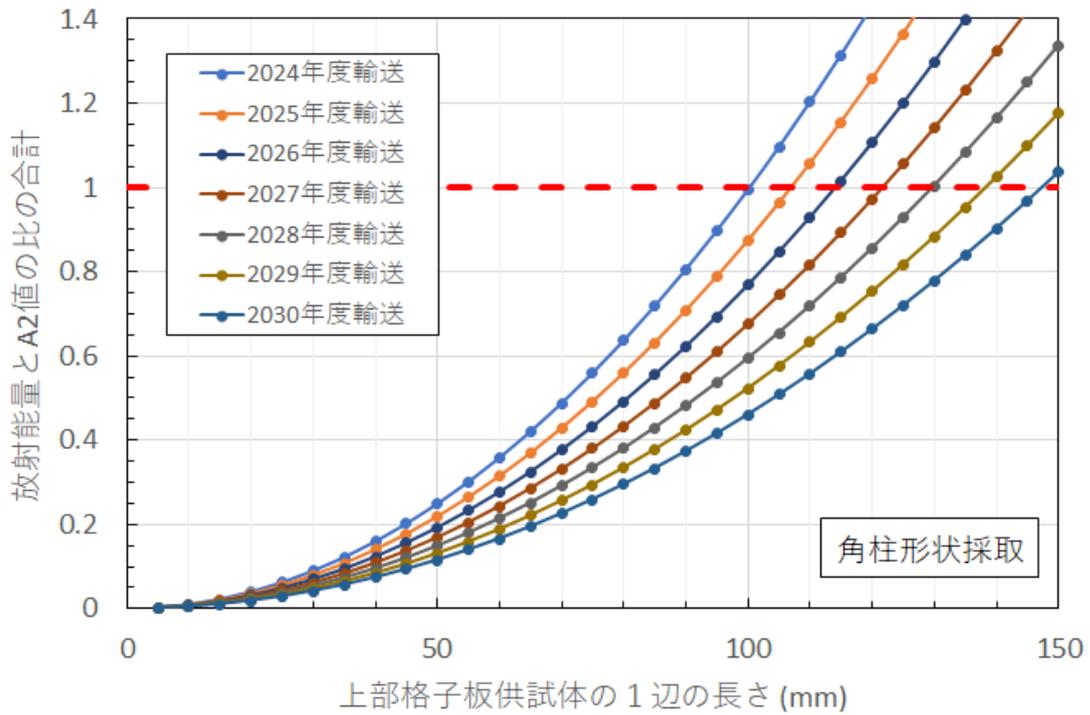


図 3. 2. 1. 3(2)-1 供試体の寸法と各核種の A2 値との比の合計の関係

(上部格子板、角柱形状) [3. 2. 1. 3(2)-1] (昨年度本事業報告書の引用)

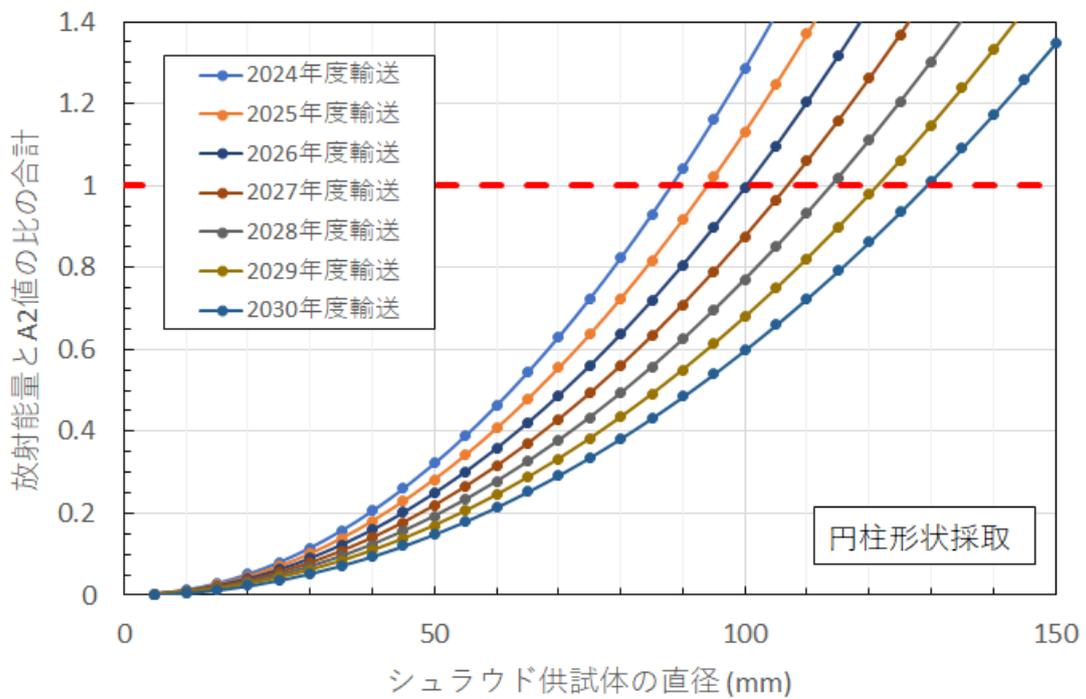


図 3. 2. 1. 3(2)-2 供試体の寸法と各核種の A2 値との比の合計の関係

(炉心シュラウド、円柱形状) [3. 2. 1. 3(2)-1] (昨年度本事業報告書の引用)

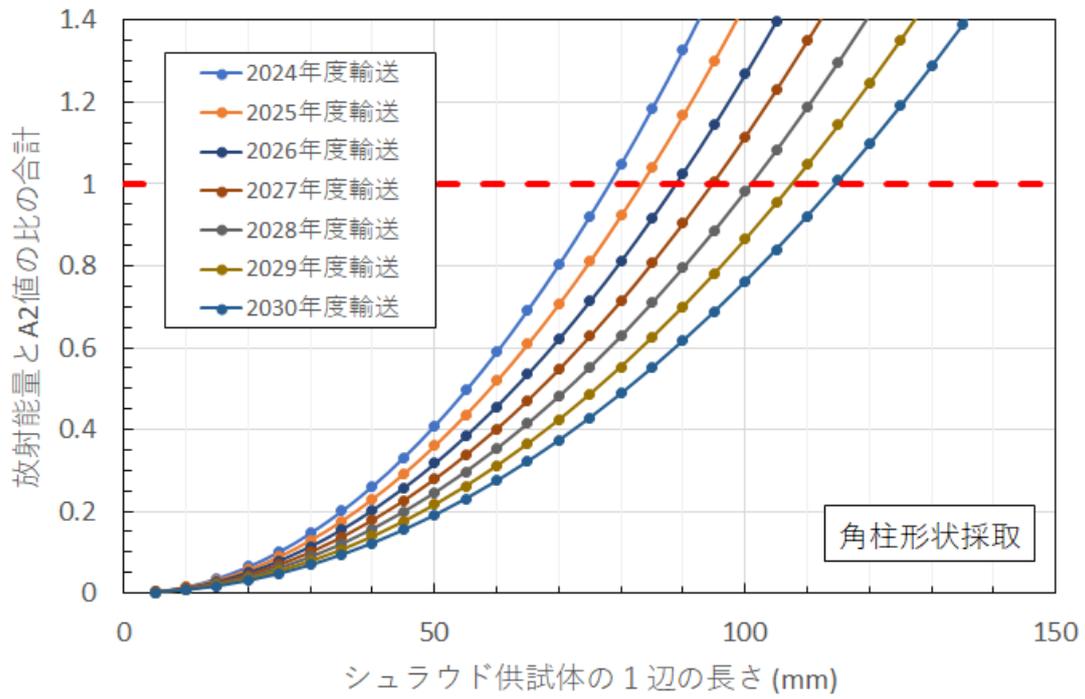


図 3.2.1.3(2)-3 供試体の寸法と各核種の A2 値との比の合計の関係

(炉心シュラウド、角柱形状) [3.2.1.3(2)-1] (昨年度本事業報告書の引用)

(3) 輸送計画案

2026 年度に上部格子板を対象とすることを想定して輸送計画の推奨案を整理する。

本研究においては、解体工事の状況が未確定であるため、原子炉建屋内の状況も想定が困難な状況である。そのため、前項で想定したように、原子炉建屋、オペレーションフロア及び、SFP の設備が使用でき、空間的余裕も十分あると想定する。また、同時に 2 つの容器で輸送することは輸送管理の観点で調整が必要となるため、輸送容器は 1 回につき 1 つの試験体のみ輸送するものとして想定する。対象プラントからの試験体輸送においては、容器準備、輸送、封入、荷受け、次回輸送準備が必要となることから、1 週間程度が必要と想定する。試験に必要な試験片の物量は未定であり、輸送の物量が決まっていないが、複数回の輸送を想定し、仮に 3 回分の輸送が必要となる場合の輸送計画案を図 3.2.1.3(3)-1 に示す。

【第 1 週】

- ① L 型輸送物の輸送: 照射後試験施設から H-1 へ空の A 型輸送物を輸送する。
- ② 輸送容器封入: H-1 サイト内で輸送容器へ試験体を収容する。
- ③ A 型輸送物の輸送: H-1 から照射後試験施設へ試験体を収容した輸送容器を A 型輸送物として輸送する。
- ④ 荷受け: 照射後試験施設で A 型輸送物を受入れ、試験体を取り出し、容器を除染する。
- ⑤ 次回輸送準備: 容器取扱い治工具の確認等を実施する。

【第 2 週以降】

第 1 週での処置と同様。

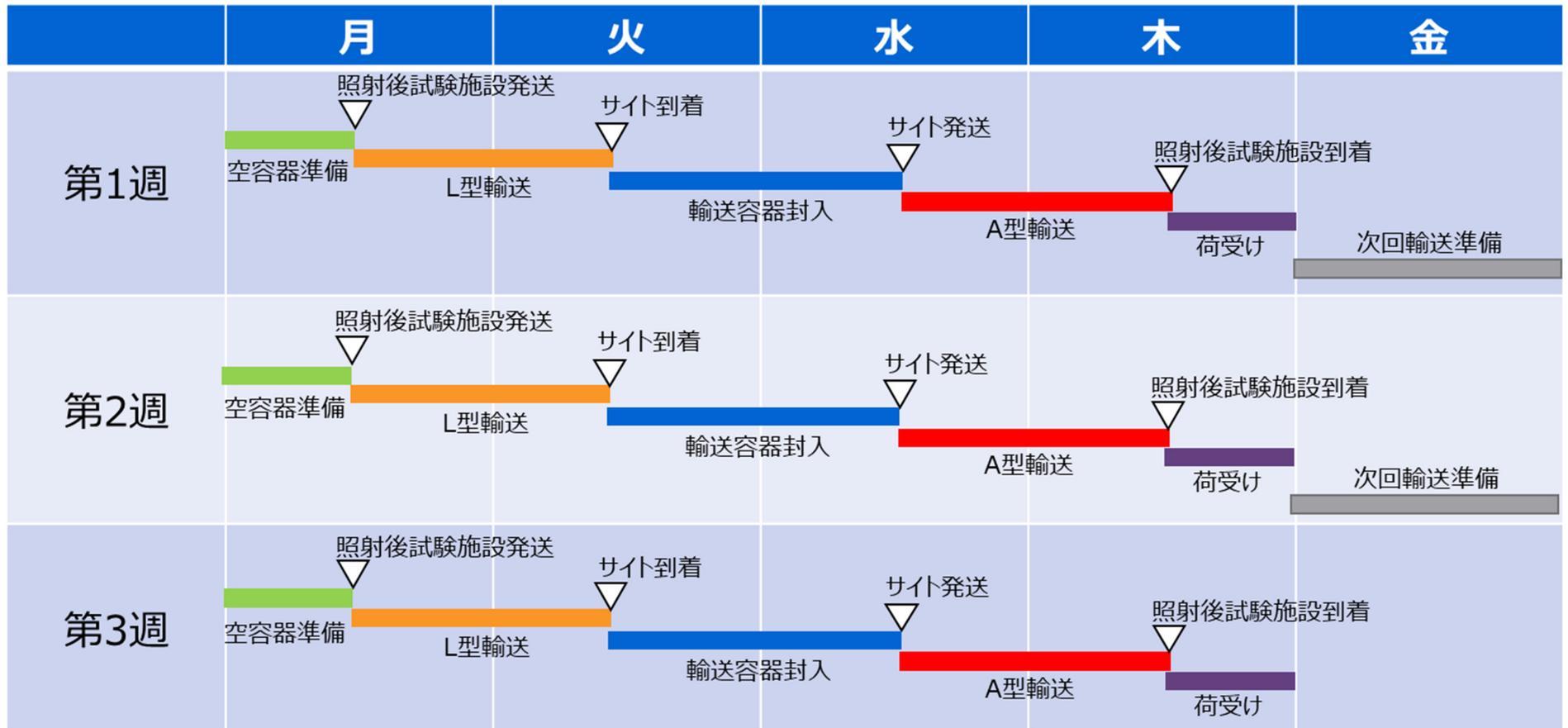


図 3.2.1.3(3)-1 輸送計画案 (3回輸送の場合)

3.2.1.4 試験片の採取時切断

3.2.1.1 項において、「供試体及び試験体を採取するにあたって工法の観点や様々な制約条件を考慮したときに工事としての成立性」や「推奨する工法」の点で整理を実施した。本項においては、「靱性低下に係る研究」に資する試験片を採取するために必要となる項目を整理する。

(1) 試験片採取時切断の条件

試験片の採取時切断の調査における前提条件を以下に示す。

1) 対象機器

対象機器は、H-1 の上部格子板及び炉心シュラウドである。

2) 輸送方法

試験体の輸送方法としては 3.2.1.3 章に記載した通り A 型輸送物の輸送を前提とする。

3) 輸送時期

輸送時期として、以下を想定する。

- ・ 上部格子板： 2026 年度以降
- ・ 炉心シュラウド： 2028 年度以降

4) 輸送物の放射エネルギー

令和 3 年度の調査では、A 型輸送物での試験片輸送の成立性を確認することを目的に、上部格子板及び炉心シュラウドから円柱形状もしくは角柱形状での試験体採取（厚さはそれぞれの機器の実厚）を想定し、A 型輸送物で輸送可能な試験体寸法を整理した。

今年度は試験体の形状も含めた最適な試験体採取仕様の整理を行う。それぞれの機器の実厚を前提とした場合の A 型輸送物での輸送が可能な試験体の面積の整理結果を図 3.2.1.4(1)-1 及び図 3.2.1.4(1)-2 に示す。上部格子板の試験体を 2026 年度に A 型輸送物での輸送する場合、試験体の内外面の表面積は 13000 mm² 以下と評価される。また、炉心シュラウドの試験体を 2028 年度に A 型輸送物で輸送する場合、試験体の面積は 10000 mm² までと評価される。なお、例えばこれらの試験体の面積の計算値の 90%程度を上限とした試験体寸法の整理や、材料内での中性子束の減衰の考慮など、A 型輸送の際に輸送物の放射エネルギーと A2 値の比の合計が確実に 1 を超えないよう、必要に応じて適切な余裕を見込む

必要がある。

5) 輸送容器

3.2.1.3(1)項に示す通り、照射後試験施設が保有する A 型輸送物の輸送容器のうち、輸送容量が最も大きい A 型輸送物の輸送容器③の使用を想定する。A 型輸送物の輸送容器③の収納部寸法は、約 $\phi 210\text{mm} \times 850\text{mm}$ である。

また、照射後試験施設である日本核燃料開発（株）が保有する水密容器の内寸は、約 $\phi 163\text{mm} \times 300\text{mm}$ である。水密容器は照射後試験施設において放射化した材料を水中で保管する際に用いる容器である。試験体を A 型輸送物として照射後試験施設へ輸送した後、切断せずに水密容器に保管する工程の場合は、水密容器の内寸も制約条件として加味する必要がある。

6) 試験片の形状及び寸法

中性子照射によるオーステナイト系ステンレス鋼の靱性の低下の評価に必要な試験片の種類、形状及び寸法を以下に示す。

- ・ 引張試験片：引張試験に関する規格や、過去に実施された照射材研究での実績に基づき選定する。中性子照射を受けたオーステナイト系ステンレス鋼の引張試験への適用実績^[3.2.1.4(1)-1]のある、長さ 44mm、厚さ 2mm の平板試験片（図 3.2.1.4(1)-3）とする。
- ・ 破壊靱性試験片：これまでの実績が多く、破壊靱性試験方法が確立していることから C(T)試験片を使用する。令和 3 年度の調査において、中性子照射を受けたオーステナイト系ステンレス鋼の 288℃での引張試験データ及び弾塑性破壊靱性試験データの文献値を用いて、C(T)試験片のサイズをパラメータとして弾塑性破壊靱性の Validity の計算を行い、Valid な試験結果が得られると考えられる試験片サイズを求めた。その結果より、0.5T-C(T)よりも大きな試験片であれば Valid な破壊靱性データを取得できる見込みが得られたことから、試験片サイズは 0.5T-C(T)試験片を基本とする。ただし、炉心シュラウドにおいては、1T-C(T)試験片を用いるケースも併せて考慮する。
- ・ 組織観察用試験片：評価の一環として組織観察用の試験片も必要となるが、試験体から各種試験片を採取する際の端材が活用できることか

ら、今回の試験体の調査においては特段の考慮は不要とする。

- ・ 照射量確認用試験片：各試験片の照射量の評価に必要となるが、試験体から各種試験片を採取する際の端材が活用できることから、今回の試験体の調査においては特段の考慮は不要とする。ただし、上部格子板においては試験体の詳細採取位置を決定するにあたり、各種試験片を採取するための試験体とは別に照射量確認用の試験体を採取することとする。
- ・ 破壊靱性試験片の採取方向：破壊靱性に及ぼす試験片採取方向の影響の把握の観点から、L-T 方向（C(T)試験片への荷重負荷方向が圧延方向であり、亀裂進展方向が圧延直交方向となる試験片採取方位）及び T-L 方向（C(T)試験片への荷重負荷方向が圧延直交方向であり、亀裂進展方向が圧延方向となる試験片採取方位）の試験片を採取する。ただし、両方向の試験片採取が難しい場合は、L-T 方向よりも T-L 方向の破壊靱性が小さいという既往知見^[3.2.1.4(1)-2]を鑑み、T-L 方向の試験片採取の方を優先度高とする。

<参考文献>

- [3.2.1.4(1)-1] 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）」，原子力規制庁，令和4年3月
- [3.2.1.4(1)-2] Hayashi, T., et al., “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, PVP2019-93441, (2019).

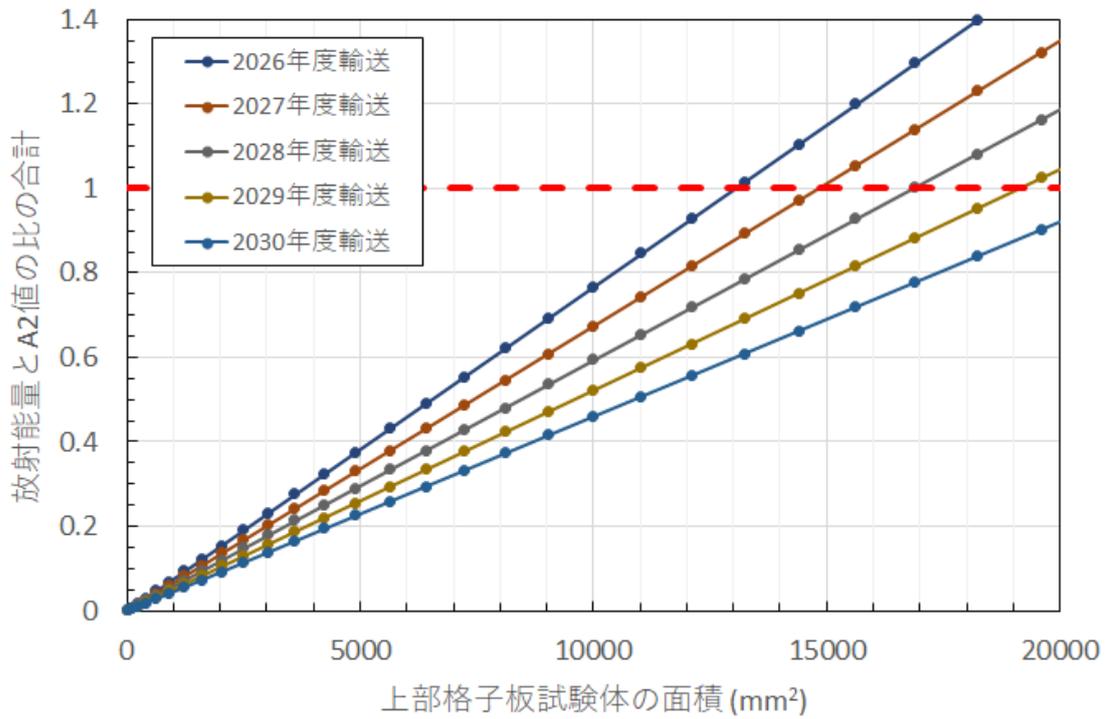


図 3.2.1.4(1)-1 A型輸送物となる上部格子板試験体の面積（厚さは実厚を想定）

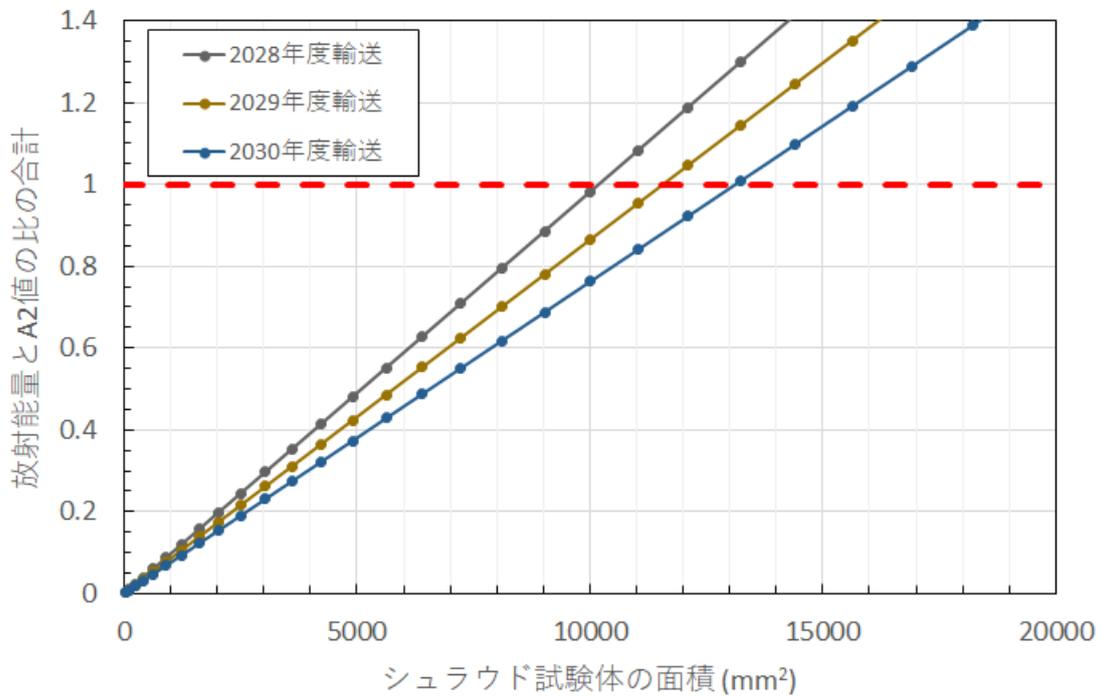
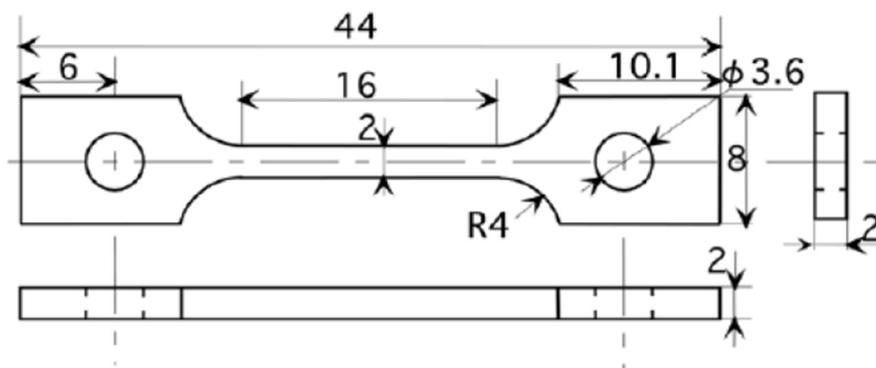


図 3.2.1.4(1)-2 A型輸送物となる炉心シュラウド試験体の面積（厚さは実厚を想定）



(単位:mm)

図 3.2.1.4(1)-3 引張試験片^[3.2.1.4(1)-1] (昨年度本事業報告書の引用)

(2) 試験片のターゲット照射量

令和3年度の調査結果より、上部格子板及び炉心シュラウドから採取可能な試験体の照射量範囲として以下が考えられた。

- 炉心シュラウド
 - 高さ方向：中間部胴の中性子照射量が高い範囲
 - 周方向：中性子照射量が所定の値となる部位
 - 照射量範囲：～1.3 dpa 程度（1 dpa = 7×10^{24} n/m²）
- 上部格子板
 - 炉心中心軸近傍で径方向中性子束分布がほぼ一様となる範囲
 - 照射量範囲：～5 dpa 程度（1 dpa = 7×10^{24} n/m²）

この調査結果に基づき、電中研にて図 3.2.1.4(2)-1 に示すターゲット照射量領域 I～V を設定した^[3.2.1.4(2)-1]。

- ・ 照射量領域 I

維持規格において 165 MPa√m の破壊靱性が規定されている照射量域の低照射量側である。炉心シュラウドから採取する試験体の使用が想定される。なお、本領域は上部格子板も含まれると想定されるため、必要に応じ上部格子板の採取も計画可能と想定される。
- ・ 照射量領域 II

維持規格において 165 MPa√m の破壊靱性が規定されている照射量域の高照射量側である。炉心シュラウドから採取する試験体の使用が想定される。なお、本領域は上部格子板も含まれると想定されるため、必要に応じ上部格子板の採取も計画可能と想定される。
- ・ 照射量領域 III

維持規格において 43.2 MPa√m の破壊靱性が規定されている照射量域の低照射量側である。炉心シュラウド及び上部格子板から採取する試験体の使用が想定される。
- ・ 照射量領域 IV

維持規格における 43.2 MPa√m 相当の破壊靱性データが取得されている照射量域である。上部格子板から採取する試験体の使用が想定される。

- ・ 照射量領域V

H-1 の炉内構造物材料から採取可能な最大の照射量域である。上部格子板から採取する試験体の使用が想定される。

中性子照射を受けるオーステナイト系ステンレス鋼の破壊靱性値は、線形破壊力学評価法を適用する場合の評価クライテリアとして使用される。維持規格において、中性子照射を受けるオーステナイト系ステンレス鋼に線形破壊力学評価法の適用が規定されているのは照射量が $3 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ (約 0.43 dpa) 以上の場合である。従って、維持規格が規定する破壊靱性値の検証の観点からは、照射量が $3 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ (約 0.43 dpa) 以上の範囲からの試験体採取の整理が必要となる。

<参考文献>

- [3.2.1.4(2)-1] 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))」, 原子力規制庁, 令和4年3月

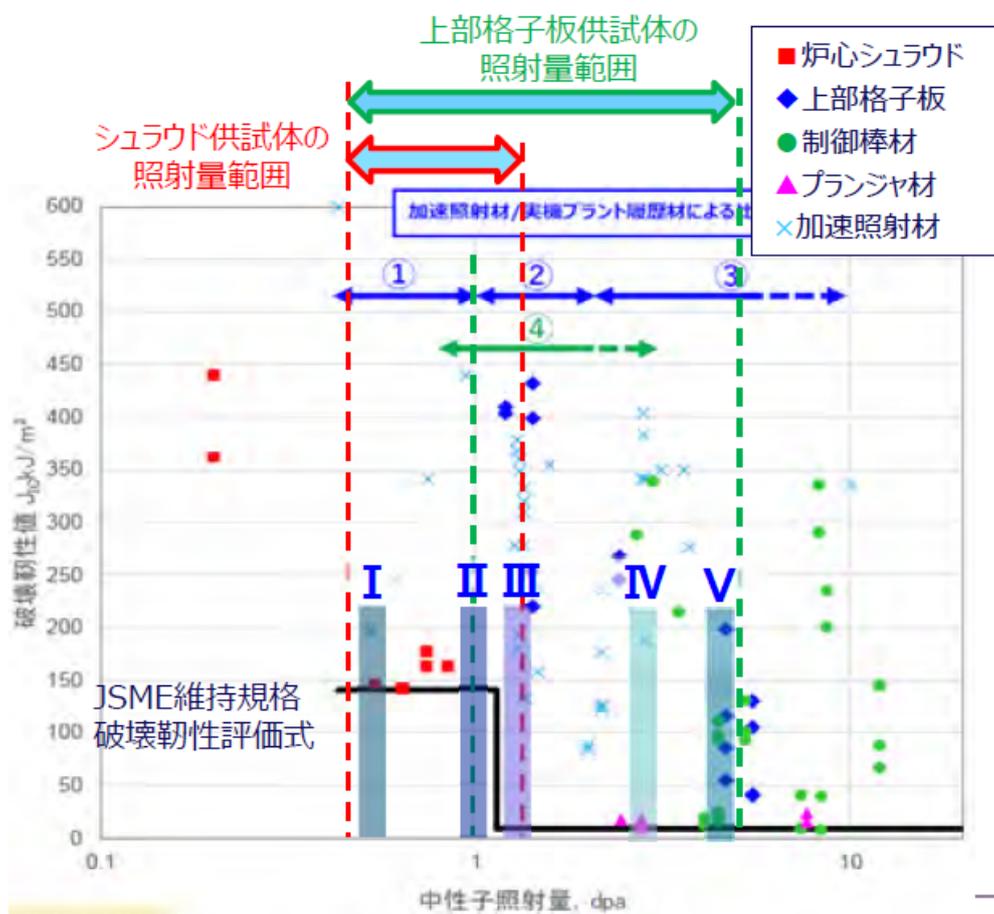


図 3.2.1.4(2)-1 靱性低下研究におけるターゲット照射量 (案) [3.2.1.4(2)-1]
 (昨年度本事業報告書の引用)

(3) 上部格子板からの切出し方法

1) 基本採取案の策定

上部格子板試験体からの試験片の基本採取案として、図 3.2.1.4(3)-1 に示すように、225mm×50mm の実厚試験体から L-T 方向及び T-L 方向の 0.5T-C(T)試験片を 2 個ずつ採取し、更にそれらに対応する引張試験片を 2 個ずつ採取する案を策定した。上部格子板は、運転中に下方から中性子照射を受けるため高さ方向の照射量の分布が生じる。基本採取案に則り、水平方向に複数の試験片を採取することにより同じ照射量レベルの試験片を採取することができる。また、この試験体の面積は 11250 mm²であり、上部格子板の試験体を 2026 年度に A 型輸送物の輸送をする場合の試験体の面積上限 13000 mm² 以下であり、かつ照射後試験施設が保有する A 型輸送物の輸送容器③及び水密容器にも収納可能である。

2) 照射量領域Ⅲ～Ⅴに対応する試験体採取案の策定（その 1）

令和 3 年度に調査した上部格子板炉心中心軸近傍の照射量評価結果に基づき、照射量領域Ⅲ～Ⅴに対応する試験体採取案を策定した。試験体採取案（その 1）を図 3.2.1.4(3)-2 に示す。照射量領域Ⅲ～Ⅴに対応する位置より、225mm×50mm の試験体を採取する。合わせて、上部格子板の高さ方向の照射量分布を把握するための照射量確認用試験体を採取する。各種試験体採取の大まかな手順は以下となる。

- ① 上部格子板下端より、照射量領域Ⅴに対応する試験体を採取する
- ② 上部格子板より、照射量確認用試験体を採取する
- ③ 照射量領域Ⅴに対応する試験体と照射量確認用試験体を、照射後試験施設へ A 型輸送物の輸送をする【A 型輸送物の輸送 1 回目】
- ④ 照射量確認用試験体を用いて、上部格子板の高さ方向の照射量分布を評価する
- ⑤ 照射量分布の評価結果に基づき、照射量領域Ⅲ及びⅣに対応する試験体の採取位置を決定する
- ⑥ 上部格子板より、照射量領域Ⅲ及びⅣに対応する試験体を採取する。
- ⑦ 照射量領域Ⅲ及びⅣに対応する試験体を照射後試験施設へ A 型輸送物の輸送をする【A 型輸送物の輸送 2 回目及び 3 回目】

ここで、照射量確認用試験体の幅を 5 mm とした場合、照射量確認用試験体の面積は約 1650 mm² となる。照射量領域Vの試験体と照射量確認用試験体の面積を合算しても 12900 mm² であり、上部格子板の試験体を 2026 年度に A 型輸送物の輸送をする場合の試験体の面積上限 13000 mm² 以下となることから、照射量領域Vの試験体と照射量確認用試験体を一度に A 型輸送物を輸送できる可能性もあると考えられる。

3) 照射量領域Ⅲ～Vに対応する試験体採取案の策定（その 2）

試験体採取案（その 1）の場合、手順③にて照射量領域Vに対応する試験体と照射量確認用試験体の A 型輸送物の輸送を実施した後、手順④及び⑤にて上部格子板の高さ方向の照射量分布の評価結果に基づいて照射量領域Ⅲ及びⅣに対応する試験体の採取位置を決定することとなる。そのため手順③の A 型輸送物の輸送と手順⑦の A 型輸送物の輸送の間には相応の期間が空くことが懸念される。試験体採取案の策定（その 2）では、上部格子板の上方にいくほど中性子照射量が低下する、すなわち材料の放射エネルギーが低下することを考慮し、A 型輸送物の輸送の間隔を極力空けない試験体採取案を策定した。試験体採取案（その 2）を図 3.2.1.4(3)-3 に示す。照射量領域Vの試験体寸法は、試験体採取案（その 1）と同様、225mm×50mm である。一方、照射量領域Ⅲ及びⅣの試験体寸法は、放射化量の低下を考慮し、それぞれ 225mm×100mm 及び 225mm×75mm とする。なお、225mm×100mm であっても、照射後試験施設が保有する A 型輸送物の輸送容器③及び水密容器に収納可能である。試験体採取案（その 2）の場合、その 1 と比べて試験体採取に要する切断の回数を削減することが可能となる。また、各種試験体採取の大まかな手順を以下に示すが、その 1 と比べて A 型輸送物の輸送の間隔を縮めることが可能と考えられる。

- ① 上部格子板下端より、照射量領域Vに対応する試験体を採取する
- ② 上部格子板より、照射量確認用試験体を採取する
- ③ 照射量領域Vに対応する試験体と照射量確認用試験体を、照射後試験施設へ A 型輸送物の輸送をする【A 型輸送物の輸送 1 回目】
- ④ 上部格子板より、照射量領域Ⅲ及びⅣに対応する試験体を採取する

- ⑤ 照射量領域Ⅲ及びⅣに対応する試験体を照射後試験施設へA型輸送物の輸送をする【A型輸送物の輸送2回目及び3回目】
- ⑥ 照射量確認用試験体を用いて、上部格子板の高さ方向の照射量分布を評価する
- ⑦ 照射量分布の評価結果に基づき、照射量領域Ⅲ及びⅣに対応する試験体からの各種試験片採取位置を決定する。

4) 試験体切出し時の推奨工法

試験体切出しにあたっては、3.2.1.1(6)項の整理結果の通り、解体工事開始前と解体工事後のそれぞれにおいて切出し工法の推奨に基づき、熱的工法においてはEDM、機械的工法においてはディスクソー、バンドソー、ワイヤーソーによる切出しを推奨する。

上部格子板の切出しにあたっては、切出し治工具のアクセス性は確保しやすい点が挙げられるが、輸送上の制限から比較的小さい試験体の採取が求められることになるため、熱的影響や加工精度の懸念が小さいEDM加工の採用が推奨される。

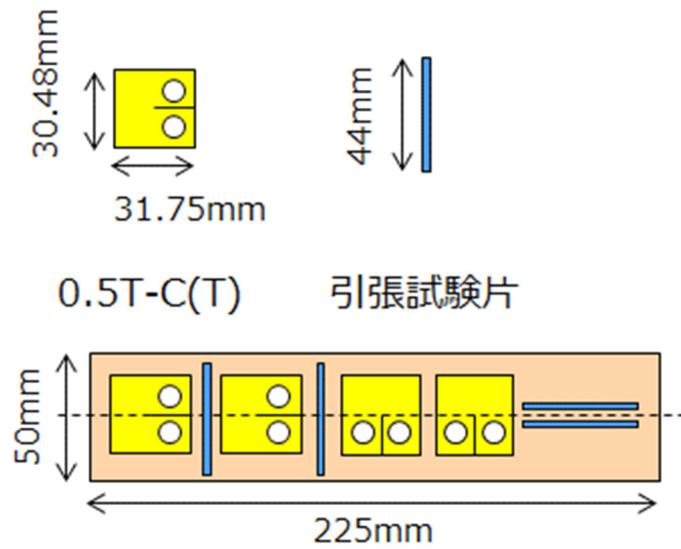


図 3. 2. 1. 4 (3)-1 上部格子板試験体からの引張及び破壊靱性試験片の基本採取案

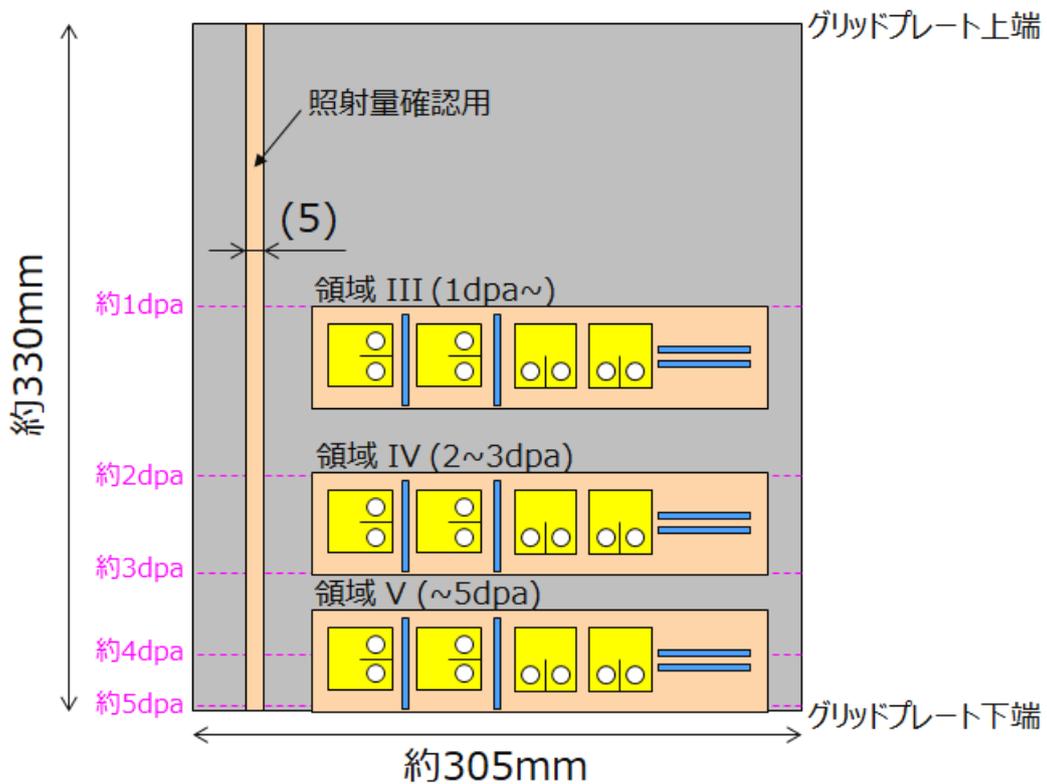


図 3. 2. 1. 4 (3)-2 照射量領域Ⅲ～Ⅴに対応する上部格子板試験体採取案 (その 1)

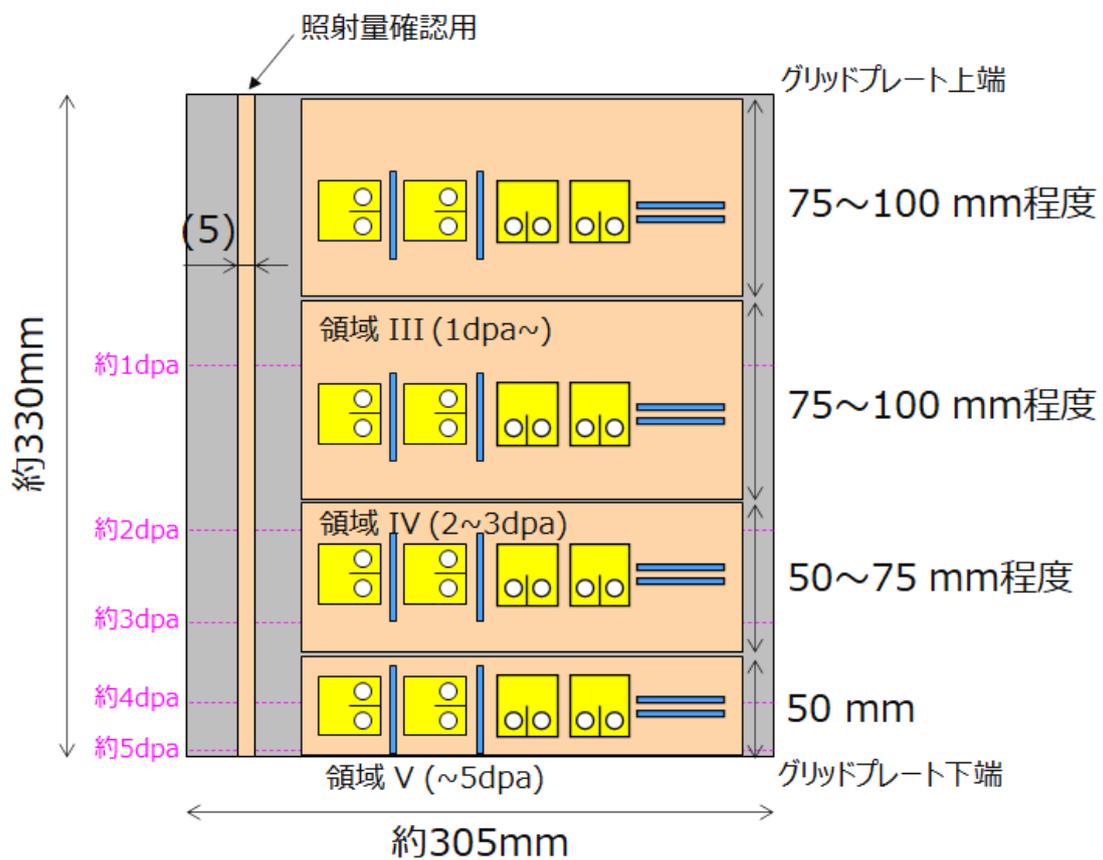


図 3.2.1.4(3)-3 照射量領域Ⅲ～Ⅴに対応する上部格子板試験体採取案（その2）

（板幅の寸法 50mm、75mm、100mm は一例）

(4) 炉心シュラウドからの切出し方法

1) 基本採取案の策定

炉心シュラウド試験体からの試験片基本採取案を図 3.2.1.4(4)-1 に示す。令和 3 年度の調査同様、試験体サイズは $\phi 100 \text{ mm}$ の円柱形状、又は $100 \times 100 \text{ mm}$ の角柱形状とする。

破壊靱性試験片として 0.5T-C(T)試験片を用いる場合、1 個の試験体から計 8 個の 0.5T-C(T)試験片を採取することができる。ここで、8 個のうち 4 個は炉心シュラウド内面側の(1/4)t 位置であり、残りの 4 個は炉心シュラウド外面側の(1/4)t 位置である (t: シュラウド厚さ)。

破壊靱性試験片として 1T-C(T)試験片を用いる場合、1 個の試験体から 1 個の 1T-C(T)試験片を採取することができる。

2) 炉心シュラウドの中性子照射量分布

令和 3 年度の調査結果より、炉心シュラウド中間部胴の中性子照射量が高い範囲においては炉心シュラウド鉛直方向の中性子照射量はほぼ一様であることが分かっている。一方、炉心シュラウドの周方向には燃料の配置に起因する中性子照射量の分布があることが分かっている。炉心シュラウド内表面、内表面から(1/4)t 位置、内表面から(1/2)t 位置、及び内表面から(3/4)t 位置における周方向の照射量分布を図 3.2.1.4(4)-2 に示す。なお、周方向の照射量分布は 45 度範囲の分布の対称の繰返しとなることから、代表して 0 度から 45 度範囲の照射量分布を示す。内表面から(1/4)t 位置及び内表面から(3/4)t 位置は、0.5T-C(T)試験片を採取する際の試験片厚さ中央位置である。内表面から(1/2)t 位置は、1T-C(T)試験片を採取する際の試験片厚さ中央位置である。また、図中には線形破壊力学評価法の適用が求められる照射量の下限である 0.43 dpa を赤点線で示す。

3) 照射量領域 I ~ III に対応する試験体採取案の策定 (その 1)

破壊靱性試験片として 0.5T-C(T)試験片を用いる場合の照射量領域 I ~ III に対応する試験体採取案を策定した。試験体採取案 (その 1) を図 3.2.1.4(4)-3 に示す。周方向の照射量分布が比較的フラットな領域 2 カ所から 100mm 寸法の試験体を採取する案とした。1 カ所は、照射量領域 II 及び III に対応する試験体であり、内表面から(1/4)t 位置が照射量領域 III に、内表面から(3/4)t 位置が照射量領域 II に概ね対応する。もう 1

カ所は、照射量領域Ⅰ及びⅡに対応する試験体であり、内表面から(1/4)t位置が照射量領域Ⅱに、内表面から(3/4)t位置が照射量領域Ⅰに概ね対応する。

上記の2カ所から1個ずつの試験体を採取した場合、照射量領域Ⅲに対応する0.5T-C(T)試験片が4個、照射量領域Ⅱに対応する0.5T-C(T)試験片が8個、照射量領域Ⅰに対応する0.5T-C(T)試験片が4個採取可能と考えられる。更に多くの試験片数が必要となる場合は、前述の通り、炉心シュラウド鉛直方向の中性子照射量はほぼ一様であることから、炉心シュラウド鉛直方向に複数の試験体を採取する案も考えられる。

4) 照射量領域Ⅰ～Ⅲに対応する試験体採取案の策定(その2)

破壊靱性試験片として1T-C(T)試験片を用いる場合の照射量領域Ⅰ～Ⅲに対応する試験体採取案を策定した。試験体採取案(その2)を図3.2.1.4(4)-4に示す。周方向の照射量分布が比較的フラットな領域から100mm寸法の試験体を採取することを考えた場合、照射量領域Ⅱ及びⅢに対応する試験体の採取が可能と考えられる。一方、照射量領域Ⅰに対応する試験体の採取を行う場合には比較的照射量の分布が急峻な領域からの試験体採取の実施が必要となる。

1T-C(T)試験片を用いる場合は1個の試験体から採取できる1T-C(T)試験片は1個である。そのため、炉心シュラウド鉛直方向に複数の試験体を採取し、A型輸送物の輸送(ピストン輸送)することが必須になると考えられる。

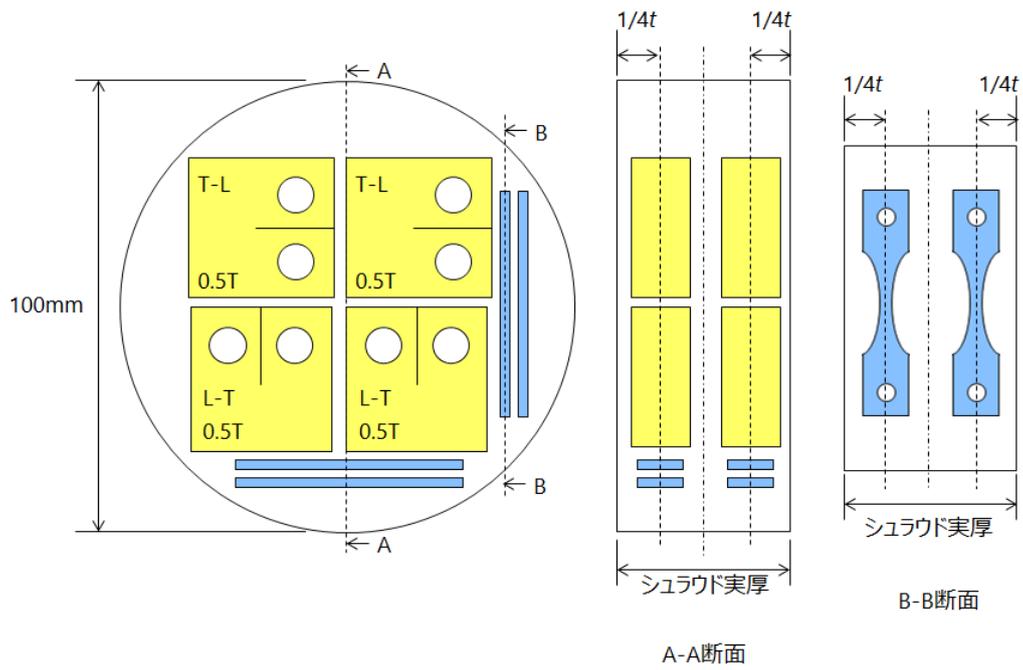
試験体採取案(その1)と(その2)を比較すると、確保できる試験片の個数やA型輸送物の輸送の回数等の観点から、0.5T-C(T)試験片を用いる(その1)の方が実現性、成立性が高いものと判断される。

5) 試験体切出し時の推奨工法

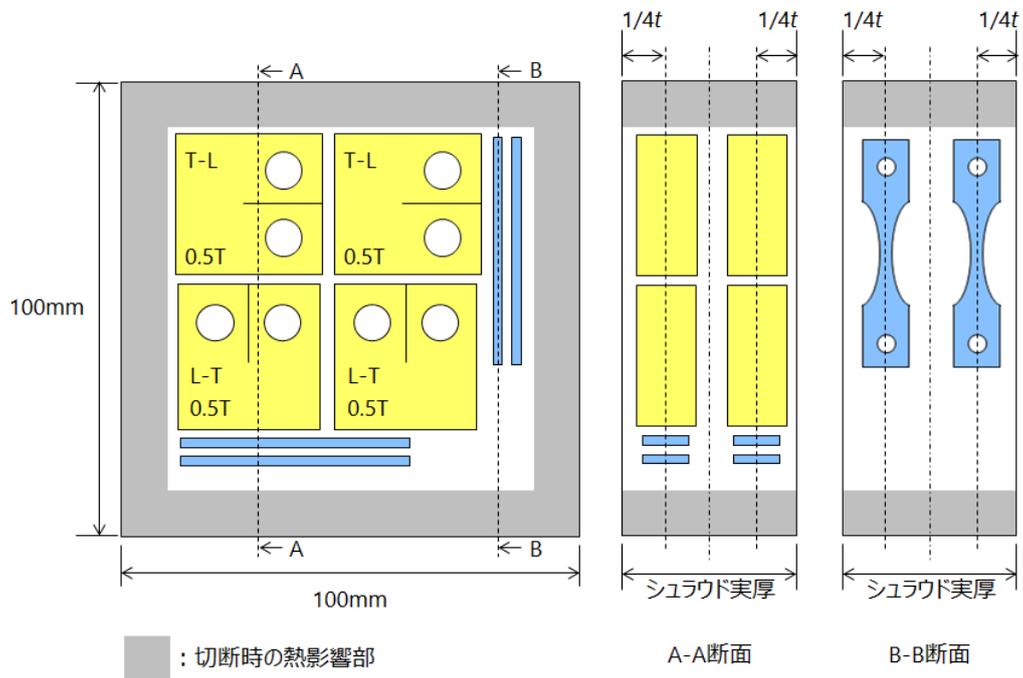
試験体切出しにあたっては、3.2.1.1(6)項の整理結果の通り、解体工事開始前と解体工事後のそれぞれにおいて切出し工法の推奨に基づき、熱的工法においてはEDM、機械的工法においてはディスクソー、バンドソー、ワイヤーソーによる切出しを推奨する。

炉心シュラウドからの切出しにあたっては、解体工事開始前においては前述したように炉内へのアクセス性の課題(上部格子板がある場合、

炉心シュラウド内側からの採取は困難であること、炉心シュラウド外側の場合、他の炉内構造物との干渉を留意する必要があること）があるため、工法としては小型の治工具を採用することが望ましい。この場合、炉内で反力受けが必要とならない EDM 加工を推奨する。また、解体工事後においては供試体採取時の加工は大切断となる機械的切断（ディスクソー、バンドソー、ワイヤーソー）でも対応可能と考えられるが、この場合は熱的影響や切断精度の点で詳細な調査が今後必要となる。

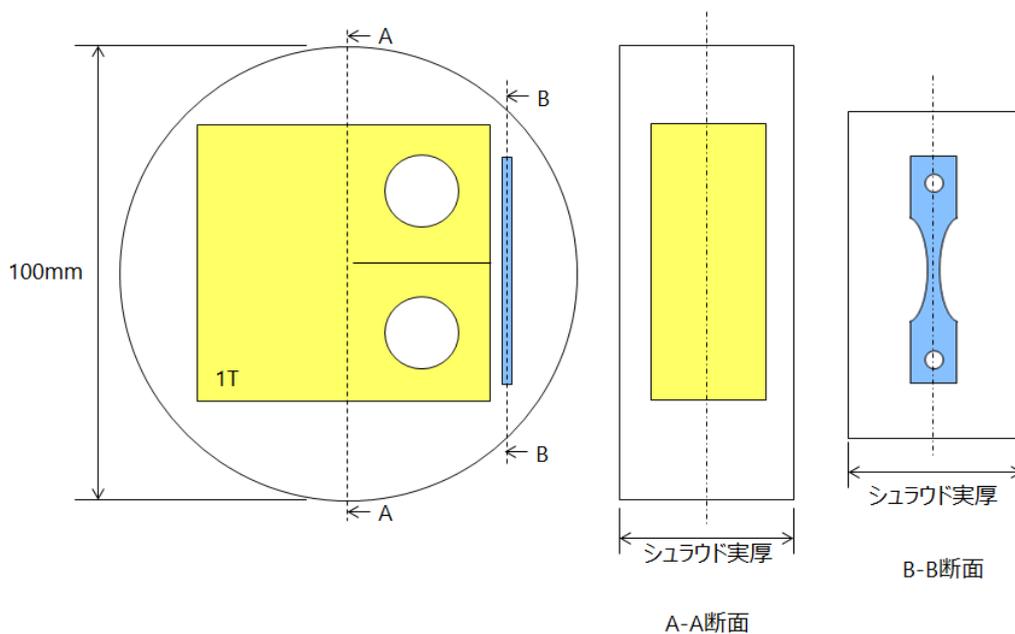


(a) 円柱形状、0.5T-C(T)試験片の場合

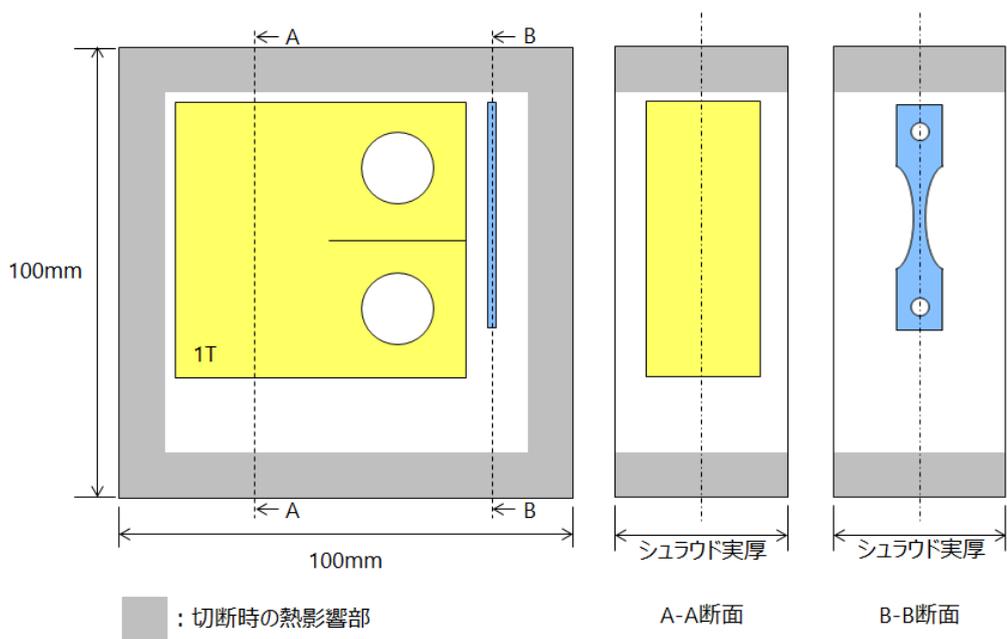


(b) 角柱形状、0.5T-C(T)試験片の場合

図 3.2.1.4(4)-1 炉心シユラウド試験体からの試験片基本採取案 (1/2)



(c) 円柱形状、1T-C(T)試験片の場合



(d) 角柱形状、1T-C(T)試験片の場合

図 3.2.1.4(4)-1 炉心シユラウド試験体からの試験片基本採取案 (2/2)

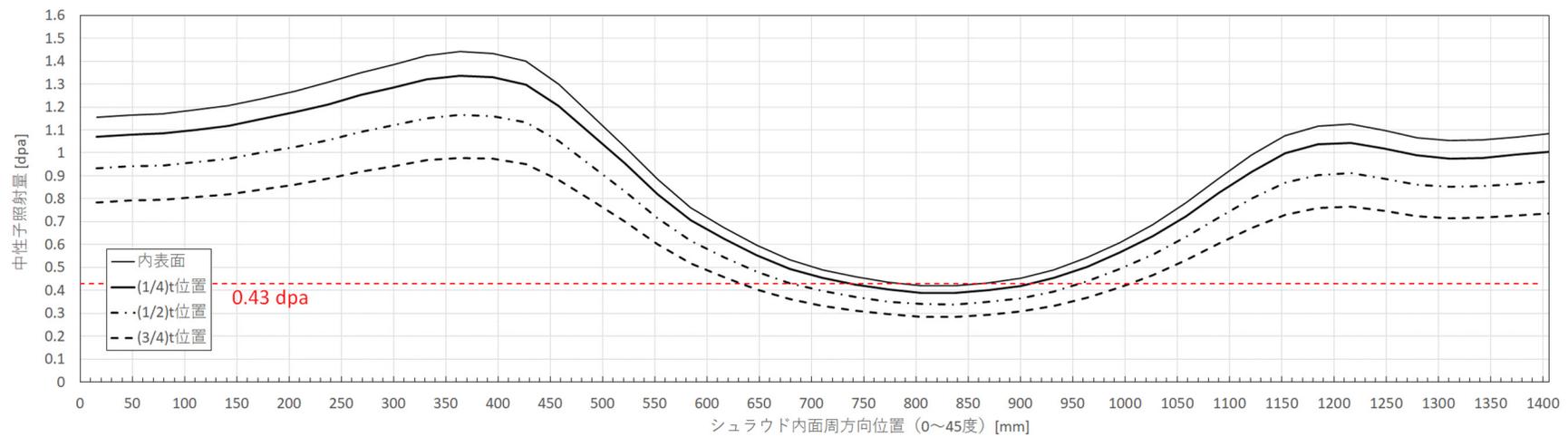


図 3.2.1.4(4)-2 炉心シュラウド周方向の中性子照射量分布

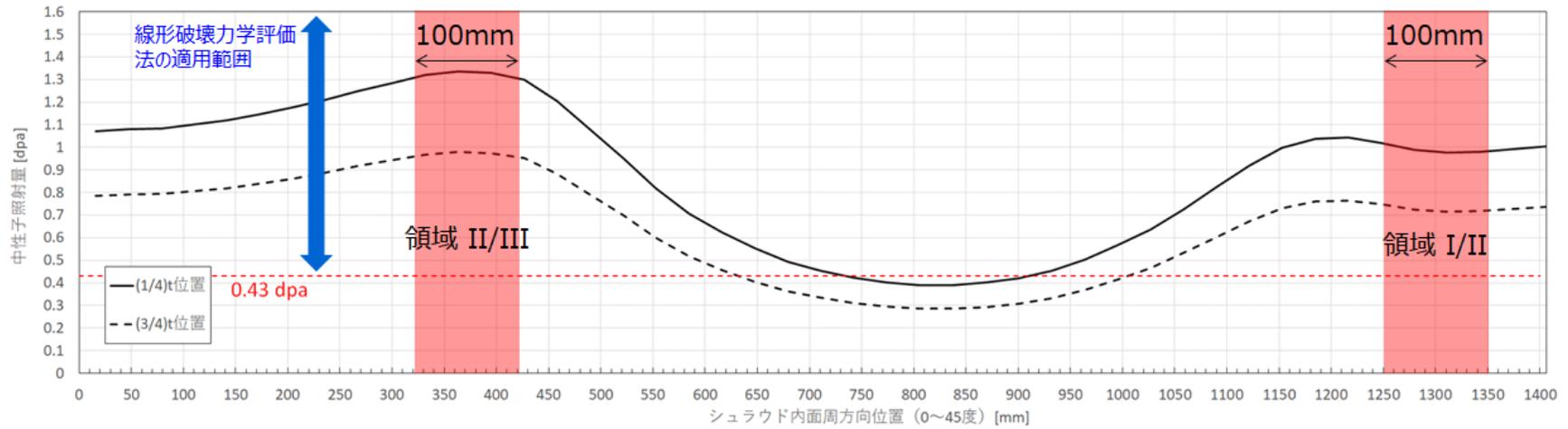


図 3.2.1.4(4)-3 照射量領域 I ~ IIIに対応する炉心シュラウド試験体採取案 (その 1 : 0.5T-C(T)試験片の場合)

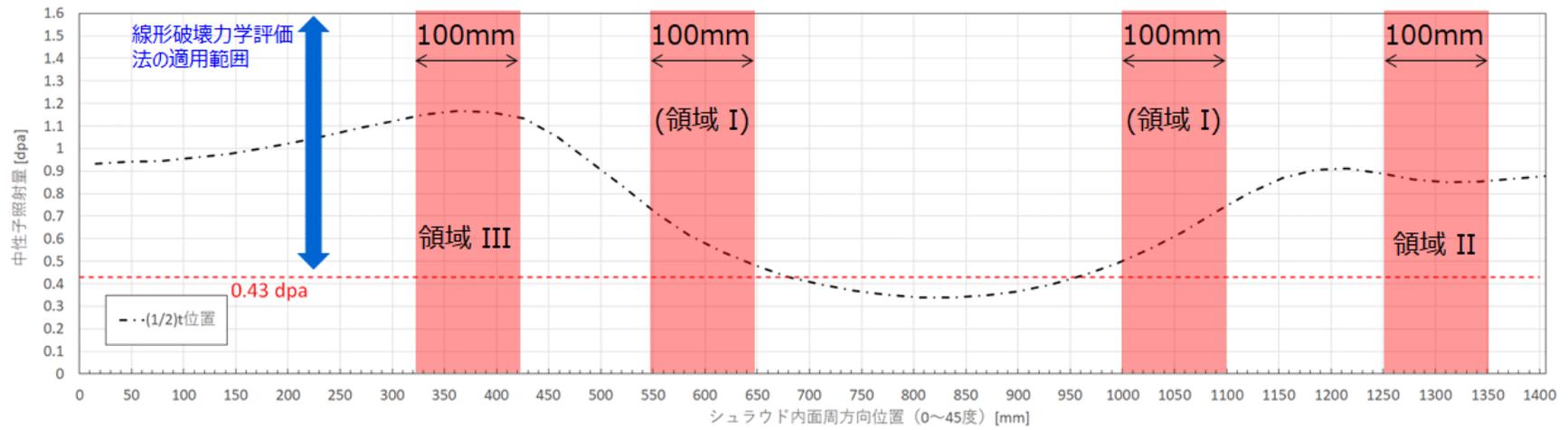


図 3.2.1.4(4)-4 照射量領域 I～Ⅲに対応する炉心シュラウド試験体採取案（その 2：1T-C(T)試験片の場合）

3.2.1.5 照射後試験施設での試験体管理仕様

照射後試験施設に試験体を輸送後、試験片へ加工を実施し、照射後試験施設においては試験片を複数仮保管することになるため、試験片の取り違えが起きないような管理が必要となる。また、試験片は試験後に放射性物質を発生させた場所（H-1 サイト）へ返却する必要がある。このため、本項では照射後試験施設における保管方法と試験後のプラントへの返却方法について考え方を整理する。

(1) 照射後試験施設における保管方法

照射後試験施設に試験体を輸送後、試験片へ加工を実施するが、その際の試験片の保管管理について考え方を整理する。なお、本項の記載については管理手法の一例であり、必ずしも本項の記載要領に則った管理を求めるものではない。

試験片の識別については、試料取扱要領に試験体（試料）の管理方法を以下とする。

①試料命名方法

プロジェクト番号－区分*1－試験片形状*2－番号、でナンバリング

*1：核燃料物質汚染物又は放射性同位元素

*2：引張試験片、破壊靱性試験片など

②保管方法

容器番号を付与した金属容器等により、試料と容器を1対1に対応させて収納し、所定の貯蔵庫に保管する。

③識別方法

試料等への直接的な刻印を実施する。

刻印が出来ない試料は容器で識別する。

④使用

容器管理している試験片を複数使用する場合は、1個の容器だけを開封して使用する。

⑤記録

使用毎に電子データを記録する。

(2) 試験後のプラントへの返却方法

照射後試験施設では、図 3.2.1.5(2)-1 に示すように、基本的には受入時の重量を記録し、その重量の内容でプラントへ返却することを計画している。ただし、溶解液に溶解させた材料に関しては、ごく微量の材料であることから、照射後試験施設にて廃棄することを想定している。

試験後の試験片の状態及び管理を表 3.2.1.5(2)-1 に示すように整理した。なお、試験後の管理は事業者との調整が必要となる。

表 3.2.1.5(2)-1 試験片種類と試験後の状態の整理

試験片種類	試験後の状態	試験後の管理	備考
引張試験片	端材	返却	試験後の大部分の材料
	微量の粉末	返却	場合により発生
破壊靱性試験片	端材	返却	試験後の大部分の材料
	微量の粉末	返却	場合により発生
組織観察用試験片	観察時の形状	返却	—
	微量の粉末	返却	観察時の形状に加工する際に発生
マイクロ組織観察用試験片	観察時の形状	返却	—
	微量の粉末	返却	観察時の形状に加工する際に発生
照射量確認用試験片	試験時の形状	返却	—
	微量の粉末	返却	観察時の形状に加工する際に発生
	溶液	廃棄	放射能測定及び濃度測定により発生

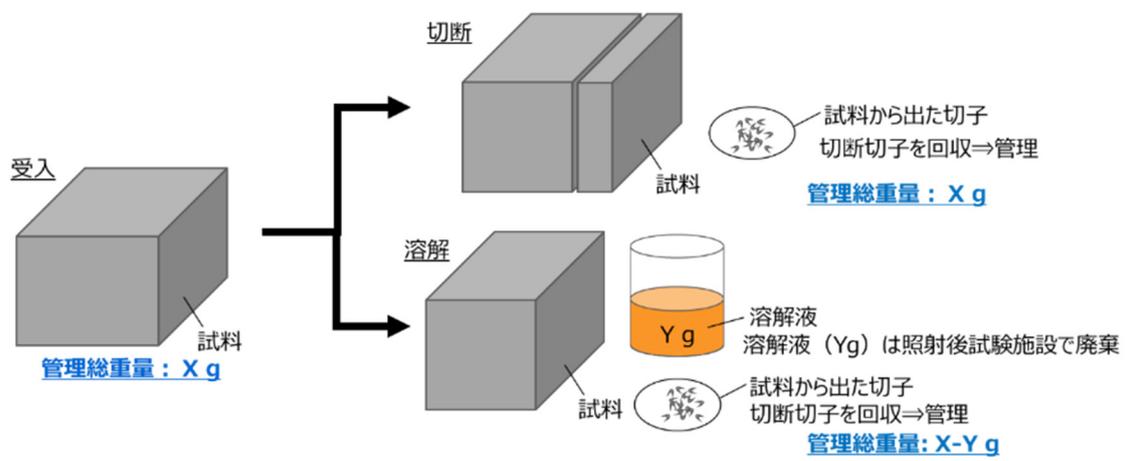


図 3.2.1.5(2)-1 試料管理と返却重量の関係

3.2.1.6 試験片の中性子照射量確認手法

炉内構造物の靱性低下を評価するためには中性子照射量のデータが必要となるが、実機の中性子照射量の直接的な計測は不可能であるため、中性子照射量の推定方法に関して整理が必要である。

従来、RPVの高経年化評価で用いる中性子照射量は、原子炉压力容器内壁に設置された監視試験片と一緒に装荷されているドシメータを測定することにより得られる放射能を用いて、原子炉の運転履歴等の情報に基づく中性子照射量の解析値を補正することで評価を実施している。

炉内構造物に対応するドシメータが無いため、本項では、中性子照射量評価手法として、実績がある監視試験中性子照射量評価方法から大きく変えることなく、ドシメータのように単一元素ではない廃炉材の照射量評価手法を整理する。具体的には、以下の内容を整理する。

- ・ 監視試験の中性子照射量評価方法の概要 (1) 項
従来の監視試験における中性子照射量の評価手法の概要を説明する。
- ・ 廃炉材の照射量評価に適用する核種整理 (2) 項
廃炉材 (オーステナイト系ステンレス鋼の炉内構造物) に含まれる核種を用いての照射量評価を実施するため、対象となる核種を整理する。
- ・ 廃炉材の初期元素濃度及び放射エネルギーの測定方法 (3) 項
照射量評価のためには、対象核種について測定可能な量の放射エネルギーが生成されている必要がある。また、照射量評価にあたっては、元素初期重量が必要になり、照射後の廃炉材から照射前に廃炉材に含まれる元素がどの程度の濃度が存在していたかの確認が必要になる。これらの情報を取得するための測定方法を整理する。

(1) 監視試験の中性子照射量評価方法の概要

監視試験評価において、監視試験片及び RPV の中性子束 (中性子照射量) を評価するために、炉心中央高さの RPV 内壁面の監視試験片と同じ位置に設置した純金属 (Fe, Ni, Cu 等) からなるワイヤ状試験片 (以下、「ドシメータ」という。) を用いている。実測によるドシメータの放射エネルギー (A) より、以下のように監視試験片位置の高速中性子束 (Φ) を導出する。

- ① 定格出力におけるドシメータ位置のエネルギー (n 分割されたエネルギー一群構造) ごとの中性子束 (スペクトル) を解析により算出: φ_n

- ② 解析で求めた中性子スペクトルにエネルギーごとの反応断面積（反応確率）を乗じて、反応率を算出： $\sum \sigma_n \varphi_n$
- ③ 照射中の崩壊、設備利用率、冷却期間を考慮して補正係数 F を算出し、「解析によるドシメータの放射エネルギー」を算出： $F \cdot \sum \sigma_n \varphi_n$
- ④ 解析により求めたドシメータ位置の高速中性子束（ $\sum \varphi_n$ ）を「実測によるドシメータの放射エネルギー（ A ）」と「解析によるドシメータの放射エネルギー」により補正

実測による監視試験片位置の高速中性子束(Φ)

$$\Phi = \sum \varphi_n \times \frac{A}{F \cdot \sum \sigma_n \varphi_n}$$

上記内容のフローを図 3.2.1.6(1)-1 に示す。炉内構造物に対応するドシメータ用に単一元素ではない炉内機器に適用する方法を確認する必要がある。

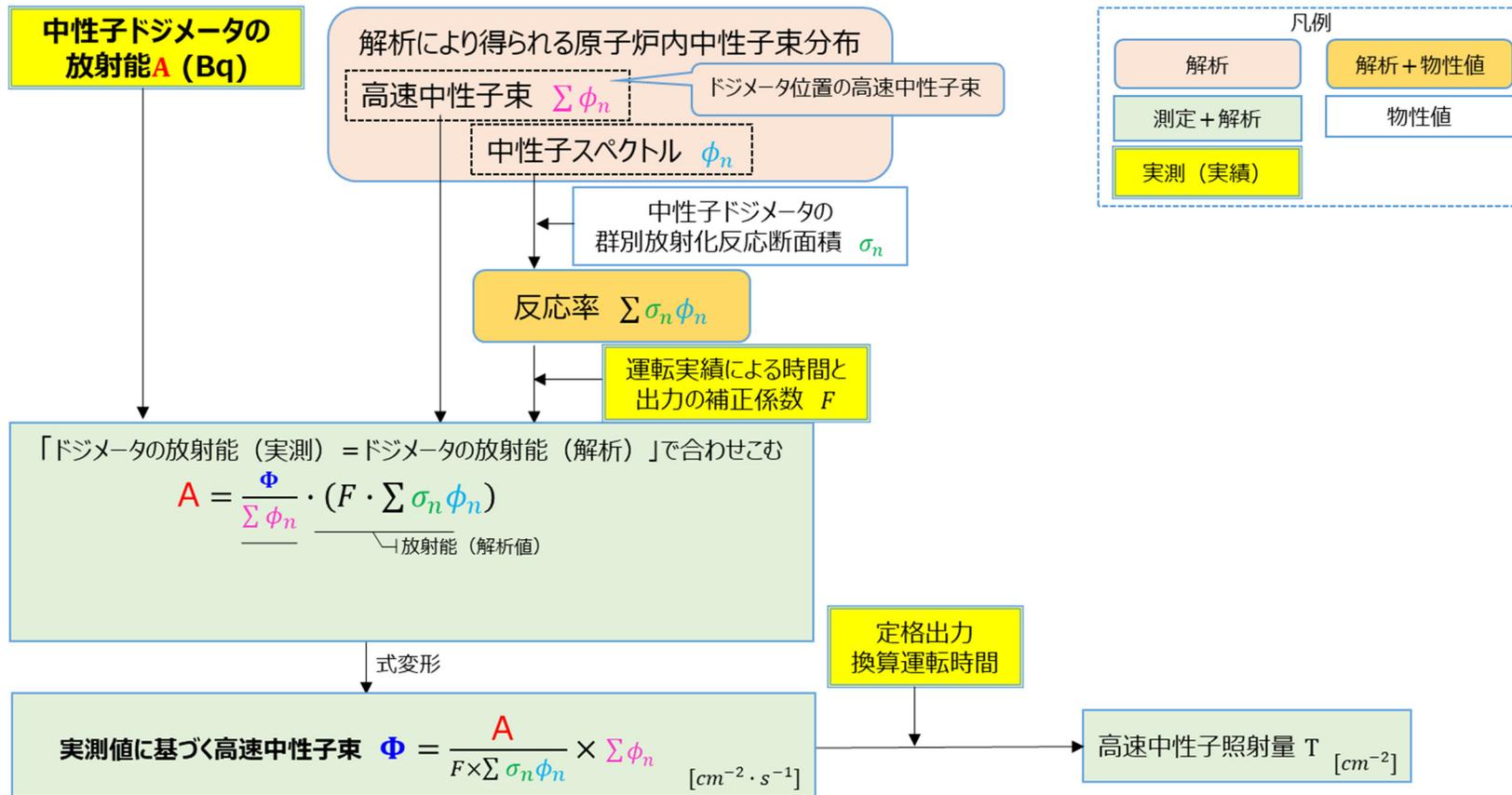


図 3.2.1.6(1)-1 従来の中性子照射量評価の流れ

(2) 廃炉材の照射量評価に適用する核種整理

前項のように照射量評価は「実測によるドシメータの放射エネルギー」に相当する値を、炉内構造物材料から得る必要がある。

炉内構造物材料は、原子炉の運転に伴う照射により、一部の元素は放射性核種となる。従来評価手法であるドシメータの放射エネルギー測定と同様の手法での評価には、以下のデータが必要となる。

- ・ 生成した放射性物質(核種)の放射エネルギー
- ・ 炉内構造物に含まれる元素の初期重量

本項では、ステンレス鋼に含まれる元素に対して以下の点で整理を実施する。

- ①照射量評価に適用する元素(核種)の選定の考え方を整理の上、対象核種を抽出
- ②核種の放射エネルギー評価を実施
- ③起源元素(元素初期重量)の推定を実施

1) 対象核種の選定

炉内構造物はオーステナイト系ステンレス鋼であるためドシメータのような純度が高い金属ではなく、Fe 以外の主成分や主成分以外の成分を多く含む金属である。H-1 の上部格子板は SUS32CP、炉心シュラウドは SUS27HP が用いられている。これらは旧 JIS 規格の表記であり、現行の JIS 規格では SUS32CP は SUS316、SUS27HP は SUS304 相当材である。以降、SUS27HP は SUS304、SUS32HP は SUS316 と表記する。JIS G 4304 に規定されているオーステナイト系ステンレス鋼の合金元素を表 3.2.1.6(2)-1 に示す^[3.2.1.6(2)-1]。なお、炉内構造物については、JIS に規定された合金元素以外に不純物元素が含まれる。参考として、表 3.2.1.6(2)-2 に SUS304 の元素分析データを示す^[3.2.1.6(2)-2]。PWR における原子力仕様相当品を含む 21 サンプルの分析を行った。合金元素と不純物元素を含めて、31 種類の元素が検出された。このうち、後述するように分析対象元素として着目している Nb 及び Mo の分析値を出典より抜粋して表に示した。化学成分の平均値は Nb で 0.015wt%、Mo で 0.11wt%である。オーステナイト系ステンレス鋼に含まれる合金元素又は主成分以外の元素から照射によって生成する核種のうち、照射量評価

に利用できる核種を選定する必要がある。炉内構造物の靱性低下の評価に用いる中性子束は、1MeV 以上のエネルギー領域の高速中性子である。高速中性子と反応し、候補となる核種を表 3.2.1.6(2)-3^[3.2.1.6(2)-3] ^[3.2.1.6(2)-4]に示す。このうち、生成核種が FP（核分裂生成物）である核種に関しては、測定対象となる核種の絞り込みが困難となるため測定対象から除外する。核種を測定するにあたり、廃炉材から採取した試験片中に測定可能な放射エネルギーが測定日時点で含まれている必要がある。対象とする H-1 は 2001 年に原子炉を停止（運転終了は 2009/1/30）^[3.2.1.6(2)-5]しており、原子炉停止から 20 年以上経過しているため、半減期が短い核種（半減期が 1 年未満の核種）では時間経過により放射エネルギーが減衰し測定できない恐れがある。したがって、半減期が比較的長い核種を測定対象とすることが望ましい。

高速中性子束の評価に利用される核種のうち、比較的半減期が長く、かつ 1MeV 以上の高速中性子が関与する核反応で生成される核種としては、表 3.2.1.6(2)-3 や図 3.2.1.6(2)-1^[3.2.1.6(2)-6]より、Nb (⁹³Nb) から生成する ^{93m}Nb、Ni (⁶⁰Ni) 又は Cu (⁶³Cu) から生成する ⁶⁰Co、Ni(⁵⁸Ni) から生成する ⁵⁵Fe が挙げられる。これらの核種生成パスを図 3.2.1.6(2)-2 に示す。このうち、⁵⁵Fe は Fe 起源の熱中性子による反応で主に生じる。主成分元素である ⁵⁴Fe 起源で生成することから、高速中性子によって Ni 起源で生成する ⁵⁵Fe との判別が困難となる。したがって、⁵⁵Fe による分析は調査対象から除外する。

上記の内容を踏まえ、本研究で対象とする炉内構造物に含まれると考えられる化学成分、評価対象の高速中性子との反応が発生する元素（核種）及び長半減期核種の観点から、表 3.2.1.6(2)-4 の核種（^{93m}Nb 及び ⁶⁰Co）を候補として整理した。ただし、⁶⁰Co は図 3.2.1.6(2)-2 に示すように主要反応パスとして 3 経路存在する核種であり、⁶⁰Co は高速中性子による反応以外にも、主成分元素である ⁵⁹Co 起源の熱中性子による反応からも生じるため、今年度は ^{93m}Nb を対象とし、来年度以降に ⁶⁰Co を継続調査とする。

2) 対象核種の放射エネルギー評価

実機から試験片を採取するためには、図 3.2.1.6(2)-2 に示すように、

測定対象の核種 (^{93m}Nb) が他の元素 (Mo) からの影響により、特定の高速中性子との反応以外から対象核種が生成されることの影響を確認する。

炉心シュラウドと上部格子板における中性子スペクトルで H-1 の EFPY (Effective Full Power Year : 定格出力運転年数) である 16.5 年連続照射されたとき^[3.2.1.6(2)-7]に、Nb 及び Mo が 1g あると仮定したときに、それぞれの元素から生成される放射エネルギーを表 3.2.1.6(2)-5 に示す。なお、運転終了である 2008 年度から、採取時期と放射能測定の期間を考慮して炉心シュラウドは 21 年冷却、上部格子板は 19 年の冷却を考慮した。Nb が 100ppm 前後含まれると想定する (表 3.2.1.6(2)-2 より仮定) 場合、表 3.2.1.6(2)-5 より ^{93m}Nb 放射エネルギーは $2.9 \times 10^4 \text{Bq}$ と想定される。このとき、後述する測定限界を大きく上回るため、十分測定可能である。なお、Mo 起源の ^{93m}Nb 放射エネルギーと Nb 起源の ^{93m}Nb 放射エネルギーを区別できないため、表 3.2.1.6(2)-1 のデータが示すように SUS316 と SUS304 の Mo 量が異なることから、Mo 及び Nb 起源の ^{93m}Nb 放射エネルギーの比率を確認する必要がある。

3) 起源元素 (初期濃度) の推定

前述の通り、 ^{93m}Nb を対象核種として抽出したが、この核種の起源元素については、ミルシートに記載がないため初期濃度の推定・評価が必要となる。この推定・評価により起源元素濃度が照射前後で変化がほとんど見られない場合には、廃炉材から採取した試験片で測定した元素濃度を初期濃度として見なすことができる。一方、照射前後により元素量に変化する要因としては、「①起源元素自体が照射されて別の元素 (核種) となり、起源元素濃度が減少」、「②起源元素以外の元素 (起源元素と原子番号が近い元素) が照射されて起源元素 (核種) となり、起源元素濃度が増加」が考えられる。これらの現象の影響が無いことを放射化計算による元素濃度変化を確認できれば、試験片で測定した元素濃度を初期濃度とみなすことができる。EFPY である 16.5 年連続照射された元素 1g を想定した時の Nb 及び Mo の残存・生成重量を核種ごとに確認した結果を表 3.2.1.6(2)-6 及び表 3.2.1.6(2)-7 に示す。ここで、Mo の残存重量の評価の目的は、後述する「 ^{93}Mo の放射能測定値を用いた ^{93m}Nb の

照射量補正に適用するため」である。核種の残存重量の確認にあたって、Nb に関しては ^{93}Nb 以外の同位体は天然に存在していないため、 ^{93}Nb 天然存在比を 1 としている。また、Mo に関しては、天然に存在する同位体が複数あり、表 3.2.1.6(2)-7 に示すような割合としている。Nb についてはほとんど重量が変化しないことを確認した。Mo については、同位体元素毎の重量変化を確認したところ、総量としてはほとんど変化がないことを確認した。起源元素以外の元素（起源元素と原子番号が近い元素）が照射されて起源元素（核種）となり、起源元素量の増加が起きているかを確認する。1g の Mo 及び Nb を想定した時の照射後の質量数 93 の残存重量を表 3.2.1.6(2)-8 に示す。上部格子板、炉心シールドそれぞれの中性子スペクトルを考慮して評価を実施した結果、質量数 93 としてはいずれも ^{93}Nb の残存重量が多いことを確認した。

したがって、初期重量（原子個数）と残存重量（原子個数）を比較すると僅かしか減少しておらず、また、Mo からの ^{93}Nb の生成も無視できることから、試験片中の Nb 濃度を測定することでそれを初期濃度とすることで問題ないことを確認した。

<参考文献>

- [3.2.1.6(2)-1] JIS G 4304 熱間圧延ステンレス鋼板及び鋼帯
- [3.2.1.6(2)-2] 電力共同研究「比較的濃度の高い低レベル放射性廃棄物の放射能評価技術に関する研究」平成 10 年度（最終報告書）
- [3.2.1.6(2)-3] ASTM E844-09(2014) e2 Standard Guide For Sensor Set Design And Irradiation For Reactor Surveillance」
- [3.2.1.6(2)-4] 日本原子力研究開発機構 核データ研究グループ
(https://www.ndc.jaea.go.jp/index_J.html)（閲覧日 2023.2.24）
- [3.2.1.6(2)-5] 中部電力ホームページ（エネルギー・原子力>浜岡原子力発電所>浜岡原子力発電所について>発電所の概要>実績データ>設備利用率）
(https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_about/hama_jisseki/hama_setsubi/)（閲覧日 2023.2.24）
- [3.2.1.6(2)-6] 「原子炉照射線量評価」研究専門委員会，「中性子照射データ評価」研究専門委員会[編]，原子炉構造材の照射損傷評価と線量測定，1985

- [3.2.1.6(2)-7] 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）」，原子力規制庁，令和4年3月
- [3.2.1.6(2)-8] The International Reactor Dosimetry File: IRDF-2002
(https://www.oecd-nea.org/dbforms/data/eva/evatapes/irdf_2002/)
(閲覧日 2023.2.24)

表 3.2.1.6(2)-1 JIS 記載のオーステナイト系ステンレス鋼のうち SUS304 と SUS316 の化学成分^[3.2.1.6(2)-1]

(引用文献より対象鋼種の化学成分を抜粋し作表)

種類	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	その他
SUS304	0.08 以下	1.00 以下	2.00 以下	0.045 以下	0.030 以下	8.00~10.50	18.00~20.00	-	-
SUS316	0.08 以下	1.00 以下	2.00 以下	0.045 以下	0.030 以下	10.00~14.00	16.00~18.00	2.00~3.00	-

表 3.2.1.6(2)-2(1/2) SUS304 の分析データ (検出された元素)^[3.2.1.6(2)-2]

(引用文献より分析結果(検出された元素)を抜粋し作表)

元素	Li	B	C	N	O	Si	P	S	Cl	K	Ca	Cr	Mn	Fe	Co	Ni	Se	Zr	Nb	Mo	Ag	Sn	Ce	Sm	Eu	Dy	Ho	Er	Hf	Th	U
原子番号	3	5	6	7	8	14	15	16	17	19	20	24	25	26	27	28	34	40	41	42	47	50	58	62	63	66	67	68	72	90	92

表 3.2.1.6(2)-2 (2/2) SUS304 の元素分データ Nb 及び Mo 分析値 (wt%)^[3.2.1.6(2)-2]

(引用文献より分析結果(Nb 及び Mo 分析値)を抜粋し作表)

元素	No1	No2	No3	No4	No5	No6	No7	No8	No9	No10	No11	No12	No13	No14	No15	No16	No17	No18	No19	No20	No21	平均	
Nb	0.02	0.03	0.02	0.01	0.01	0.02	0.0038	0.012	0.058	0.023	0.021	0.018	0.017	0.0026	0.0016	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002	0.015
Mo	0.16	0.13	0.16	0.18	0.16	0.21	0.274	0.152	0.059	0.23	0.007	0.032	0.14	0.22	0.27	<0.001	<0.001	<0.001	<0.001	<0.001	<0.001	<0.001	0.11

表 3.2.1.6(2)-3 高速中性子束の評価に使用されている核種一覧

(下記の引用文献のデータを整理・統合して作表)

核反応 ^{注1}	元素 ^{注1}	有感エネルギー(MeV) ^{注1}	生成核種	生成核種の半減期 ^{注2}
$^{237}\text{Np}(n, f)\text{FP}$	Np	0.684 — 5.61	^{137}Cs など	30.08 年
$^{103}\text{Rh}(n, n')^{103\text{m}}\text{Rh}$	Rh	0.731 — 5.73	$^{103\text{m}}\text{Rh}$	56.11 分
$^{93}\text{Nb}(n, n')^{93\text{m}}\text{Nb}$	Nb	0.951 — 5.79	$^{93\text{m}}\text{Nb}$	16.13 年
$^{115}\text{In}(n, n')^{115\text{m}}\text{In}$	In	1.12 — 5.86	$^{115\text{m}}\text{In}$	4.49 時間
$^{14}\text{N}(n, \alpha)^{11}\text{B}$	N	1.75 — 5.86	^{11}B	安定
$^{238}\text{U}(n, f)\text{FP}$	U (depleted)	1.44 — 6.69	^{137}Cs など	30.08 年
$^{232}\text{Th}(n, f)\text{FP}$	Th	1.45 — 7.21	^{137}Cs など	30.08 年
$^9\text{Be}(n, \alpha)^6\text{Li}$	Be	1.59 — 5.26	^6Li	安定
$^{47}\text{Ti}(n, p)^{47}\text{Sc}$	Ti	1.70 — 7.67	^{47}Sc	3.35 日
$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	Ni	1.98 — 7.51	^{58}Co	70.86 日
$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$	Fe	2.27 — 7.54	^{54}Mn	312.05 日
$^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$	S	2.28 — 7.33	^{32}P	14.26 日
$^{32}\text{S}(n, \alpha)^{29}\text{Si}$	S	1.65 — 6.06	^{29}Si	安定
$^{58}\text{Ni}(n, \alpha)^{55}\text{Fe}$	Ni	2.74 — 8.72	^{55}Fe	2.74 年
$^{46}\text{Ti}(n, p)^{46}\text{Sc}$	Ti	3.70 — 9.43	^{46}Sc	83.79 日
$^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$	Fe	5.45 — 11.3	^{56}Mn	2.58 時間
$^{56}\text{Fe}(n, \alpha)^{53}\text{Cr}$	Fe	5.19 — 11.3	^{53}Cr	安定
$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$	Cu	4.53 — 11.0	^{60}Co	5.27 年
$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	Al	6.45 — 11.9	^{24}Na	15.00 時間
$^{48}\text{Ti}(n, p)^{48}\text{Sc}$	Ti	5.92 — 12.3	^{48}Sc	43.67 時間
$^{47}\text{Ti}(n, \alpha)^{44}\text{Ca}$	Ti	2.80 — 9.12	^{44}Ca	安定
$^{60}\text{Ni}(n, p)^{60}\text{Co}$	Ni	4.72 — 10.8	^{60}Co	5.27 年
$^{55}\text{Mn}(n, 2n)^{54}\text{Mn}$	Mn	11.0 — 15.8	^{54}Mn	312.05 日

注 1: ASTM データ^[3.2.1.6(2)-3]

注 2: JAEA データ^[3.2.1.6(2)-4]

表 3.2.1.6(2)-4 生成核種の半減期が比較的長い核反応一覧

核反応	生成核種の半減期	炉内構造物材料に含まれる元素	備考
$^{93}\text{Nb}+n\rightarrow^{93\text{m}}\text{Nb}+n'$	16.13 年	不純物	今年度の調査対象
$^{63}\text{Cu}+n\rightarrow^{60}\text{Co}+\alpha$	1925.28 日 (5.27 年)	不純物	
$^{60}\text{Ni}+n\rightarrow^{60}\text{Co}+p$	1925.28 日 (5.27 年)	主成分	

表 3.2.1.6(2)-5 元素 1g から生成される冷却期間を考慮した $^{93\text{m}}\text{Nb}$ 放射能量

(運転終了である 2008 年度からの冷却期間を考慮)

元素	初期重量 [g]	計算過程	$^{93\text{m}}\text{Nb}$ 放射能量[Bq]	
			上部格子板 取出し:2026 年度 (19 年冷却)*	炉心シュラウド 取出し:2028 年度 (21 年冷却)*
Nb	1	ORIGEN-S	6.7E+01	1.4E+01
		IRDF2002 ^[3.2.1.6(2)-8]	1.6E+09	2.9E+08
		合計	1.6E+09	2.9E+08
Mo	1	ORIGEN-S	2.6E+06	3.6E+05

注 * : 取出し年度に放射能測定の間を 1 年加えて冷却期間を想定している。

表 3.2.1.6(2)-6 Nb 1g を想定したときの照射前後の重量変化

(上部格子板位置の中性子スペクトルを用いた場合)

	初期重量[g]	計算過程	残存重量[g]
^{93}Nb	1.00E+00	ORIGEN-S	9.86E-01

(上部格子板)

	初期個数	計算過程	反応個数
^{93}Nb	6.47E+21	IRDF2002 ^[3.2.1.6(2)-8]	7.20E+09

(炉心シュラウド位置の中性子スペクトルを用いた場合)

	初期重量[g]	計算過程	残存重量[g]
^{93}Nb	1.00E+00	ORIGEN-S	9.98E-01

(炉心シュラウド)

	初期個数	計算過程	残存個数
^{93}Nb	6.47E+21	IRDF2002 ^[3.2.1.6(2)-8]	6.47E+21

表 3.2.1.6(2)-7 Mo 1g を想定したときの照射前後の重量変化

(上部格子板位置の中性子スペクトルを用いた場合)

	初期重量[g]	計算過程	残存重量[g]
⁹² Mo	1.42E-01	ORIGEN-S	1.42E-01
^{93m} Mo	0.00E+00		0.00E+00
⁹³ Mo	0.00E+00		1.12E-04
⁹⁴ Mo	9.10E-02		9.10E-02
⁹⁵ Mo	1.57E-01		1.35E-01
⁹⁶ Mo	1.67E-01		1.87E-01
⁹⁷ Mo	9.70E-02		9.71E-02
⁹⁸ Mo	2.46E-01		2.47E-01
⁹⁹ Mo	0.00E+00		0.00E+00
¹⁰⁰ Mo	1.00E-01		9.96E-02
¹⁰¹ Mo	0.00E+00		0.00E+00
Mo 総量	1.00E+00	—	9.99E-01

(炉心シュラウド位置の中性子スペクトルを用いた場合)

	初期重量[g]	計算過程	残存重量[g]
⁹² Mo	1.42E-01	ORIGEN-S	1.42E-01
^{93m} Mo	0.00E+00		0.00E+00
⁹³ Mo	0.00E+00		1.12E-04
⁹⁴ Mo	9.10E-02		9.10E-02
⁹⁵ Mo	1.57E-01		1.35E-01
⁹⁶ Mo	1.67E-01		1.87E-01
⁹⁷ Mo	9.70E-02		9.71E-02
⁹⁸ Mo	2.46E-01		2.47E-01
⁹⁹ Mo	0.00E+00		0.00E+00
¹⁰⁰ Mo	1.00E-01		9.96E-02
¹⁰¹ Mo	0.00E+00		0.00E+00
Mo 総量	1.00E+00	—	9.99E-01

表 3.2.1.6(2)-8 Nb、Mo から生成される質量数 93 の核種の重量

(上部格子板位置の中性子スペクトルを考慮した場合)

核種名称	Nb 1g からの 残存・生成重量[g]	Mo 1g からの 残存・生成重量[g]
Sr-93	0.00E+00	0.00E+00
Y-93	0.00E+00	0.00E+00
Y-93m	0.00E+00	0.00E+00
Zr-93	1.05E-06	6.14E-08
Nb-93	9.86E-01	6.39E-07
Nb-93m	7.54E-12	2.91E-07
Mo-93m	0.00E+00	0.00E+00
Mo-93	3.59E-12	1.12E-04

(炉心シュラウドの中性子スペクトルを考慮した場合)

核種名称	Nb 1g からの 残存・生成重量[g]	Mo 1g からの 残存・生成重量[g]
Sr-93	0.00E+00	0.00E+00
Y-93	0.00E+00	0.00E+00
Y-93m	0.00E+00	0.00E+00
Zr-93	2.08E-07	6.14E-08
Nb-93	9.98E-01	6.39E-07
Nb-93m	1.55E-12	2.91E-07
Mo-93m	0.00E+00	0.00E+00
Mo-93	1.03E-13	1.12E-04

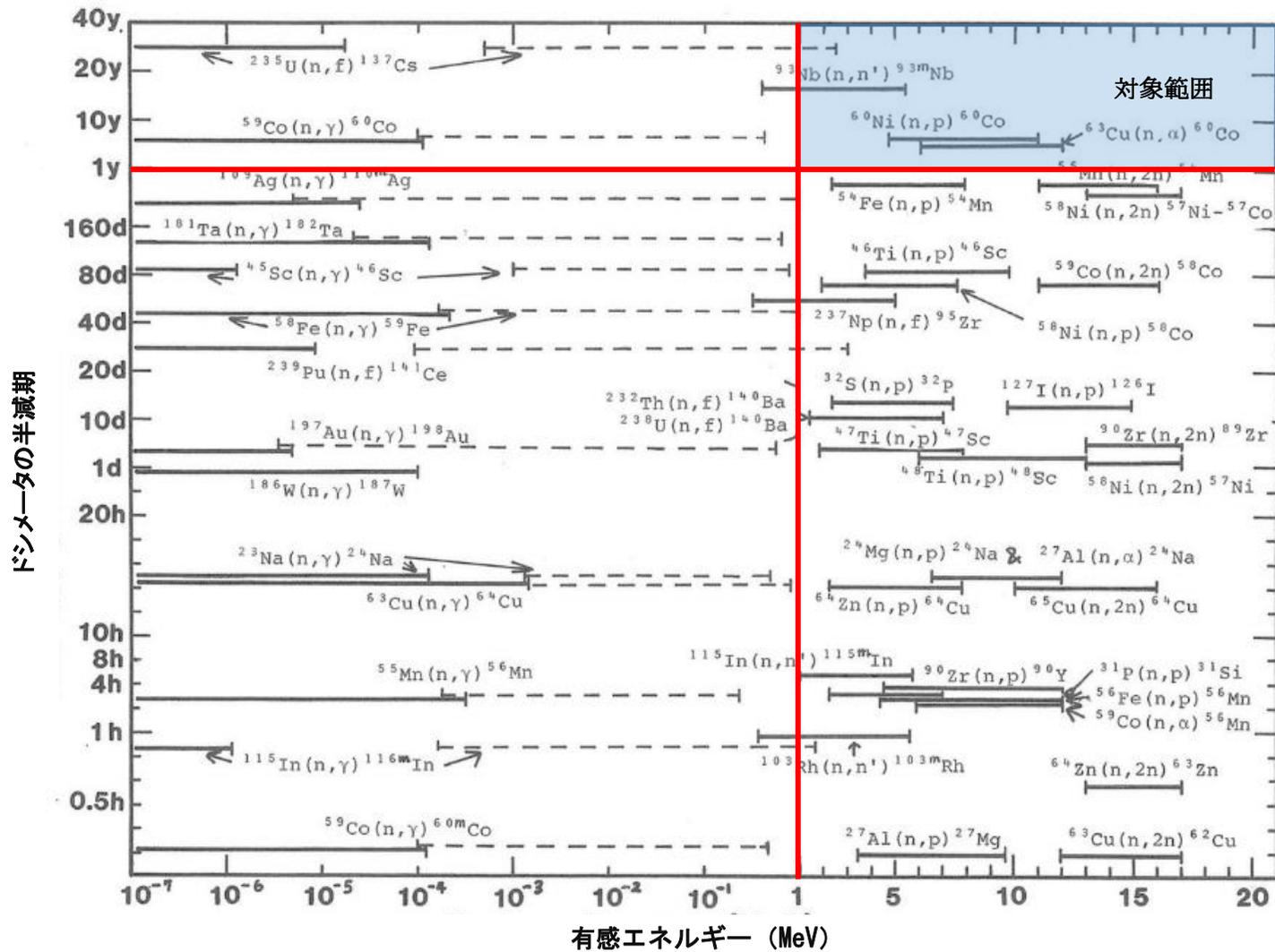
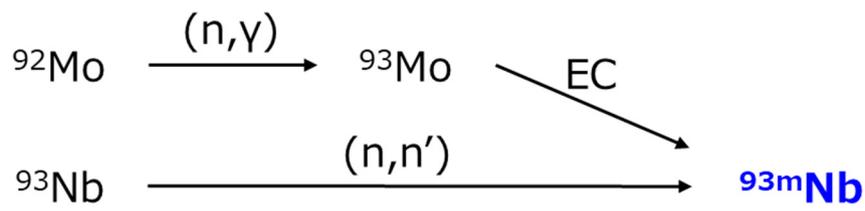
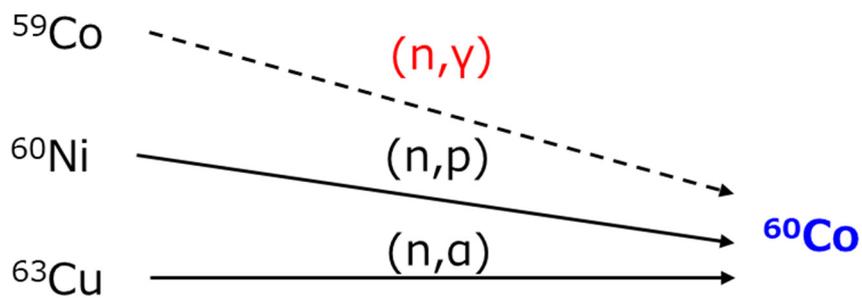


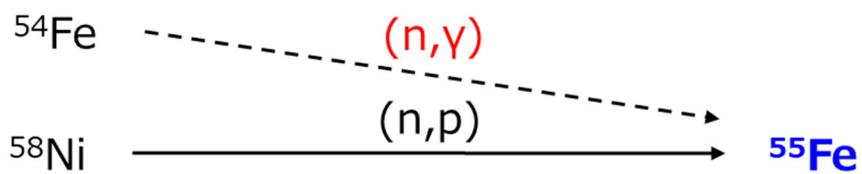
図 3.2.1.6(2)-1 ドシメータの有感エネルギー域と半減期 [3.2.1.6(2)-6] (引用文献の図に評価結果を追記して作図)



(a) ${}^{93\text{m}}\text{Nb}$



(b) ${}^{60}\text{Co}$



(c) ${}^{55}\text{Fe}$

図 3. 2. 1. 6 (2) -2 ${}^{93\text{m}}\text{Nb}$ 、 ${}^{60}\text{Co}$ 及び ${}^{55}\text{Fe}$ の生成パス

(n: 中性子、n': 非弾性散乱中性子、 α : アルファ線、 γ : ガンマ線、p: 陽子、EC: 電子捕獲。

破線は熱中性子による反応)

(3) 廃炉材の初期元素濃度及び放射エネルギーの測定方法

本項では、測定対象として抽出した核種 (^{93m}Nb) に対する測定方法を整理する。また、核反応で生成する核種の放射エネルギーの測定方法について整理する。

1) 初期元素濃度の測定評価方法

Nb の初期元素測定・評価方法について整理する。Nb は初期重量（個数）と残存重量（個数）を比較すると僅かしか減少しておらず、また、他の元素からの Nb の生成もほぼ無視でき、結果として重量の変化が無い場合、Nb 初期量=Nb 残存重量と見なせるので、試験片で Nb 濃度を測定する。

試験片の元素濃度を測定する方法としては、誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS）及び誘導結合プラズマ発光分析（ICP-AES）が考えられる。2つの測定方法について原理等を表 3.2.1.6(3)-1 に示す。ICP-MS は、ICP-AES よりも低い濃度まで定量可能であり、ICP-MS の定量下限値は、固体試料中の元素濃度換算で概ね 0.01～0.1 $\mu\text{g/g}$ (ppm) である。試験片中での Nb は不純物元素であり、濃度が低いと想定されるため、ICP-MS の適用が候補となる。Nb はステンレス鋼中に 1ppm 程度存在すると考えられることから、Nb 濃度を測定可能と想定できる。なお、原子炉内で照射された材料では、天然には存在しない核種の生成や元素の同位体比の変化を生じる場合がある。適用候補の ICP-MS では、測定対象と質量数が同じ元素（同重体）が存在すると、測定時の妨害となる。そのため、ICP-MS で測定するにあたり、照射によって Nb と同じ質量数 93 (Nb は天然には ^{93}Nb しか存在しない) の元素（核種）の生成量について確認しておく必要がある。そこで、照射による ^{93}Nb 以外の質量数 93 の核種の生成量について放射化計算を行い確認した。放射化計算は質量数 93 の核種を生成する可能性のある、Nb と、Nb と原子番号が近い Mo を対象に行った。確認結果を表 3.2.1.6(2)-6 及び 7 に Nb、Mo それぞれ 1g を想定した場合にどの核種に核変換するかを整理した。Nb (^{93}Nb) 起源の ^{93}Nb 以外の質量数 93 の核種の生成はほぼ無視でき、また ^{93}Nb の重量変化はほとんどない。また、Mo 起源で生成する質量数 93 の核種については ^{93}Mo が最も多く生成し、10ppm 程度生成する。試験片中の Mo/Nb 濃度比が 10^4 倍程度の場合は、Mo 起源の ^{93}Mo が試験片

に元々含まれる ^{93}Nb と同量生成されると想定される。SUS316 に関しては Mo が 2~3% (規格値)、Nb が 1ppm (想定値) としたとき、質量数 93 における Mo 起源の ^{93}Mo の比率が大きくなるため、 ^{93}Mo の量を別途測定し、質量数 93 の測定値から ^{93}Mo の寄与を差し引く等の処置が必要と考えられる。

2) 放射能測定方法

放射線計測による測定可能な放射能量 (検出限界値) は、核種や測定方法 (測定機器、測定時間) にも依るが、凡そ 0.1 Bq~1 Bq であり、試験片中に測定対象核種が検出限界値以上含まれている必要がある。なお、放射線計測時の統計誤差を小さくするために、さらに 1桁程度高い放射能量が含まれていることが望ましい。表 3.2.1.6(3)-2 に示すように、炉心シュラウドと上部格子板から 1g の試験片を採取したと想定すると、 ^{93m}Nb 放射能量は少なくとも $2.9 \times 10^4 \text{Bq}$ 以上と見込まれるため、検出限界以上の放射能量が得られると考えられる。

放射能の測定方法としては、非分離測定と分離測定の 2 種類が考えられる。以下に詳細を記載する。

① 非分離測定

透過力の強い γ 線を放出し、試験片に含まれる放射能量が多い核種の場合には、試験片そのままの状態での測定する。測定フローを図 3.2.1.6(3)-1 に示す。測定対象は、放射能量が大きい γ 線を放出する核種である。放射能量の評価は、試験片中に含まれる核種が放出する γ 線を Ge 半導体検出器で測定することで行う。本測定操作による制約条件等は以下の通りである。

- 試験片の形状が、放射線計測器の校正線源の形状と同一である (又は同一とみなせる) 必要がある。試験片が大きい又は複雑な形状な場合には校正線源が用意できず、放射能量の正確な評価が困難となる。
- 試験片が大きい (厚みがある) と放射線計測時に試験片自身での γ 線の自己吸収が無視できなくなり誤差を生じる。また自己吸収の正確な評価 (補正) は一般的に困難である。
- 試験片の放射能量が大きくなると、放射線計測時に検出器での数

え落しが増し誤差を生じる。

上記のような問題を解決するため、試験片の形状が大きい又は複雑な形状な場合や含まれる放射エネルギーが多い場合には、切断等により適切な試料量、形状にした後に放射線計測を行う。

② 分離測定

微弱な γ 線や透過力の弱い（自己吸収を受けやすい） β 線や X 線などを放出する核種の場合には、化学分離操作により対象核種を分離・抽出して測定する。測定フローを図 3.2.1.6(3)-2 に示す。測定対象は、微弱な γ 線や透過力の弱い X 線、 β 線などを放出する核種である。試験片を溶解後、核種分離などの化学操作により測定対象核種を抽出し放射線計測を行う。核種分離操作では、放射線計測時に妨害となる元素や核種を測定対象核種から分離・除去する。放射線計測では、測定核種が放出する放射線に応じた機器を使用する。本測定操作による制約条件等は以下の通りである。

- ・ 化学操作(とくに核種分離操作)は複雑であり、セルでの遠隔操作では困難なため、人が直接操作する必要がある。その際に、作業者の被ばくを考慮する必要があるため、扱える試料の量(放射エネルギー)に制約がある。取扱可能な試料量は、測定対象核種の放射エネルギーではなく、被ばくに寄与する核種(炉内構造物の場合は ^{60}Co)の放射エネルギーで決まる。
- ・ 試料量が多いと化学操作時の処理が困難となる。分析に供する試料量としては多くても 1g～数 g 程度と考えられる。

$^{93\text{m}}\text{Nb}$ の放射能測定は分離測定により行う。 $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の詳細な放射能測定方法は 3)に記載する。なお、放射能測定に供する試験片の量は、上記の通り、被ばくや化学操作の観点から制約(上限)がある。したがって、測定を実施するにあたり、放射化計算により評価した試験片の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ 濃度より、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$ を測定するために必要な試験片量を見積り、その量が上限内であることを確認しておく必要がある。化学操作の観点では、試験片中の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ 濃度は上記の通り $2.9 \times 10^4 \text{Bq/g}$ 以上と見込まれ、試験片の量としては 0.1 g 程度以上あれば

十分であり、処理可能な範囲の量にあるため問題はないと考えられる。一方、作業者の被ばくの観点では、測定に供する試験片量（上記の ^{93m}Nb の放射能濃度の場合には想定量としては 0.1 g 程度）の時に、試験片中の被ばくに寄与する核種 (^{60}Co) の放射エネルギーが、被ばく上取り扱い可能な範囲内であることを今後確認する必要がある。ここで、被ばくに寄与する核種の放射エネルギー（濃度）は ^{93m}Nb 同様に放射化計算により確認する。

3) ^{93m}Nb の放射能測定方法

① ^{93m}Nb の測定方法

^{93m}Nb は 16.6 keV 及び 18.6 keV の X 線を放出し、放射線計測時には自己吸収や他核種からの妨害を考慮した測定が必要となる。 ^{93m}Nb の測定方法としては、X 線測定法及び液体シンチレーション計数法がある[3.2.1.6(3)-1]。各測定方法の概要を表 3.2.1.6(3)-3 に示す。いずれの測定方法も測定時に他核種の妨害を受けるため、 ^{93m}Nb を分離・抽出した上で測定する必要がある。炉内構造物材料では、特に ^{93}Mo を ^{93m}Nb から除去して測定する必要がある。 ^{93}Mo は ^{93m}Nb と同じエネルギーの X 線を放出するため、 ^{93}Mo が含まれると、 ^{93m}Nb の測定結果に誤差が生じる。なお、 ^{93}Mo は、Mo の安定同位体の一つである ^{92}Mo の熱中性子捕獲反応によって生成される。

② ^{93m}Nb の分離・抽出方法

^{93m}Nb の放射線計測を行う前に分離・抽出操作が必要となる。炉内構造物中の ^{93m}Nb に関して、ロシア型加圧水型原子炉 VVER-440 から採取した炉内構造物（Nb 1%含有）を対象に ^{93m}Nb を分離・測定した報告例[3.2.1.6(3)-2]がある。 ^{93m}Nb 分離方法の概要は以下の通りである。分離操作には Nb と Mo の分離も含まれる。

- ・ 分析試料を塩酸、フッ化水素酸、硝酸の混合液で溶解
- ・ 溶解液を 8 mol/L フッ化水素酸に調製
- ・ 溶解液を陰イオン交換樹脂に通液後、樹脂に 8 mol/L フッ化水素酸を通液する。Fe、Co などが樹脂の通過液に含有
- ・ 続いて、8 mol/L フッ化水素酸と 4 mol/L 塩酸の混合溶液を通液

Mo などが樹脂から溶離し、樹脂の通過液に含有

- ・ 続いて、3 mol/L 塩酸と 0.1 mol/L フッ化水素酸の混合溶液を通液。Nb などが樹脂から溶離し、樹脂の通過液に含有

③ 試験片での ^{93m}Nb の放射能測定方法

^{93m}Nb の測定方法及び分離方法を基に、試験片の ^{93m}Nb 放射能濃度の測定フローを整理した。分離方法については、②の報告例の他に、フッ化水素酸や塩酸系での陰イオン交換樹脂での元素吸着挙動の報告^[3.2.1.6(3)-3]も参考とした。測定フローを図 3.2.1.6(3)-3 に示す。 ^{93m}Nb の測定は表 3.2.1.6(3)-3 のうちの X 線測定法によるものとした。また、フローには初期元素濃度評価のための測定 (Nb の測定) も含む。

4) 廃炉材の初期元素濃度及び放射エネルギーの測定方法

① 試料の溶解

試験片を硝酸、塩酸、フッ化水素酸の混合液で溶解する。試料量は 0.1 g 程度とする。ただし、事前に対象の試験片中の ^{93m}Nb の放射能濃度を解析等により評価し、装置の検出限界値以上の量 (放射線計測時の精度を考慮すると検出限界値よりも 1 桁程度多い量) が試験片に含まれることを確認する。分析に供する試験片中の放射エネルギーが 0.1g 程度では不十分な場合には、検出限界値以上となるように分析に供する試験片の量を増やす (ただし、3.2.1.6(3)2)②に記載した通り、増やせる量には上限がある)。

② 初期元素濃度評価のための測定

溶解液の一部を分取・希釈する。希釈した液について、誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS) 又は誘導結合プラズマ発光分析装置 (ICP-AES) で Nb を測定する。測定時には、既知量の Nb 標準液を測定して検量線を作成し、Nb の定量を行う。

③ 測定対象核種の分離・抽出

溶解液の 9 割ほどを分取し、回収率評価のため Nb 担体を添加する。Nb 担体添加後の液を蒸発乾固し、残留物を 2 mol/L フッ化水素酸で溶解後、陰イオン交換樹脂を充填したイオン交換カラムに通液する。続いて、カラムに 2 mol/L フッ化水素酸を通液し、構造材の

主成分である Fe や主要な放射性核種である ^{60}Co をカラムから流出させる。その後、8 mol/L フッ化水素酸と 4 mol/L 塩酸の混合液を通液し Mo をカラムから溶離させる。さらに 1 mol/L 塩酸を通液することで Nb をカラムから溶離させる。

④ 放射能測定

Nb を含む 1 mol/L 塩酸溶液について、イオン交換分離時に混入したフッ化水素酸を除去するため蒸発乾固し、塩酸（濃度は 1 mol/L 程度）で再溶解する。1 mol/L 塩酸溶液より $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の X 線測定用試料と回収率評価用の ICP-MS 又は ICP-AES 測定試料を調製する。X 線測定用に 1 mol/L 塩酸溶液を分取する。分取した液にランタンを添加後、アンモニア水を加えて水酸化ランタンを沈殿させ、沈殿物に Nb を共沈させる。ろ過により沈殿物をメンブレンフィルタに捕集し、X 線測定用試料とする。X 線測定用試料の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ が放出する X 線を低エネルギー光子測定装置（LEPS）で測定し、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の放射エネルギーを定量する。ICP-MS 又は ICP-AES 測定用に塩酸溶液の一部を分取・希釈する。希釈液について ICP-MS 又は ICP-AES で Nb を測定する。測定時には、既知量の Nb 標準液を測定して検量線を作成し、Nb の定量を行う。分離前の Nb 量と 1 mol/L 塩酸溶液中の Nb 量から Nb の回収率を評価する。

⑤ 放射能濃度の評価

試験片中の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ 放射能濃度 S (Bq/g) は次式により求まる。

$$S = \frac{A}{m}$$

$$A = \frac{A_m}{F_1 F_2 Y}$$

$$F_1 = \frac{M_1}{M_0}$$

$$F_2 = \frac{M_m}{M_2}$$

$$Y = \frac{W_2}{W_1} = \frac{M_2 \times C_2}{M_1 \times C_1 + W_s}$$

ここで、

M	: 溶解に供した試験片の質量 (g)
A	: 試験片の放射エネルギー (=試験片の溶解液の放射エネルギー) (Bq)
A_m	: 測定放射エネルギー (Bq)
F_1	: 溶解液の分離・抽出に供した割合 (-)
F_2	: 回収液の放射能測定に供した割合 (-)
Y	: 化学分離における回収率 (-)
M_0	: 溶解液の質量 (g)
M_1	: 分離・抽出に供した溶解液の質量 (g)
M_2	: 分離・抽出後に回収した液の質量 (g)
M_m	: 放射能測定に供した回収した液の質量 (g)
W_1	: 分離・抽出に供した元素量 (g)
W_2	: 回収液中の元素量 (g)
C_1	: 分離・抽出に供した溶解液中の元素濃度 ($\mu\text{g/g}$)
C_2	: 回収液中の元素濃度 ($\mu\text{g/g}$)
W_s	: 担体として加えた元素量 (g)

⑥ Mo 起源の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の放射エネルギーの評価

(a) 評価方法

Nb に対して Mo の比率が高いと Mo 起源の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ が無視できなくなる。測定で得られるのは Nb 起源と Mo 起源が合わさった $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の量である。したがって、Nb 起源の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の量を評価するためには、Mo 起源の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ を評価して、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の測定値からを差し引く必要がある。Mo 起源の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ は、 ^{92}Mo の熱中性子捕獲反応により生成した ^{93}Mo が壊変して生成する。測定日時点の Mo 起源の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ は以下の式で計算される。

$$A_{\text{Nb}93\text{m}(\text{Mo})} = \lambda_{\text{Nb}93\text{m}} N'_{\text{Nb}93\text{m}} \quad (1)$$

$$N'_{\text{Nb}93\text{m}} = \frac{\lambda_{\text{Mo}93}}{\lambda_{\text{Nb}93\text{m}} - \lambda_{\text{Mo}93}} N_{\text{Mo}93} (e^{-\lambda_{\text{Mo}93} t_m} - e^{-\lambda_{\text{Nb}93\text{m}} t_m}) + N_{\text{Nb}93\text{m}} e^{-\lambda_{\text{Nb}93\text{m}} t_m} \quad (2)$$

$$N_{\text{Mo}93} = N_{\text{Mo}92} \sigma_{\text{Mo}92} \varphi_{\text{th}} \left(\frac{e^{-\sigma_{\text{Mo}92} \varphi_{\text{th}} t}}{\lambda_{\text{Mo}93} - \sigma_{\text{Mo}92} \varphi_{\text{th}}} + \frac{e^{-\lambda_{\text{Mo}93} t}}{\sigma_{\text{Mo}92} \varphi_{\text{th}} - \lambda_{\text{Mo}93}} \right) \quad (3)$$

$$N_{\text{Nb}93\text{m}} = N_{\text{Mo}92} \sigma_{\text{Mo}92} \varphi_{\text{th}} \lambda_{\text{Mo}93} \left[\frac{e^{-\sigma_{\text{Mo}92} \varphi_{\text{th}} t}}{(\lambda_{\text{Mo}93} - \sigma_{\text{Mo}92} \varphi_{\text{th}})(\lambda_{\text{Nb}93\text{m}} - \sigma_{\text{Mo}92} \varphi_{\text{th}})} + \frac{e^{-\lambda_{\text{Mo}93} t}}{(\sigma_{\text{Mo}92} \varphi_{\text{th}} - \lambda_{\text{Mo}93})(\lambda_{\text{Nb}93\text{m}} - \lambda_{\text{Mo}93})} + \frac{e^{-\lambda_{\text{Nb}93\text{m}} t}}{(\sigma_{\text{Mo}92} \varphi_{\text{th}} - \lambda_{\text{Nb}93\text{m}})(\lambda_{\text{Mo}93} - \lambda_{\text{Nb}93\text{m}})} \right] \quad (4)$$

ここで、

- $A_{\text{Nb}93\text{m}(\text{Mo})}$: 測定日時点の Mo 起源の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ 放射能
- $N_{\text{Nb}93\text{m}}$: 測定日時点の Mo 起源の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の原子数
- $N_{\text{Mo}93}$: 照射終了時点の ^{93}Mo の原子数
- $N_{\text{Nb}93\text{m}}$: 照射終了時点の Mo 起源の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の原子数
- $N_{\text{Mo}92}$: ^{92}Mo の初期原子数
- $\sigma_{\text{Mo}92}$: $^{92}\text{Mo}(n, \gamma) ^{93}\text{Mo}$ の反応断面積
- φ_{th} : 熱中性子束
- t : 照射期間
- t_{m} : 照射終了時点から測定までの期間
- $\lambda_{\text{Mo}93}$: ^{93}Mo の崩壊定数
- $\lambda_{\text{Nb}93\text{m}}$: $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の崩壊定数

上記式のうち、 $N_{\text{Mo}93}$ は ^{93}Mo を測定することで(5)式により評価が可能となる。

$$N_{\text{Mo}93} = \frac{A_{\text{Mo}93}}{\lambda_{\text{Mo}93} e^{-\lambda_{\text{Mo}93} t_{\text{m}}}} \quad (5)$$

^{93}Mo の測定値に基づいた Mo 起源の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の量を求める手順は以下のとおりである。まず、(5)式により、 ^{93}Mo の測定値から、照射終了時の ^{93}Mo の原子数 $N_{\text{Mo}93}$ を求める。次に、得られた $N_{\text{Mo}93}$ を(3)式に代入すると、断面積と熱中性子束の積 $\sigma_{\text{Mo}92}\varphi_{\text{th}}$ が得られる。続いて(4)式に

$\sigma_{\text{Mo}92}\phi_{\text{th}}$ を代入すると、照射終了時の ^{92}Mo 起源の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の原子数 $N_{\text{Nb}93\text{m}}$ が得られる。(3)式に $N_{\text{Mo}93}$ と $N_{\text{Nb}93\text{m}}$ を代入すると、照射から測定までの間に ^{92}Mo から生成する $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の原子数 $N'_{\text{Nb}93\text{m}}$ が得られる。最後に、 $N'_{\text{Nb}93\text{m}}$ を(2)式によって Mo 起源の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の放射エネルギー $A_{\text{Nb}93\text{m}(\text{Mo})}$ に変換する。

(b) ^{93}Mo 放射能の測定

^{93}Mo の放射能は、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$ を分離・抽出する際に発生した Mo 含有液 (図 3.2.1.6(3)-3 参照) を使用して測定する。Mo の測定フローを図 3.2.1.6(3)-4 に示す。Mo を含む 8 mol/L フッ化水素酸と 4 mol/L 塩酸の混合溶液を蒸発乾固後、硝酸 (濃度は 1 mol/L 程度) で溶解する。1 mol/L 硝酸溶液にランタンを 1 mg 添加後、アンモニア水を加え水酸化ランタン沈殿を生じさせる。ここで、液相に Mo が含まれ、固相 (沈殿物) にイオン交換分離で除去しきれなかった ^{60}Co が含まれる。ろ過後、ろ液を蒸発乾固し、塩酸 (濃度は 1 mol/L 程度) により溶解する。1 mol/L 塩酸溶液より ^{93}Mo の X 線測定用試料と回収率評価用の ICP-MS 又は ICP-AES 測定試料を調製する。X 線測定用に 1 mol/L 塩酸溶液より一部分取する。分取液に、臭素水、 α -ベンゾインオキシム/エタノール溶液を加え Mo 沈殿を生成させる。ろ過により沈殿物をメンブレンフィルタで捕集し X 線測定用試料とする。X 線測定用試料の ^{93}Mo が放出する X 線を LEPS で測定し、 ^{93}Mo の放射エネルギーを定量する。LEPS は放射エネルギー既知の標準試料を用いて校正する。ICP-MS 又は ICP-AES 測定用に塩酸溶液を一部分取・希釈する。希釈液について ICP-MS/AES で Mo を測定する。測定時には、既知量の Mo 標準液を測定して検量線を作成し、Mo の定量を行う。分離前の Mo 量と 1 mol/L 塩酸溶液中の Mo 量から Mo の回収率を評価する。

<参考文献>

[3.2.1.6(3)-1] ASTM E1297-08(2013) Standard Test Method for Measuring Fast-Neutron Reaction Rates by Radioactivation of Niobium.

- [3.2.1.6(3)-2] T. Serén, T. Kekki, Retrospective dosimetry based on niobium extraction and counting – VTT's contribution to the RETROSPEC project (2003).
- [3.2.1.6(3)-3] 藤本 京子, 志村 眞, 陽・陰イオン交換樹脂層別充填カラム分離/誘導結合プラズマ質量分析法による高純度鉄中微量元素の定量, 分析化学, 2001, 50 卷, 3 号, p.175-182.

表 3.2.1.6(3)-1 元素濃度の測定方法と注意点

測定方法	誘導結合プラズマ質量分析 (ICP-MS)	誘導結合プラズマ発光分析 (ICP-AES)
測定試料 の性状	液体 (固体は溶液化)	液体 (固体は溶液化)
原理	<p>元素(核種)の質量数に着目して測定。プラズマで元素をイオン化し、マススペクトルとイオン量から元素(核種)を特定、定量する。</p> <p>液体試料中の濃度で ppb (ng/mL) ~ ppt (pg/mL) レベルまで測定が可能。ICP-AES よりも低い濃度の測定が可能。</p>	<p>元素が発光する際の波長に着目して測定。プラズマで原子(元素)を発光させ、発光スペクトルと発光強度から元素を特定、定量する。</p> <p>液体試料中の濃度で ppm (μ g/mL) ~ ppb (ng/mL) レベルまで測定が可能。</p>
注意点など	<p>質量数が同じ元素(同重体)が存在すると、測定時に妨害となる。</p>	<p>取得できる情報は元素濃度のみであり、核種濃度が必要な場合は、元濃度に同位体比を乗じて求める必要がある。同位体比は天然であれば天然存在比を使用。</p>
照射材料 測定時の 注意点	<p>照射により天然には存在しない核種が生成するため、測定対象元素(核種)と同じ質量数(同重体)の生成の有無や量を評価しておく必要がある。</p> <p>量が無視できないほど生成する場合には、測定値から同重体の寄与を差し引くなどの補正が必要となる。</p>	<p>照射により元素の同位体比(特定の同位体が照射により減少又は増加)が変化していると、核種の濃度を算出する際に天然存在比を用いることができない。</p> <p>分析試料中の元素の同位体比を測定するなどの対応が必要となる。</p>

表 3.2.1.6(3)-2 試験片 1g における冷却期間を考慮した ^{93m}Nb 放射能量推定値
(運転終了である 2008 年度からの冷却期間を考慮)

	起源 元素	元素含有量 [ppm]	起源元素 1g あたりの ^{93m}Nb 放射能量 [Bq/g]*1	元素含有量に応じた ^{93m}Nb 放射能量[Bq]
SUS316	Nb	1 以上 (想定値)	1.6×10^9 *3	1.6×10^3 以上
	Mo	20,000~30,000 (規格値)	2.6×10^6 *3	$5.2 \times 10^5 \sim$ 7.8×10^5
SUS304	Nb	150*2 (想定値)	2.9×10^8 *4	4.4×10^5
	Mo	1100*2 (想定値)	3.6×10^5 *4	4.0×10^3

*1: 表 3.2.1.6(2)-5 の記載による。取出し年度に放射能測定の間を 1 年加えて冷却期間を想定している。

*2: 表 3.2.1.6(2)-2 の記載による。

*3: 上部格子板位置の放射能量を想定し、取出し: 2026 年度(19 年冷却)の冷却を考慮。

*4: 炉心シュラウド位置の放射能量を想定し、取出し: 2028 年度(21 年冷却)の冷却を考慮。

表 3.2.1.6(3)-3 ^{93m}Nb の測定方法

測定方法	測定装置	概要
X線測定法	<p>Si(Li)検出器 又は 低エネルギー用 Ge 検出器</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ (低エネルギー光子測定装置 (LEPS) など) 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 自己吸収を低減するため低面密度の X 線測定試料を作製し、^{93m}Nb が発する X 線を測定 ▪ 検出器は、^{93m}Nb 標準線源あるいは他の X 線源を用いて校正 ▪ 測定線源と校正線源の形状が異なる場合には、X 線の自己吸収の補正が必要
液体シンチレーション計数法	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 液体シンチレーションカウンタ 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 測定試料を液体シンチレータと混合し測定 ▪ 測定試料中の ^{93m}Nb の放射能は、標準線源との測定結果との比較によって決定 ▪ 測定試料、ブランク試料、標準試料を同じ条件で測定し、バックグラウンド補正

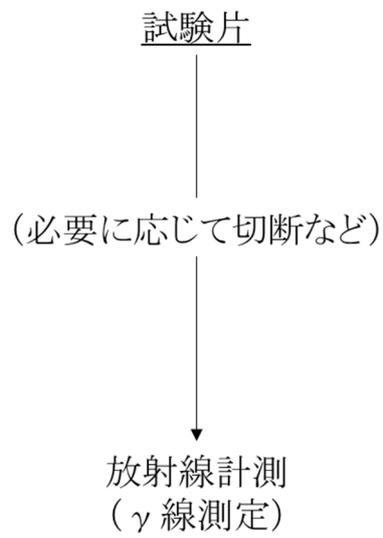


図 3.2.1.6(3)-1 非分離測定の概略フロー

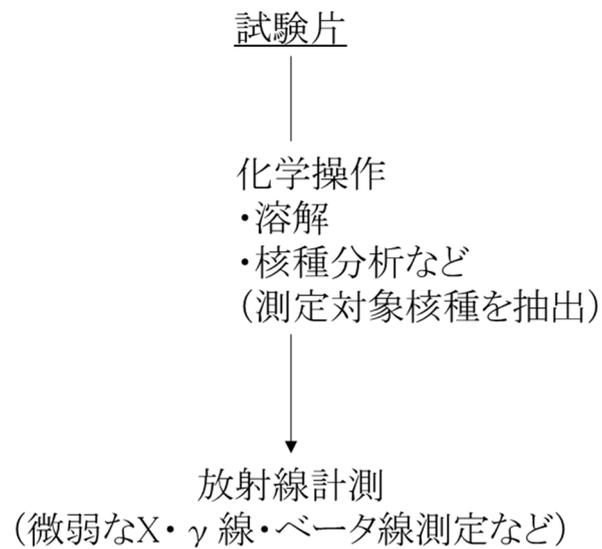
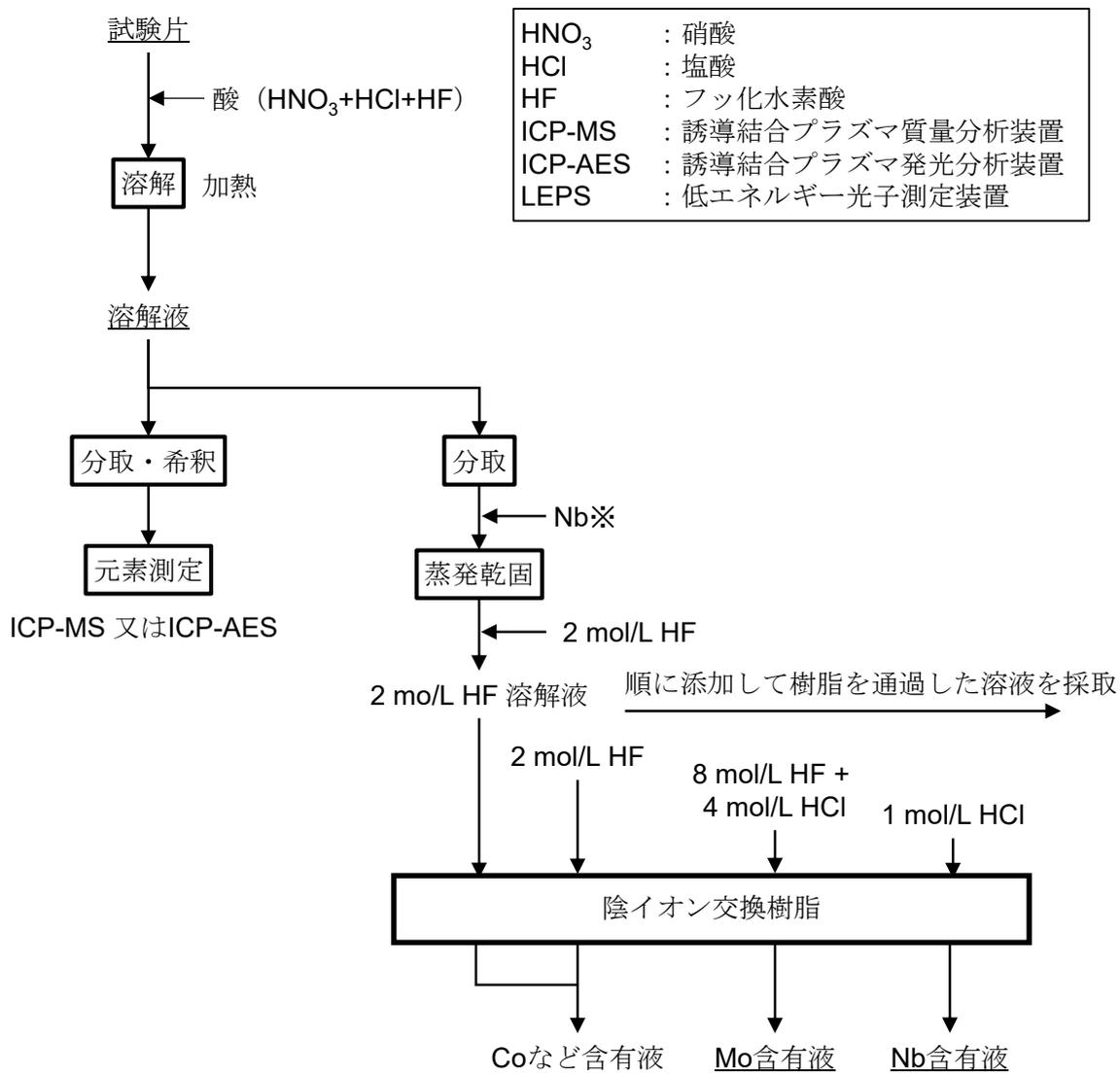


図 3.2.1.6(3)-2 分離測定 of 概略フロー



※回収率評価用にNbを既知量添加

図 3. 2. 1. 6 (3)-3 試験片の ^{93m}Nb 放射能濃度の測定フロー (1/2)

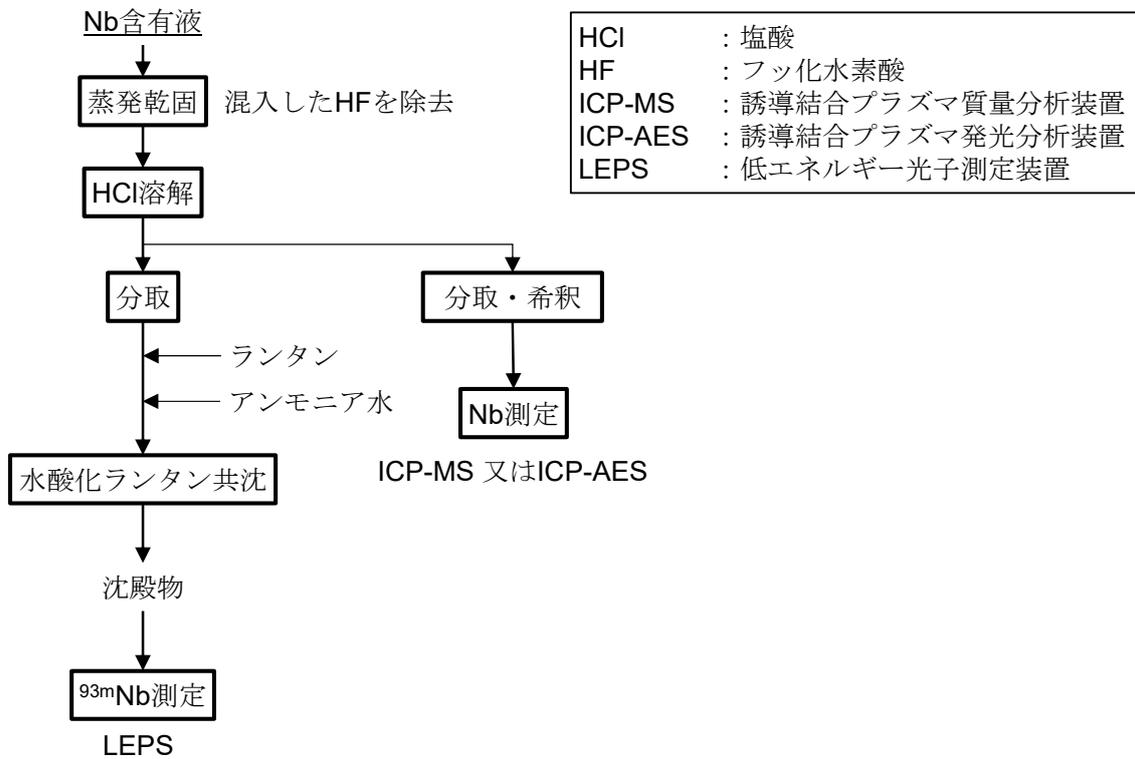
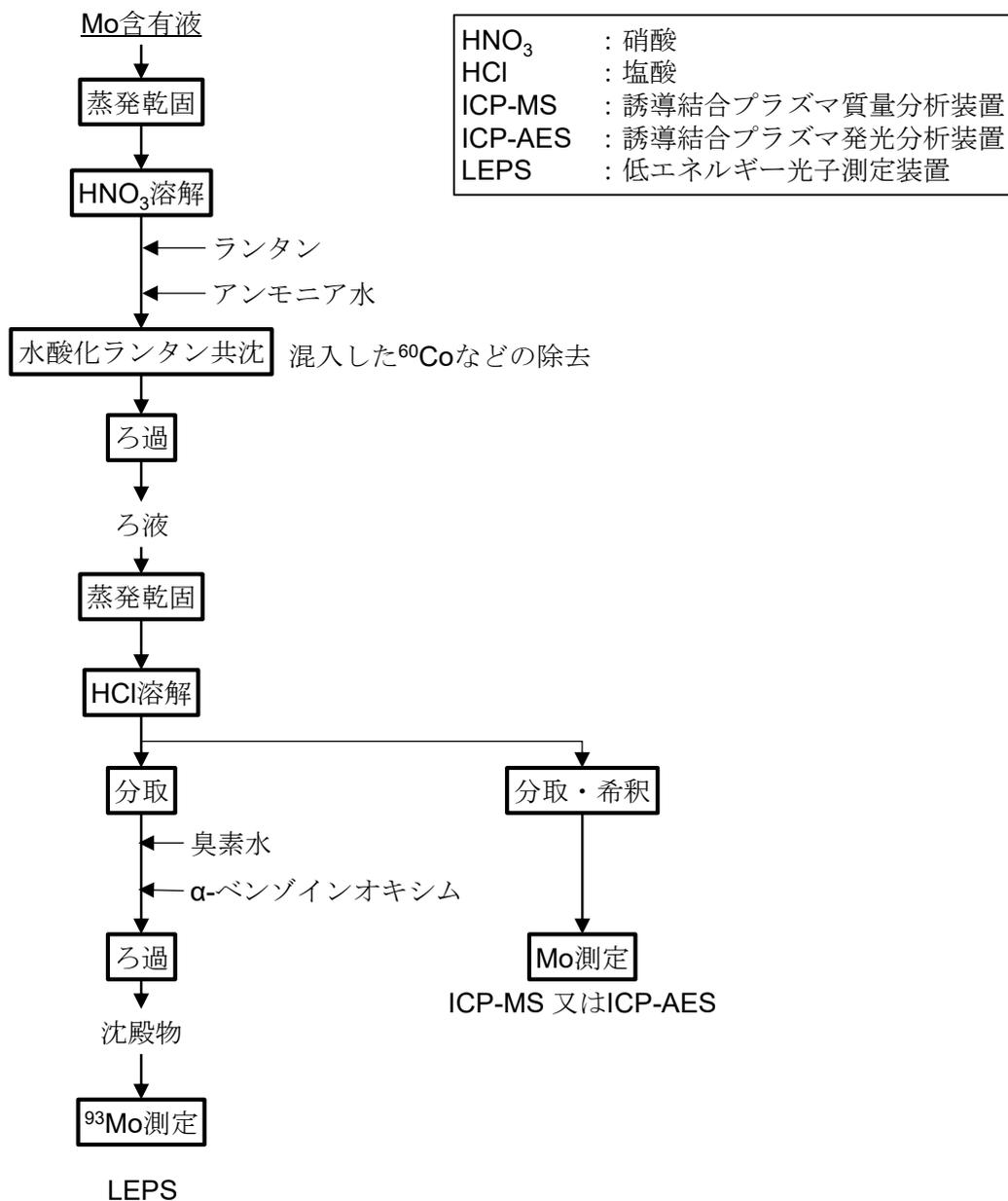


図 3. 2. 1. 6 (3)-3 試験片の ^{93m}Nb 放射能濃度の測定フロー (2/2)



(注: 図 3.2.1.6(3)-3 ^{93m}Nb の分離・測定フローの Mo 含有液を使用)

図 3.2.1.6(3)-4 試験片の ⁹³Mo 放射能濃度の測定フロー

(4) 放射能測定結果に基づく中性子照射量評価手法

主成分元素として Mo を含んでいない SUS304 である炉心シュラウドは初期 Mo/Nb 比が小さく、特定の高速中性子との反応以外から ^{93m}Nb が生成されることの影響が小さいと想定されることを確認した。これにより、 ^{93m}Nb 放射エネルギーを測定することにより、監視試験時の中性子照射量評価方法と同様に評価できる可能性を確認した。

一方、主成分元素として Mo を含んでいる SUS316 である上部格子板は初期 Mo/Nb 比が大きく、特定の高速中性子との反応以外から ^{93m}Nb が生成されることの影響は大きいと想定されることを確認した。これにより、 ^{93m}Nb 放射エネルギーの精度が問題となる。ただし、計算としてはそれぞれ SUS316 と SUS304 を対象として評価可能であり、炉心シュラウドと合わせて評価することにより高速中性子以外を含めた中性子スペクトルの確認となり、上部格子板の中性子照射量を推定可能と考える。

本項では、中性子照射量の評価手法の立案を実施したものの、放射能測定から中性子照射量の一連の評価が実際に適用可能であることを検証しておく必要がある。したがって、実機の照射材料用いての試験実施により評価手法の妥当性を確認しておく必要がある。

3.2.1.7 試験体採取の詳細プロセス整理

本項では本研究における試験体採取の詳細プロセス整理により、解体工事に対する要求項目をまとめる。

本研究と解体工事は実施体制が異なることから、事前に解体工事の実施内容を把握の上、本研究の計画に反映する必要がある。

また、本研究における試験体採取を実施する想定ケースを解体工事前後の 2 ケースとした場合、下記的前提条件が満足されているかを確認しておく必要がある。

【共通事項】

- ・ 工程全般として、作業エリアの確保や天井クレーンや燃料交換機が使用可能。
- ・ サイトでの輸送容器の受入／搬出において、大物搬入口からの受入れ／搬出が可能であること。
- ・ 試験体の輸送において、規定の放射エネルギーを超えないこと。
- ・ 照射後試験施設での試験体の受入れにおいて、照射後試験施設内の保管庫の容量を超えないこと。

【解体工事開始前に試験体を採取するケース】

- ・ 炉内作業において上部格子板／炉心シュラウドから一次切断として供試体を採取する場合、又は二次切断までを含め試験片を採取する場合には、RPV 開放済みであり、蒸気乾燥器、シュラウドヘッドが取り外されていることや、採取位置候補位置において炉内機器の干渉がない。
- ・ 炉内作業において一次切断として供試体を採取した後、供試体を DSP に移動し試験体採取のための二次切断を実施する場合、DSP 内に切断機材が投入できる空間があること。

【解体工事後に試験体を採取するケース】

- ・ 上部格子板／炉心シュラウドの撤去の際には、座標位置が確認できる状態であることが必要である。このため、廃炉材研究側で打刻機材等を準備し、撤去の際に打刻して管理できる運用とする必要がある。また、靱性回復の原因となりうる影響（過大な熱影響等）がないこと。
- ・ 打刻された当該の材料を DSP に移動し、供試体へ加工、試験体への加工を実施する際には、DSP 内に切断機材が投入可能であること。

3.2.2 事業計画案の見直し

3.2.1 項に示す成果を総合的に検討し、令和5年度以降の靱性低下に係る研究の事業計画案（実施不可も含む）を必要に応じて見直した。令和4年度は、試験体採取仕様詳細の検討として、令和3年度に策定した試験計画案に基づき、試験体採取仕様の詳細を検討した。試験体採取の詳細仕様の検討にあたっては、選定した対象プラントの供試体採取案とした「機器廃棄時の供試体採取」を念頭に、事業者が当該機器の廃棄切断・取り出し時に実施することとなるため、廃棄工程・要領詳細の検討着手段階で、廃棄作業による供試体への物理的な切断に伴う塑性変形や熱的な切断を用いた際の入熱に伴う運転履歴（材料影響）の回復等により、本研究に影響が出ないようにするための採取仕様の事前に提示する必要があることから、現地の供試体採取から採取後の輸送準備といった基本プロセス整理と、事前に検討すべき要求仕様の抽出結果に基づき、試験体採取仕様の詳細の策定にフィードバックが必要となるプロセスを選定し、試験体採取仕様の詳細を検討した。

今後の事業計画は、試験体採取対象プラントをH-1とし、対象機器である上部格子板、並びに炉心シュラウドからの試験体採取時期を対象プラントの廃炉段階を踏まえ2026年度以降と想定し、事業計画の見直しを行うこととした。なお、試験体採取には事業者協力が前提となることから、その廃炉工程の進捗に基づき見直しとなる可能性がある。事業計画は採取時期の想定（2026年度）をキープランとして、具体的な計画検討を行うこととし、その計画に基づき「採取と輸送」の設計・製作・試験プロセスも念頭に工事基本実施計画を具体化する必要がある。また、採取と輸送の課題である採取した試験体の「照射量の評価手法の検討」や、「解体工法の影響の検証（切断等）」も必要である。

更に、対象プラントの廃炉工程の進捗状況によっては、採取想定時期（2026年度）に炉内機器の廃棄段階に至らず、例えば廃炉時冷温停止のままも想定され、その場合は本研究にて原子炉開放作業を想定する必要性も出てくる。この場合、原子炉開放には、運転プラントの定期事業者検査と同様に、原子炉建屋オペレーションフロア床面のシールドプラグ開放や、原子炉格納容器の開放、原子炉ウェル満水（水張）といった作業が想定される。原子炉開放時の試験体採取は、原子炉上部から対象炉内機器にアクセスする必要があるため、令和3年度に検討をHOLDとした原子炉内機器の廃棄前に、原子炉内に据え付けられたままの状態での炉内より試験体を採取する「事前サンプリング工法」の検討を再開するとともに、前述の原子炉開放プロセス

への準備も含めた工事基本計画の策定が必要となる。

以上を踏まえ、事業計画は「工事基本実施計画」の策定として、

■ 計画検討

- ① 現地供試体採取工法（炉内機器が廃棄段階）
- ② 事前サンプリング工法（炉内機器が廃棄前で炉内に据付のまま）

■ 採取と輸送（設計・製作・試験プロセス含む）

■ 試験と評価

- ① 照射量の評価手法の検討
- ② 解体工法の影響の検証（切断等）

以上を念頭に見直した事業計画案を図 3.2.2-1 に示す。

令和5年度以降は、本研究で使用する試験体採取の想定工事実施時期を念頭に、選定した対象プラントとその機器からの試験体採取工法の具体化した工事基本実施計画（案）を検討し策定する。

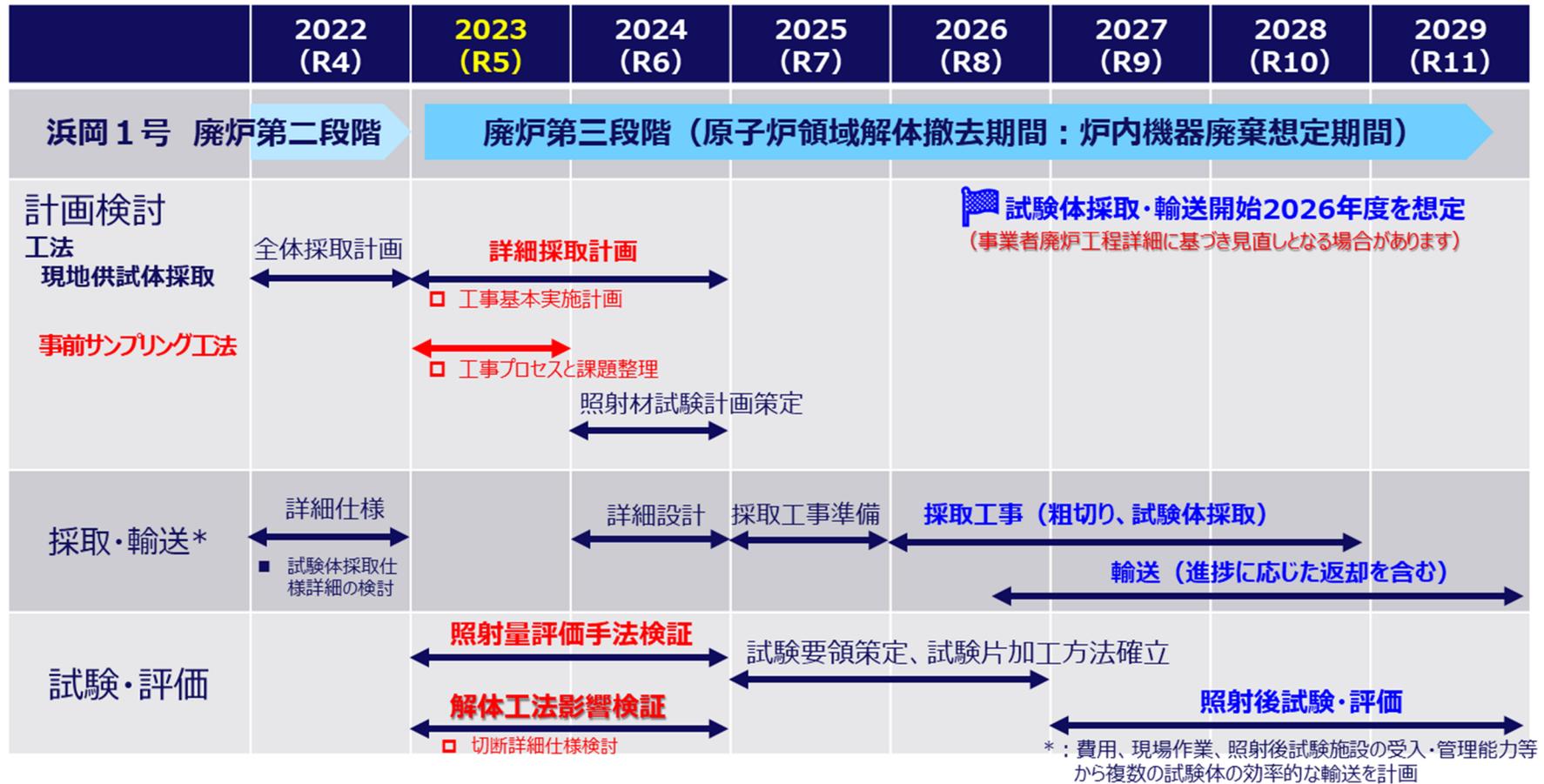


図 3.2.2-1 靱性低下に係る研究 令和4年度以降の事業計画案（見直版）

3.3 予防保全対策技術の保守性に係る研究

本研究では、SCC 発生を防止するための予防保全として実施した応力改善工法施工部位（ピーニング等）を対象とした残留応力評価を行い、事業者が実施した施工箇所に対する検査頻度の緩和について、亀裂の解釈の考え方の保守性を検証することを目的として実施する。

ここで、実機の応力改善施工部位の残留応力評価を行う一つの方法として、廃炉プラントの施工部位を切断採取し、試験研究施設において残留応力を測定する方法が考えられる。これを行うためには、採取により施工部の残留応力が変化しないこと、試験研究施設輸送が可能な大きさまで小さくできること、かつ、汚染された材料の残留応力測定が可能であることが必要となる。また、廃炉工程では被ばく低減等のため化学除染を実施しているが、この化学除染が応力改善工法施工部位の残留応力に与える影響の確認が必要である。

以上の観点から、令和4年度は、事業計画に基づき、以下を実施した。

(1) 試験仕様詳細の検討

- 除染の影響確認試験の実施仕様詳細の検討
 - ・ 除染実績の調査
 - ・ 試験片準備、試験条件に係る検討
 - ・ 試験装置に係る検討
- 複合的な応力状態を踏まえた影響確認の詳細実施要領の検討
 - ・ 解析的アプローチによる切断影響確認
 - ・ 試験的アプローチによる切断影響確認

(2) 現地気中環境における残留応力測定工法の成立性検討

- 既存の施工システムの調査
- 残留応力機材搭載時の工法への影響
- 蒸気発生器内の環境に関する調査

(3) 事業計画案の見直し

3.3.1 試験仕様詳細の検討

3.3.1.1 除染の影響確認試験の実施仕様詳細の検討

応力改善工法のうち、表層部の応力を改善する工法であるピーニング（ショットピーニングやレーザーピーニングなど）については、一般的に廃炉初期段階に作業員の被ばく低減を目的に実施する化学除染で、その表層部の残留応力に影響を与える可能性も考えられる。令和3年度に策定した除染によるピーニング施工部の残留応力分布への影響確認試験（以下、「除染の影響確認試験」という）案を基に、実施仕様詳細を検討した。実施仕様詳細を検討するにあたり、国内外の実機 BWR プラントで広く適用されている HOP（Hydrazine, Oxalic Acid and Potassium Permanganate）法による化学除染の実績を調査し、これらの除染実績を踏まえて、①試験片形状及び試験条件、②試験装置について検討した。

(1) 除染実績の調査

除染の影響確認試験を計画するにあたり、除染条件等に関するパラメータを検討する必要がある。そのため、これまでの実機 BWR プラント（供用中並びに廃炉プラント）の除染実績を調査することとした。調査対象は、BWR プラントで広く適用されている HOP 法による化学除染実績とした。以下に、HOP 法の原理とそれを踏まえた実機除染実績の調査について示す。

1) HOP 法の原理

HOP 法では、その名前の由来となるヒドラジン、シュウ酸と過マンガン酸カリウムを除染剤として使用するものであり、海外を中心に先行していた CORD（Chemical Oxidation Reduction Decontamination）法と同じ酸化・還元除染法に分類される。

酸化剤で酸化皮膜中のクロム酸化物を溶解する酸化工程と、還元除染剤（以下、「還元剤」という）で残った鉄系の酸化物を溶解する還元工程とを交互に複数回適用することにより酸化皮膜を除去する方法である。HOP 法では除染剤としてヒドラジンをシュウ酸に添加して還元剤の pH を 2.5 に制御することで、除染性能を低下させることなく、母材の腐食を抑制できることが特徴である。一方で BWR プラントにおいても水素注入等の還元環境で運転されたプラントでは、酸化皮膜中のクロム含有率が高くなり、ほぼ中性領域を示す過マンガン酸カリウムでは酸化皮膜の溶解力が不足するが生じる。これに対して CORD 法で使用され

ていた過マンガン酸を用いる HOP(Ⅱ)法も、H-1 などの適用例がある。
以下に各除染工程の概要を記載する。

① 昇温

除染対象系統に純水で水張りをを行い、ヒータで加熱して除染温度となる $90\pm 5^{\circ}\text{C}$ に昇温する。

② 酸化

温度が上昇したところで酸化（除染）剤を注入し、酸化（除染）を開始する。酸化（除染）終了は過去の実績を参考にした計画時間とすることが基本であるが、除染剤中に溶出してくるクロムや放射能濃度の変化をモニタしながら最終的には現場で判断する。

③ 酸化剤分解

酸化剤の分解工程ではシュウ酸を添加することにより過マンガン酸イオンを分解して、カチオン交換樹脂で除去可能なマンガンイオンとする。

④ 還元・浄化

酸化剤の分解工程が終了したら、そのままシュウ酸を注入して還元・浄化で使用する除染剤濃度である **2000ppm** となるように調整し、還元・浄化工程に入る。還元・浄化工程では、溶出してくるコバルト 60 等の放射性核種やカチオン形の金属イオンを除去するためにカチオン交換樹脂への通水を行う。また、この工程ではヒドラジンを注入して除染剤の pH を制御する。還元・浄化の終了も酸化（除染）の終了と同様に、過去の実績を参考にした計画時間とすることが基本であるが、除染剤中に溶出してくる鉄や放射能濃度の変化をモニタしながら、最終的には現場で判断する。

⑤ 還元剤分解

還元・浄化終了後は、除染剤の一部に過酸化水素を添加して触媒塔に通水し、ヒドラジンを窒素と水に、シュウ酸を二酸化炭素と水に分解し、除染剤成分が二次廃棄物とならないようにする。除染剤成分濃度が目標値以下になったことを確認して分解工程を終了する。

⑥ 浄化

還元剤分解後の浄化工程には、酸化・還元・浄化サイクル間に実

施される中間浄化と、最終除染サイクルで実施される最終浄化がある。中間浄化では、カチオン交換樹脂で除去されない、アニオン系のクロム酸イオンなどを浄化することを目的として、還元剤分解後の系統水の一部を冷却して混床樹脂塔に計画時間通水する。最終浄化では、ヒータを切って系統水の温度を下げて混床樹脂塔に通水し、各サイトで決められた排水基準を満足した段階で終了する。

2) 実機除染実績の調査

国内外の実機 BWR プラントへの HOP 法及び HOP (II) 法による除染実績を調査した。調査項目は HOP 法の原理及び除染試験に必要なパラメータ等を考慮し、以下とした。

- i. 除染対象部位
- ii. 対象材料
- iii. 対象部位の概算表面積
- iv. 除染時の概算除染液体積
- v. 除染方法
- vi. サイクル数
- vii. 除染剤（酸化剤、還元剤及び各濃度）
- viii. 除染時間（昇温、酸化、酸化剤分解、還元・浄化、還元剤分解、浄化）

表 3.3.1.1(1)-1 に除染実績調査結果を示す。なお、サイクル数及び除染剤についても調査したが、プラント固有の情報を含むため表には掲載していない。サイクル数はいずれも 1~3 回で実施されており、各工程の除染時間は各サイクルの合計時間を記載した。また、除染剤は酸化剤として一部例外のプラントを除いて HOP 法では過マンガン酸カリウム 300ppm、HOP (II) 法では過マンガン酸 200ppm、還元剤としてシュウ酸 2000ppm 及びヒドラジン (pH2.5±0.3 に調整) で計画され、概ね計画通りの濃度で実施されていることを確認した。

図 3.3.1.1(1)-1 に実機プラント除染対象部位の除染液体積と表面積の関係を示す。表面積に対する除染液体積の比液率（液比）は除染対象により異なるが、概ね 1/10 程度であった。

表 3.3.1.1(1)-1 (1/6) 実機プラントの除染実績調査結果

No.	プラント	除染対象	対象材料	表面積 (m ²)	体積 (m ³)	液比 (m ³ /m ²)	除染方法	除染時間(h)						
								昇温	酸化	酸化剤分解	還元・浄化	還元剤分解	浄化	合計
1	DB	炉内(ドラセパ [®] 含) +PLR	SUS,低合金鋼,Ni基合金	7295	455	0.06	HOP(Ⅱ)	46.5	54	11.5	89	68.5	60.5	330
2	DB	RHR系統 (Hx,P含)	SUS,CS	2144	109	0.05	HOP(Ⅱ)	7.5	8	3	16	12.5	24.5	71.5
3	DB	CUW系統 (Hx,P含)	SUS,CS	479	9.1	0.02	HOP(Ⅱ)	5	8	1	19	14	6	53
4	DA	炉内(ドラセパ [®] 含) +PLR	SUS,低合金鋼,Ni基合金	5040	311	0.06	HOP(Ⅱ)	41.5	35.5	11.5	79	84	43.5	295
5	DA	CUW系統 (Hx,P含)	SUS,CS	356	8.2	0.02	HOP(Ⅱ)	6	8	1	16	14	7	52
6	DA	RHR系統 (Hx,P含)	SUS,CS	1417	66	0.05	HOP(Ⅱ)	6.5	4	2	16	36.5	21	86
7	LB	PLR-A (出入口管)	SUS,CS	74	10.3	0.14	HOP(Ⅱ)	5	6	4	35	6.5	9.5	66
8	LB	CUW系統 (Hx,P含)	SUS,CS	460	7	0.02	HOP(Ⅱ)	4.5	6	4	20	6	8.5	49
9	LB	PLR-B (出入口管)	SUS,CS	51	8	0.16	HOP(Ⅱ)	5	7	3.5	35.5	6	6	63
10	LA	PLR-A (出入口管)	SUS,CS	74	10.3	0.14	HOP(Ⅱ)	6.5	10	4	27	6	11	64.5
11	LA	CUW系統 (Hx,P含)	SUS,CS	410	6.8	0.02	HOP(Ⅱ)	8	6	3	20	5.5	7.5	50
12	JA	PLR-B (リングハッチ [®] /N2)	SUS	60.7	8.5	0.14	HOP	5	6.5	1	51	14	15.5	93
13	JA	PLR-A (リングハッチ [®] /N2)	SUS	60.7	8.5	0.14	HOP	5.5	6.5	1	53	14	13	93
14	JA	PLR-A (出入口管)	SUS	38.7	7.5	0.19	HOP	4	—	—	24	7.5	10.5	46
15	CB	PLR-A/B (リングハッチ [®] /N2)	SUS	127	16.4	0.13	HOP(Ⅱ)	5	12.5	3	41	24.5	12	98
16	CB	PLR-A/B (出入口管)	SUS	98	13	0.13	HOP(Ⅱ)	5	8	1	28	11	4	57

ドラセパ：ドライヤ（蒸気乾燥器）/セパレータ（気水分離器）、PLR：原子炉再循環系、RHR：残留熱除去系、CUW：原子炉浄化系、RIP：原子炉内蔵型再循環ポンプ、ICM：炉心中性子モニタ、Hx：熱交換器

表 3.3.1.1(1)-1 (2/6) 実機プラントの除染実績調査結果

No.	プラント	除染対象	対象材料	表面積 (m ²)	体積 (m ³)	液比 (m ³ /m ²)	除染方法	除染時間(h)						
								昇温	酸化	酸化剤分解	還元・浄化	還元剤分解	浄化	合計
17	JA	PLR-B (出入口管)	SUS	59	7.4	0.13	HOP	5	4	0.5	40	14.5	7.5	71.5
18	JA	PLR-B (ポンプインラ)	SUS	11	5.0	0.45	HOP	1.5	4	0.5	30	9	13	58
19	BD	CUW (ポンプ/配管)	SUS,CS	11	2.5	0.23	HOP	1.5	6	1	34	7	6.5	56
20	CA	PLR-A (リングヘッド/N2)	SUS,CS	86	10.5	0.12	HOP(Ⅱ)	7.5	12	2	32	14	8	75.5
21	CA	PLR-A (入口管)	SUS	34	6.5	0.19	HOP(Ⅱ)	4.5	8	1	21.5	11	6	52
22	CA	PLR-B (リングヘッド/N2)	SUS,CS	85	10.5	0.12	HOP(Ⅱ)	7.5	12	2	40	13.5	8	83
23	CA	PLR-B (出入口管)	SUS	66	10.0	0.15	HOP(Ⅱ)	7	6	0.5	21	9	4	47.5
24	GA	PLR-B (ポンプ回転体)	SUS	3	3	1.00	HOP	1	5	0.5	30	8	4.5	49
25	GA	PLR-A (ポンプ回転体)	SUS	3	3	1.00	HOP	1.5	5	0.5	30	10	8	55
26	JA	PLR-A (出入口管)	SUS	53	7	0.13	HOP	4.5	4	1	40	14	10	73.5
27	JA	PLR-A (ポンプインラ)	SUS	11	5	0.45	HOP	2	4	0.5	30	12	9.5	58
28	BA	PLR-A (ポンプ回転体他)	SUS	5.7	4	0.70	HOP	2.5	8	1	33	9.5	6	60
29	GB	PLR-B (ポンプ回転体)	SUS	3	4	1.33	HOP	1.5	5	0.5	30	9.5	5.5	52
30	CB	PLR-A (出入口管)	SUS,CS	54.3	7.2	0.13	HOP	5	14	1.5	111.5	20	13.5	165.5
	CB	PLR-A (出入口管)	SUS,CS	54.3	7.2	0.13	HOP(Ⅱ)	6	17	2.5	36.5	20.5	12.5	95
31	CB	PLR-B (出入口管)	SUS,CS	33.8	5.2	0.15	HOP	4	12	2	49	10.5	6	83.5
	CB	PLR-B (出入口管)	SUS,CS	33.8	5.2	0.15	HOP(Ⅱ)	4	6	0.5	12	5	5	32.5

表 3.3.1.1(1)-1 (3/6) 実機プラントの除染実績調査結果

No.	プラント	除染対象	対象材料	表面積 (m ²)	体積 (m ³)	液比 (m ³ /m ²)	除染方法	除染時間(h)						
								昇温	酸化	酸化剤分解	還元・浄化	還元剤分解	浄化	合計
32	ID	PLR-A (リングハット/ライザ)	SUS	55	10.3	0.19	HOP	8	6	0.5	50.5	16	17	98
33	ID	PLR-A (出入口管)	SUS	45	8.7	0.19	HOP	5.5	3	0.5	33	17	10	69
34	ID	PLR-B (リングハット/ライザ)	SUS	55	10.3	0.19	HOP	7	6	0.5	55.5	15.5	15.5	100
35	ID	PLR-B (出入口管)	SUS	45	8.7	0.19	HOP	4	3	0.5	35	16.5	8	67
36	EB	PLR-A (出入口管)	SUS	67	11	0.16	HOP	3.5	4	0.5	36	9	8	61
37	EB	CUW (非再生Hx)	SUS,CS	600	6	0.01	HOP	5.5	8	1	31	13.5	8	67
38	CA	PLR-A (リングハット/N2)	SUS,CS	80	12	0.15	HOP	6.5	12	1.5	51.5	16	11	98.5
39	CA	PLR-B (リングハット/N2+入口管)	SUS,CS	95	12	0.13	HOP	6.5	12	1.5	91	16	21.5	148.5
40	CB	PLR-B (出入口管)	SUS	40	5.5	0.14	HOP	2	8.5	1.5	50	10.5	12	84.5
41	CA	PLR-A (リングハット)	SUS	69	8.5	0.12	HOP	5.5	12	3	48	14.5	8	91
42	CA	PLR-A (入口管)	SUS	57	7.9	0.14	HOP	4.5	6	0.5	30	8	6	55
43	CA	PLR-B (リングハット)	SUS	69	8.5	0.12	HOP	6	12	1.5	54	12	8	93.5
44	CA	PLR-B (出入口管)	SUS	57	7.9	0.14	HOP	4.5	6	1	34	8	4	57.5
45	GB	PLR-A (リングハット)	SUS	50	8.3	0.17	HOP	5	8	0.5	72	16.5	13	115
46	GB	PLR-B (リングハット)	SUS	50	8.3	0.17	HOP	5	8	0.5	125	7.5	6.5	152.5
47	GB	PLR-B (出入口管)	SUS	53	9.1	0.17	HOP	4.5	4	0.5	70	7	9.5	95.5

表 3.3.1.1(1)-1 (4/6) 実機プラントの除染実績調査結果

No.	プラント	除染対象	対象材料	表面積 (m ²)	体積 (m ³)	液比 (m ³ /m ²)	除染方法	除染時間(h)						
								昇温	酸化	酸化剤分解	還元・浄化	還元剤分解	浄化	合計
48	IE	CUW (再生/非再生Hx)	SUS,CS	496	7.2	0.01	HOP	5	6	1.5	26	16	11	65.5
49	IE	PLR-B (リング・ハット)	SUS	97	11.4	0.12	HOP	7	6	1	50	17	15	96
50	IE	PLR-B (出入口管)	SUS	64	9.4	0.15	HOP	5.5	4	0.5	26	18	11	65
51	IE	PLR-A (リング・ハット)	SUS	98	11.3	0.12	HOP	7.5	6	0.5	44	25	13	96
52	IE	PLR-A (出入口管)	SUS	75	11.3	0.15	HOP	6.5	4	0.5	27	17	11.5	66.5
53	GD	PLR-A (リング・ハット)	SUS	49	8	0.16	HOP	3	6	0.5	48	20	14.5	92
54	GD	PLR-B (リング・ハット)	SUS	49	8	0.16	HOP	4.5	6	1	60	17.5	11	100
55	GD	PLR-B (出入口管)	SUS	53	9.1	0.17	HOP	4.5	4	1	30	24.5	9	73
56	ID	CUW (再生Hx)	SUS,CS	285	3.5	0.01	HOP	3	6	1	16	16.5	7.5	50
57	ID	PLR-A (リング・ハット)	SUS	55	9.3	0.17	HOP	9	6	1	50	18	14	98
58	ID	PLR-A (出入口管)	SUS	45	8	0.18	HOP	5	-	-	43	16	10.5	74.5
59	ID	PLR-B (リング・ハット)	SUS	55	9.3	0.17	HOP	5.5	6	0.5	53.5	25	11.5	102
60	ID	PLR-B (出入口管)	SUS	45	8	0.18	HOP	4.5	-	-	48	15.5	5.5	73.5
61	CA	PLR-A (リング・ハット)	SUS	50	8	0.16	HOP	6.5	12	1	46.5	16	12	94
62	CA	PLR-B (リング・ハット)	SUS	50	8	0.16	HOP	5	13	1.5	55.5	19	13	107
63	CB	PLR-A (出入口管)	SUS	22	6	0.27	HOP	3	-	-	22	10	13	48

表 3.3.1.1(1)-1 (5/6) 実機プラントの除染実績調査結果

No.	プラント	除染対象	対象材料	表面積 (m ²)	体積 (m ³)	液比 (m ³ /m ²)	除染方法	除染時間(h)						
								昇温	酸化	酸化剤分解	還元・浄化	還元剤分解	浄化	合計
64	ID	CUW (再生Hx)	SUS,CS	290	4.5	0.02	HOP	5	6	1	16	10.5	8	46.5
65	ID	PLR-B (出入口管) (水没弁)	SUS	45	7.6	0.17	HOP	5	4	0.5	30	14.5	17.5	71.5
66	ID	PLR-A (リング・ハット)	SUS	51	7.5	0.15	HOP	4.5	8	0.5	52.5	13.5	15.5	94.5
67	ID	PLR-B (ホップ・インパル)	SUS	3	3	1.00	HOP	1.5	4	0.5	27	7	5	45
68	FA	PLR-B (出入口管)	SUS,CS	2500	71	0.03	HOP	6	8.5	15.5	15	49	21	115
69	FA	PLR-A (出入口管)	SUS,CS	2500	71	0.03	HOP	3	4	12.5	15	41	19.5	95
70	GD	N1ノズル配管	SUS	8	2.8	0.35	HOP	1	4	0.5	23	7	7	42.5
71	JA	PLR-B (出入口管)	SUS	73	8.4	0.12	HOP	9.5	4	0.5	33	15.5	13	75.5
72	JA	PLR-B (リング・ハット)	SUS	73	8.4	0.12	HOP	19.5	4.5	0.5	38.5	18	13	94
73	JA	PLR-A (出入口管)	SUS	67	8	0.12	HOP	3.5	4.5	1	33	16.5	8	66.5
74	JA	PLR-A (リング・ハット)	SUS	67	8	0.12	HOP	3	4	1	43	17.5	8.5	77
75	BA	ICMハウジング	SUS	11.6	2.5	0.22	HOP	1	8	1	31	9	3.5	53.5
76	GB	PLR-A (出入口管)	SUS	41	7.1	0.17	HOP	4.5	4	0.5	81	17.5	14	121.5
77	GB	PLR-B (出入口管)	SUS	53	10	0.19	HOP	5	6	1	105	9.5	11.5	138
78	CB	PLR-A/B (出入口管)	SUS	55	10	0.18	HOP	5	8	2.5	45	22.5	33.5	116.5
79	IE	PLR-A (出入口管)	SUS	53	7.9	0.15	HOP	7.5	8	1.5	44	18.5	15.5	95
80	IE	PLR-B (出入口管)	SUS	45	6.9	0.15	HOP	5	8	1	50	18.5	14.5	97

表 3.3.1.1(1)-1 (6/6) 実機プラントの除染実績調査結果

No.	プラント	除染対象	対象材料	表面積 (m ²)	体積 (m ³)	液比 (m ³ /m ²)	除染方法	除染時間(h)						
								昇温	酸化	酸化剤分解	還元・浄化	還元剤分解	浄化	合計
81	ID	PLR-A (出入口管)	SUS	53	7.9	0.15	HOP	6.5	8	1	35	17.5	16	84
82	ID	PLR-B (出入口管)	SUS	45	6.9	0.15	HOP	5.5	8	1	36	19.5	12.5	82.5
83	BD	PLR-A/B (出入口管)	SUS	200	22	0.11	HOP	13.5	8	7.5	27	27.5	12	95.5
84	GD	PLR-A (出入口管)	SUS	41	7.1	0.17	HOP	5	8	1.5	40	25	15	94.5
85	GD	PLR-B (出入口管)	SUS	54	8.3	0.15	HOP	5	8	1	42	30	16.5	102.5
86	IG	CUW配管 水没弁	SUS	15	2.5	0.17	HOP	1.5	3	0.5	11.5	7	5	28.5
87	IG	RIPイハ ^ラ	SUS	2	2	1.00	HOP	1.5	7	1	11	9.5	6.5	36.5
88	ID	CUW再生Hx	SUS,CS	290	4.5	0.02	HOP	10.5	6	1	10.5	18	8.5	54.5
89	ID	ポンプイハ ^ラ 水没弁	SUS	6	4	0.67	HOP	3.5	9	1.5	28.5	18.5	8.5	69.5
90	FA	PLR-A (出入口管)	SUS,CS	2499	71	0.03	HOP	2.5	6	16	18	46.5	30	119
91	BD	PLR-A/B (出入口管)	SUS	140	14	0.10	HOP	10	6	1.5	25	23	13.5	79
92	CA	炉内+PLR	SUS,低合金鋼,インコ	1380	250	0.18	HOP	23	12	3	40	82.5	33	193.5
93	AA	炉内+PLR	SUS,低合金鋼,インコ	790	250	0.32	HOP	17	19	1.5	35	171	24	267.5
94	JA	PLR-B (出入口管) (水没弁)	SUS	40	8.2	0.21	HOP	5	9	2	27.5	32	14	89.5
95	EB	CUW再生Hx	SUS,CS	843	6.4	0.01	HOP	3.5	12	3.5	31	34.5	23.5	108
96	FA	PLR-B (出入口管)	SUS,CS	2500	71	0.03	HOP	6	9.5	29.5	15	80	33.5	173.5

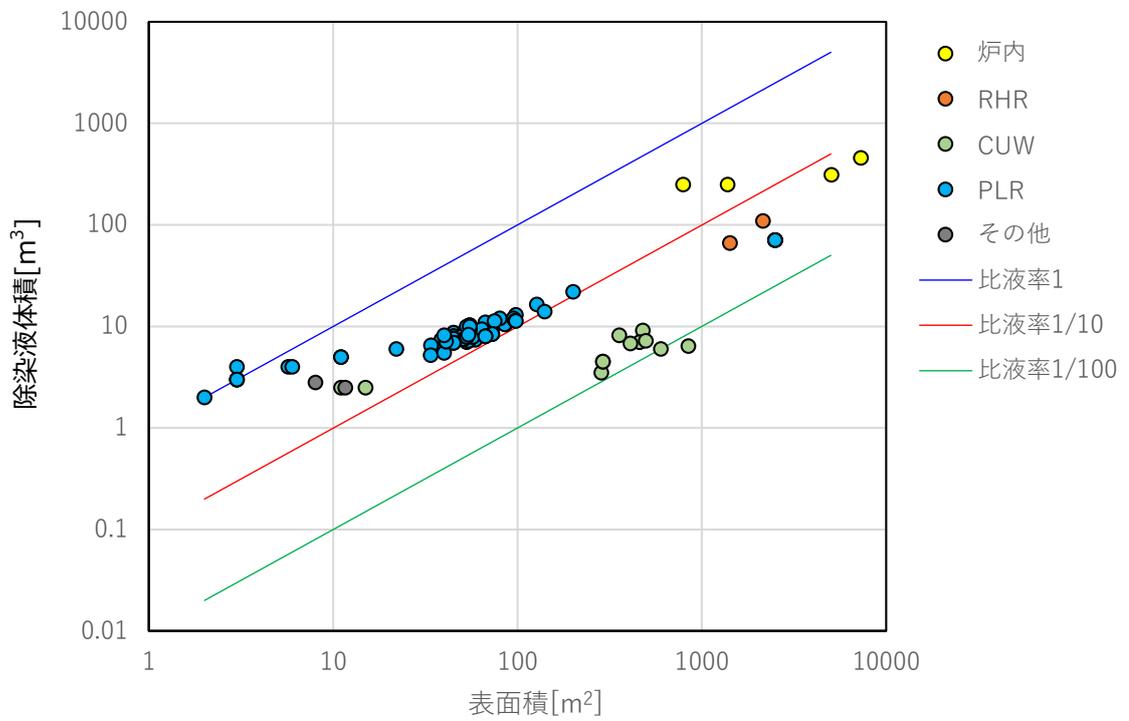


図 3.3.1.1(1)-1 実機プラント除染対象部位の除染液体積/表面積比

(2) 試験片準備及び試験条件に係る検討

除染の影響確認をするために、実機の除染実績などを踏まえて、試験片形状や試験条件などの具体的な試験評価方法を検討した。

1) 試験片形状

本事業の目的に照らし、除染の影響確認の評価方法には、減肉厚さによる評価方法と残留応力測定による評価方法がある。

減肉厚さによる評価方法は、除染前後の試験片の重量変化及び試験片の表面積から減肉厚さを算出し、この値が深さ方向のピーニング効果範囲に対して、十分に小さい値であるかを確認する。この場合は、除染前後の重量変化が検知できるような比較的小さく、薄い試験片形状に設定する必要がある。なお、後述する断面観察は、酸化皮膜が除染により除去されているか確認するため、本試験片にて実施することとなる。

一方、残留応力測定による評価方法は、ピーニング施工後の試験片に対し、除染前後で残留応力を実測し圧縮残留応力の残存量を確認する。この場合は、適切な残留応力測定が可能な比較的大きい試験片形状が必要である。

① 重量測定及び断面観察用試験片形状

図 3.3.1.1(2)-1 に HOP(II) 法による除染前後の試験片重量変化を測定した先行研究の例^[3.3.1.1(2)-1]を示す。当該の先行研究では試験片は SUS304 の Φ10×2mm 厚さ（穴径 Φ1.0mm）のディスク形状で、除染前後で約 1mg の重量変化となったと報告されている。一方、評価対象となる実機材料の受ける除染までのプロセスは、ピーニング施工後にプラント運転により酸化皮膜が形成され、その後、プラント廃炉の初期段階で被ばく低減の観点から除染の実施となる。そのため、本評価もピーニング処理や酸化皮膜付与のプロセスを含めることが望ましい。しかしながら、ピーニング施工と除染実施の両方のプロセスを考慮した場合、先行研究のディスク形状試験片では、ピーニング施工をする面が狭く、施工が難しい可能性もある。そこで、図 3.3.1.1(2)-2 に示すように、10mm×20mm×2mm 厚さ(穴径 Φ3mm)の試験片にて、ピーニング処理が可能かどうかを確認することとした。試験片の材質は SUS304 鋼とした。施工法とし

てショットピーニング（以下、「SP」という）を選択し、図 3.3.1.1(2)-2 に施工位置（施工中心位置のライン）を示す。2 つの試験片の両面に対して SP 施工を実施した。なお、SP 施工範囲が明確となるように、施工前の試験片表面を黒色マジックにより着色した。図 3.3.1.1(2)-3 に SP 前後の試験片外観観察結果を示す。いずれの試験片も SP 施工前の試験片表面の着色が SP 施工後は除去されており、本形状の試験片に対して、1 ラインの SP 施工で全面に施工が可能であることを確認した。

② 残留応力測定用試験片形状

令和 3 年度、オーステナイト系ステンレス鋼の予備試験片に対し SP 施工し、図 3.3.1.1(2)-4 に示す通り施工部に対し問題なく圧縮残留応力を付与できることを確認している^[3.3.1.1(2)-2]。この SP 施工は、板厚 20mm 以上の試験片に対して実施したものであるが、予防保全工法ガイドライン^[3.3.1.1(2)-3]の確性試験で確認した最小板厚は 5mm との記載がある。このため、圧縮残留応力付与の観点からは板厚 5mm 以上であれば、適切な SP 施工が可能であるが、除染液と試験片の比液量の関係を考慮すると、試験の合理性の観点からは試験片寸法は小さい方が望ましい。一方で、本調査の目的を鑑みると、SP 施工による圧縮残留応力付与が試験片に対し適切になされている必要がある。そのため、適切な試験片寸法を確認することとした。確認する試験片形状は板厚 5mm とし、30mm×30mm×5mm 厚さ及び 50mm×50mm×5mm 厚さ（いずれも穴径 Φ6 mm）の二種類とした。また、員数はそれぞれ 2 とした。図 3.3.1.1(2)-5 に SP 施工位置と表面残留応力測定位置を示す。なお、SP 施工は片面のみ実施した。図 3.3.1.1(2)-6 及び 3.3.1.1(2)-7 にそれぞれ 30mm×30mm×5mm 厚さ試験片、50mm×50mm×5mm 厚さ試験片の SP 施工前後の外観観察結果を示す。また、図 3.3.1.1(2)-8 に SP 施工前後の表面残留応力測定結果を示す。いずれの試験片形状の場合も、SP 施工後に十分な圧縮残留応力が付与されていることを確認した。

以上のことから、残留応力の観点からはいずれも適切な試験片形

状であるが、比液量の観点から試験片形状として 30mm×30mm×5 mm 厚さ（穴径 Φ6 mm）を選定することとした。

2) 酸化皮膜形成条件

原子力プラントの炉内構造物は、運転時に高温環境に長時間晒されるため、除染前の炉内構造物には酸化皮膜が形成される。浜岡原子力発電所で実施した HOP(II)法による除染は、構造物の母材部に極力損傷を与えず酸化皮膜を除去する手法であるため、除染影響確認試験では酸化皮膜の状態を考慮することとした。既往研究^[3.3.1.1(2)-4]では 288℃、純水中におけるオーステナイト系ステンレス鋼の酸化被膜形成の経時変化が示されている。SUS316L 鋼の場合、溶存酸素濃度によらず概ね 500 時間程度で酸化被膜形成に伴う母材金属の腐食減量の変化がなくなる。一方、SUS304 鋼では、溶存酸素濃度 1000ppb の場合、500 時間程度で酸化被膜形成に伴う母材金属の腐食減量の変化がなくなるが、100ppb 以下では 1000 時間程度まで変化している。また、SUS304 鋼の母材金属の腐食減量は溶存酸素濃度によらず概ね同程度の値となっている。

これらの結果に加えて、H-1 ではシュラウドへのピーニング施工されており、シュラウド材には SUS304 鋼が使用されている^[3.3.1.1(2)-5]ことから、酸化皮膜形成条件として、溶存酸素濃度 1000ppb、288℃、1000 時間程度を設定した。

3) 除染処理条件

① 除染試験要件整理

除染試験計画を立案するにあたり、主に H-1 の実機施工条件を参考にして、より除染効果の高い HOP(II)法を選択し、以下の通り条件を整理した。

i. 除染方法

除染方法は H-1 と浜岡 2 号機 (H-2) で採用された HOP(II)法とした。HOP 法の除染工程は 3.3.1.1(1)項で示したように、昇温と酸化、酸化剤分解、還元・浄化、還元剤分解、浄化の各工程を繰り返すが、各工程が材料に及ぼす影響の度合いは定性的には以下の通りである。

- ・昇温

純水中の環境となるため、ステンレス鋼などの耐食性材料の腐食はほとんど生じない。昇温工程における材料腐食への影響の観点から、除染試験において必ずしも模擬する必要はない。

- ・酸化工程

過マンガン酸を用いて酸化皮膜を溶解する工程のため、模擬することは必須である。

- ・酸化剤分解工程

シュウ酸を注入して過マンガン酸イオンを分解するが、分解終了後は二酸化マンガンの析出を防止する目的で反応当量より過剰のシュウ酸を注入するため、分解後の系統水にはシュウ酸が残留する。ただし、このシュウ酸濃度は次工程の還元・浄化時より低いため、材料腐食への影響としては、酸化及び還元・浄化のどちらよりも小さくなると想定される。したがって、本工程の時間を分割して酸化と還元・浄化の試験時間に加えることで保守的な結果を得ることができる。

- ・還元・浄化

最も材料腐食に影響のある工程となるため模擬することは必須である。実機における本工程では酸化剤分解で生じたマンガンイオンや酸化皮膜が溶解して発生する鉄イオンを除去するためにカチオン交換樹脂に通水し、連続的あるいは断続的に除染剤を再生すると共に、ヒドラジンを添加して pH 2.5 を目標に制御している。したがって、還元・浄化の模擬に際してはマンガンイオンや鉄イオンを低く維持しつつ、pH 制御を模擬する必要がある。

- ・還元剤分解工程

還元・浄化剤として用いられたシュウ酸とヒドラジンの濃度が時間的に低下していく。このため、この工程の初期には還元・浄化工程と同じレベルの除染剤を含むことになるので、材料影響の観点から本工程を無視することはできない。ただし、その影響は還元・浄化工程よりも小さくなることから、

還元・浄化時間に本分解工程の時間の一部を加えることで保守的な影響評価ができる。

・浄化工程

除染剤成分濃度は還元・浄化時の 1/200 以下となっていること、最終浄化では系統水の温度も低下してくるため、材料への影響は小さいと想定される。そのため、必ずしも模擬する必要はない。

以上より、各除染工程の試験要件を踏まえた重要度と試験条件へ反映省略可否を表 3.3.1.1(2)-1 に整理した。

ii. 試験温度

実機での除染時の温度仕様は $90^{\circ}\text{C}\pm 5^{\circ}\text{C}$ であるが、材料腐食への影響は温度が高いほど大きくなるため、保守的な結果を得るために試験温度は制御可能な範囲で高く設定することが望ましい。

iii. 循環流量

除染剤の濃度が系統水中で均一となり、材料表面から溶出した金属イオン成分が十分拡散できるだけの流動を確保することが必要である。還元・浄化中に浄化による除染液の再生を模擬できることは望ましいが、材料表面積に対する除染剤容量が十分大きく、溶出した金属イオンが除染剤の能力低下に与える影響が小さい場合には、必ずしも模擬する必要はない。

iv. 除染時間と繰り返し数

実機では除染対象物（表面積/液量比等）及び目標 DF (Decontamination Factor, 除染係数)や過去の実績を考慮して除染時間と繰り返しサイクル数を決定している。除染試験では、これらの影響を考慮することが重要となる。

v. 除染液

HOP(II)法で使用する薬剤及び目標濃度は以下の通りである。

酸化剤：過マンガン酸（200ppm）

還元剤：シュウ酸（2000ppm）及びヒドラジンによる

pH 制御 (pH2.5±0.3)

vi. 比液量

3.3.1.1(1)項で示した実機除染実績調査の結果、除染対象物表面積に対する除染液量（比液量）は、概ね 1/10 ($1\text{m}^3/10\text{m}^2=10\text{ml}/\text{cm}^2$) 程度であったことから、 $10\text{ml}/\text{cm}^2$ 以上を目標とする。ただし、一部試験片には酸化皮膜を付与することを計画しており、除染剤によるステンレス鋼の溶解速度は、酸化皮膜を形成するヘマタイトやマグネタイトの溶解速度よりかなり小さいと想定される。このことから、除染試験装置構成によっては必ずしもこの比液量を満足する必要はないものとする。

② 実機除染実績に基づく除染試験条件

3.3.1.1(1)項で整理した除染実績の調査結果を基に検討する。ここで、試験体を採取する部位を対象として炉内除染を実施した表 3.3.1.1(1)-1 の No.1、No.4、No.92 及び No.93 の実績を元に、除染剤濃度や除染時間を設定する。3.3.1.1(1)項で記載した通り、除染剤濃度については実績が計画値のほぼ許容誤差範囲内であったことから計画値を試験条件とする。一方、各工程の時間は計画値と大きく異なる場合があること、及び試験体の腐食量の最大値を見積ることを主眼とするため、実績値に基づき、保守的な計画時間を設定するものとする。実機除染実績調査結果の抜粋を表 3.3.1.1(2)-2 に示す。これらに基づいて、令和 3 年度に検討したループ試験とバッチ試験のそれぞれについての条件を検討した。

i. ループ試験の除染時間

ループ試験において完全に除染実績をトレースすることは難しく、表 3.3.1.1(2)-1 に示した各工程の重要度を考慮して、除染試験への反映が省略可能な昇温や浄化の工程は実時間を模擬する意味はないので、これらの工程時間を短縮して試験時間を設定するものとする。最も重要度が大きとなっている酸化除染と還元・浄化工程については、実績時間が長い表 3.3.1.1(2)-2 の No.1 の時間に合わせるものとする。次に重要度が中となっている酸化剤分解については、実機では薬剤の分解後に水位を調整する

ための排水に多くの時間が費やされていたため、薬品分解時間の模擬はあまり重要ではなく、試験ループにおける酸化剤分解時間は薬剤投入時間だけでほぼ決まる。そのため、腐食への影響としては分解後のシュウ酸濃度が低下した状態で実機の酸化剤分解時間に合わせることで保守的な結果を得ることができるものとする。No.1の炉内除染時の還元剤分解工程中のシュウ酸濃度の相対的な時間変化の例を図 3.3.1.1(2)-9 に示す。分解開始と共に速やかにシュウ酸濃度が低下していく。試験ループにおいても実機と同様にほぼ同じ時間をかけて分解工程を模擬するように分解流量を制御することとする。なお、No.4、No.92 及び No.93 の還元剤分解の時間が No.1 より長くなっているのは、実機除染時の作業上の時間も含んでいるため、分解時間は No.1 の実績に合わせるものとする。

以上の考え方に従い、合計の試験時間計画を表 3.3.1.1(2)-3 に示す。また、サイクルごとの試験時間計画を表 3.3.1.1(2)-4 に示す。酸化除染から還元剤分解までは合計試験時間をサイクル数で割った時間としたが、浄化のみは中間浄化と最終浄化で浄化の終了判定が異なるため、3 サイクル試験の場合は 2 時間、2 時間、6 時間のように重みを付けて設定した。

ii. バッチ試験の除染時間

バッチ試験に関しては、表 3.3.1.1(2)-1 に示した各工程の重要度が低い昇温や浄化の工程は省略するものとし、酸化除染と還元除染の実績をベースとして重要度が中の酸化剤分解と還元剤分解の影響を保守的に前記ベース時間に加えることで保守的な腐食量を与える除染試験条件を設定する。酸化剤分解については、実機では薬剤の分解後に水位を調整するための排水に多くの時間が費やされていたため、トータルの分解時間の模擬はあまり重要ではない。酸化剤はシュウ酸を注入すると速やかに反応して分解するため、その濃度はシュウ酸の注入速度に比例して直線的に低下する。酸化剤による腐食反応は酸化剤の濃度に比例するので、酸化剤分解中の平均濃度は酸化除染中の半分である。

あることを考慮し、腐食への影響としては酸化剤の濃度が減少するまでの過渡時間として 2 時間の半分の 1 時間と分解開始までの準備時間を合計した 2 時間を酸化除染時間に加えることで酸化剤分解中の酸化剤による腐食への影響を模擬する。一方、酸化剤分解後の時間はシュウ酸濃度が還元除染時の 1/10 以下と低いこと、及び酸化剤の分解で生成するマンガンイオンにより pH が中性側にシフトしていることから残りの 9.5 時間に濃度比の 1/10 をかけた約 1 時間を還元除染時間に加えることで保守的な結果を得ることができる。したがって、酸化剤分解工程の腐食への影響は酸化除染時間に 2 時間と還元除染時間に 1 時間をそれぞれ追加することで模擬する。還元剤分解工程についても酸化剤分解工程と同様に濃度と時間の積で時間を補正する考え方もあるが、還元剤分解工程ではイオン交換樹脂で金属イオンを除去するために pH の中性化へのシフトは還元剤濃度の減少が主な因子となり、保守性が減少することを考慮して、濃度と時間の積に十分保守性を持たせることのできる還元分解時間の実績の半分を還元除染時間に加えることで、十分に保守的な結果を得ることができる。

以上の補正の考え方をを用いたバッチ除染試験の合計の除染時間計画案を表 3.3.1.1(2)-5 に示す。また酸化除染と還元除染時間をサイクル数で割った時間を各サイクルの試験時間とするものとし表 3.3.1.1(2)-6 と設定する。

4) 除染試験マトリクス

除染試験は重量測定・断面観察及び残留応力測定による評価方法の 2 種とする。表 3.3.1.1(2)-7 に除染試験マトリクス案を、試験マトリクスの設定の考え方を以下に示す。

① 重量測定・断面観察による評価

- ピーニング施工の影響有無を把握するため、ピーニング施工有無の条件を設定
- 酸化被膜の影響有無を把握するため、酸化被膜付与有無の条件を設定

- 試験片間のばらつきを考慮し、同一条件の員数は3とする
- ② 残留応力測定による評価
- 実機条件（ピーニング施工あり、酸化被膜付与）にて実施
 - 試験片間のばらつきを考慮し、同一条件の員数は2とする
- 重量測定・断面観察による評価フローを図 3.3.1.1(2)-10 に、残留応力測定による評価フローを図 3.3.1.1(2)-11 に示す。

<参考文献>

- [3.3.1.1(2)-1] M. Nagase et. al., Material Compatibility Test Results of HOP Chemical Decontamination Method, Water Chemistry and Corrosion in Nuclear Power Plants in Asia, Oct. 14-17, 2013, Taichung, Taiwan (2013).
- [3.3.1.1(2)-2] 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）」, 原子力規制庁, 令和4年3月.
- [3.3.1.1(2)-3] JANTI, 予防保全工法ガイドライン[ピーニング工法], JANTI-VIP-03-第2版, 平成20年1月.
- [3.3.1.1(2)-4] 大橋健也、本田卓、檜村栄二、古谷保正、“高温純水中における鉄鋼材料の腐食に及ぼす溶存酸素濃度の影響”、防食技術, Vol.37, pp. 198-204 (1988).
- [3.3.1.1(2)-5] 中部電力(株)ホームページ, 「炉心シュラウド・再循環系配管点検計画」 (https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_info/hama_info_detail/1197621_2073.html) (閲覧確認日 2023.2.12)

表 3.3.1.1(2)-1 各除染工程の試験要件を踏まえた重要度と試験条件へ反映省略可否

No.	除染工程	重要度	試験条件への反映省略可否
1	昇温	小	省略可
2	酸化	大	省略不可
3	酸化剤分解	中	省略可 (前後の工程に分割して組込むことで保守的な評価が可能)
4	還元・浄化	大	省略不可
5	還元剤分解	中	省略可 (前の工程に一部の時間を組込むことで保守的な評価が可能)
6	浄化	小	省略可

表 3.3.1.1(2)-2 実機除染実績調査結果の抜粋

No.	プラント	除染対象	除染時間(h)						
			昇温	酸化	酸化剤分解	還元・浄化	還元剤分解	浄化	合計
1	DB	炉内(ト`ラセパ`含) +PLR	46.5	54	11.5	89	68.5	60.5	330
4	DA	炉内(ト`ラセパ`含) +PLR	41.5	35.5	11.5	79	84	43.5	295
92	CA	炉内+PLR	23	12	3	40	82.5	33	193.5
93	AA	炉内+PLR	17	19	1.5	35	171	24	267.5

表 3.3.1.1(2)-3 ループ試験の除染時間案

工程	昇温	酸化除染	酸化剤分解	還元除染	還元剤分解	浄化	合計
時間(h)	3	54	11.5	89	68.5	10	236

表 3.3.1.1(2)-4 ループ試験におけるサイクルごとの除染時間案

工程	1 サイクル目					
	昇温	酸化除染	酸化剤分解	還元除染	還元剤分解	浄化
時間(h)	3	18	4	30	23	2
工程	2 サイクル目					
	昇温	酸化除染	酸化剤分解	還元除染	還元剤分解	浄化
時間(h)	3	18	4	30	23	2
工程	3 サイクル目					
	昇温	酸化除染	酸化剤分解	還元除染	還元剤分解	浄化
時間(h)	3	18	4	30	23	6

表 3.3.1.1(2)-5 バッチ試験の除染時間案

工程	酸化除染	還元除染	合計
時間(h)	56	125	181

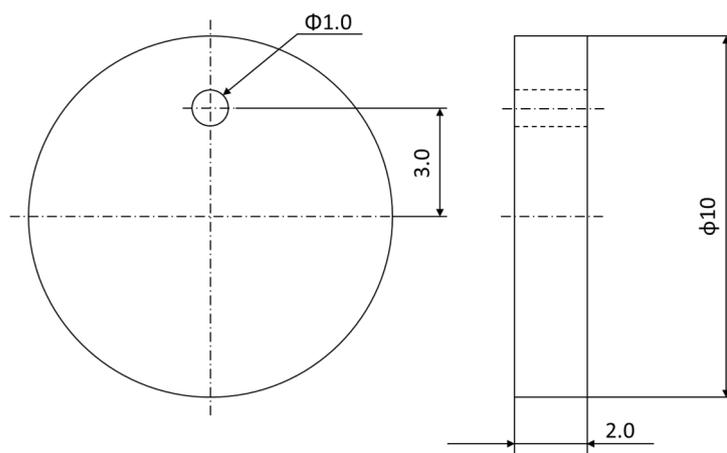
表 3.3.1.1(2)-6 バッチ試験におけるサイクルごとの除染時間案

工程	1 サイクル目		2 サイクル目		3 サイクル目	
	酸化	還元	酸化	還元	酸化	還元
時間(h)	19	42	19	42	19	42

表 3.3.1.1(2)-7 除染試験マトリクス案

実施項目	SP 施工	酸化皮膜 付与	員数	除染サイ クル数	測定実施頻度
重量測定・ 断面観察	あり (両面)	あり	1*	0	
			3	3	1 サイクル毎に測定実施
		なし	3	3	1 サイクル毎に測定実施
	なし	あり	1*	0	
			3	3	1 サイクル毎に測定実施
		なし	3	3	1 サイクル毎に測定実施
残留応力測定	あり (片面)	あり	2	1	1 サイクル毎に測定実施

* 比較用として除染試験を実施せず、断面観察のみ実施。



(a) 試験片形状

試験片 ID		X1C	X1D
重量 (mg)	処理前	1251.5	1242.4
	1st 酸化除染後	1251.5	1241.9
	1st 還元除染後	1251	1241.7
	2nd 酸化除染後	1250.9	1241.5
	2nd 還元除染後	1250.6	1241.1
重量変化 (mg)		0.9	1.3
単位面積あたりの重量変化 (mg/cm ²)		0.40	0.58

(b) 除染前後の重量変化

図 3.3.1.1(2)-1 除染前後の重量変化を測定した先行研究の試験片形状例^[3.3.1.1(2)-1]に基づき作成

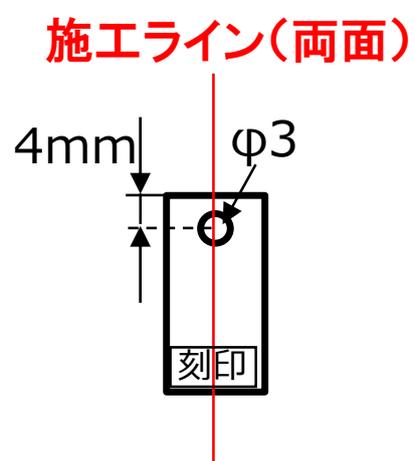
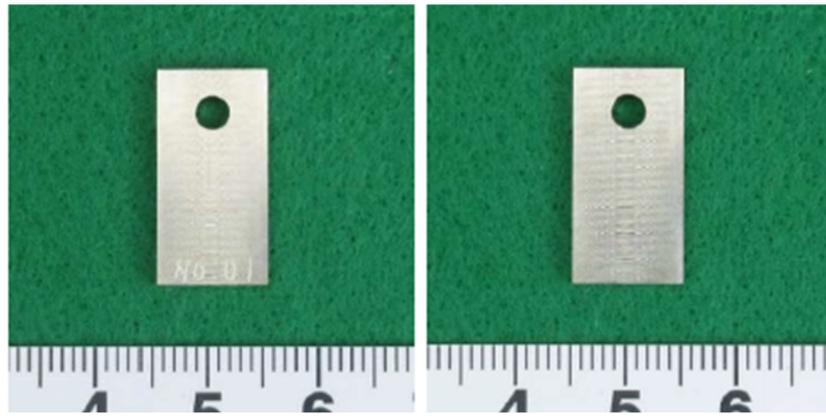


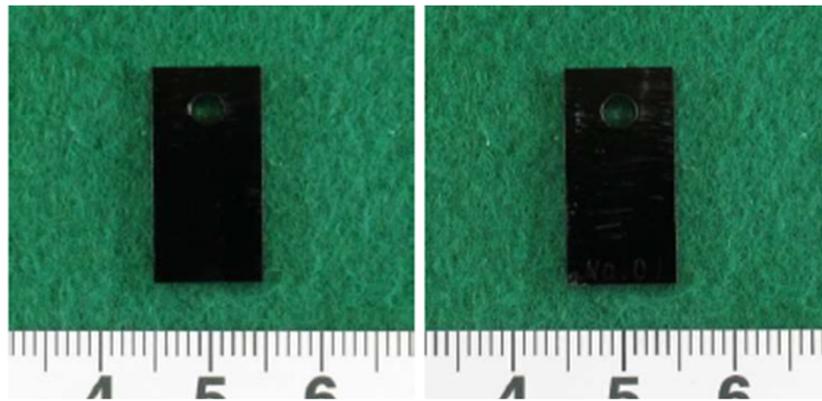
図 3.3.1.1(2)-2 10×20×2t mm 試験片の SP 施工位置



表面

裏面

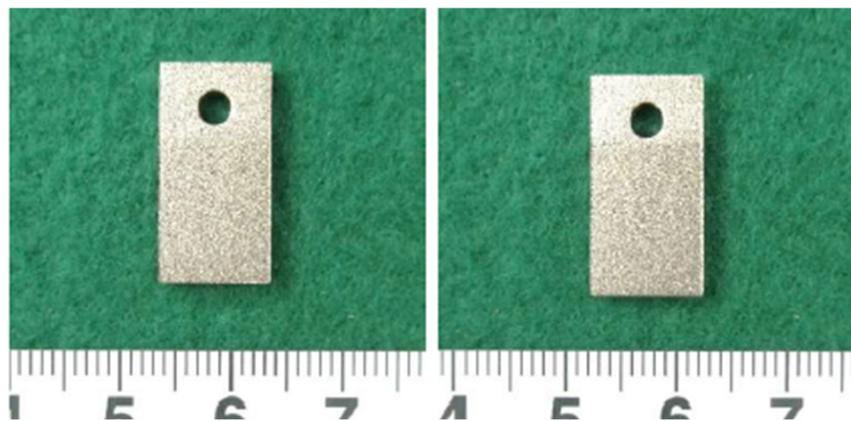
(a) SP 施工前



表面

裏面

(b)マジック塗布後

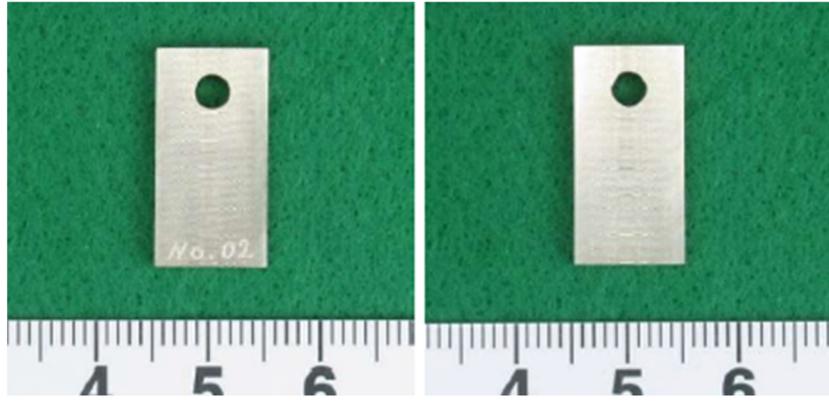


表面

裏面

(c) SP 施工後

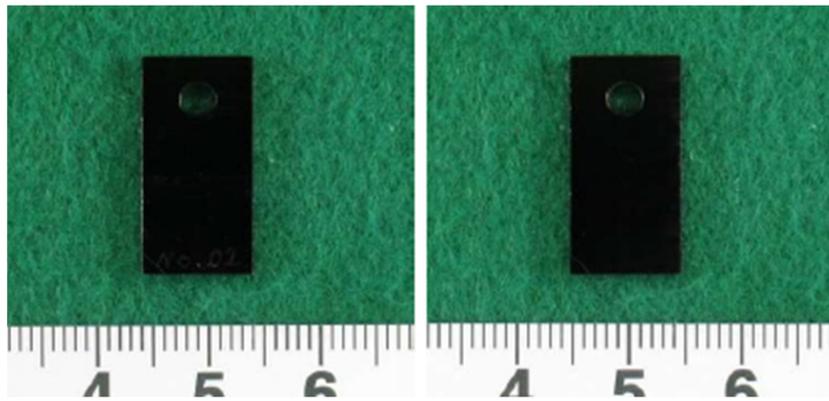
図 3.3.1.1(2)-3 (1/2) SP 前後の試験片外観 (TP No.01)



表面

裏面

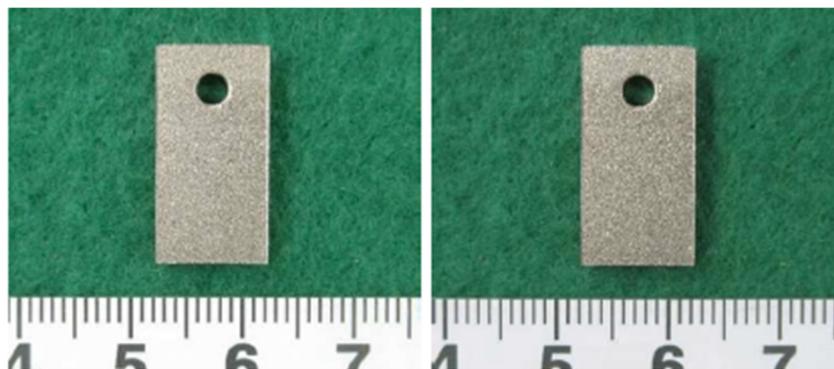
(a) SP 施工前



表面

裏面

(b) マジック塗布後



表面

裏面

(c) SP 施工後

図 3.3.1.1(2)-3 (2/2) SP 前後の試験片外観 (TP No. 02)

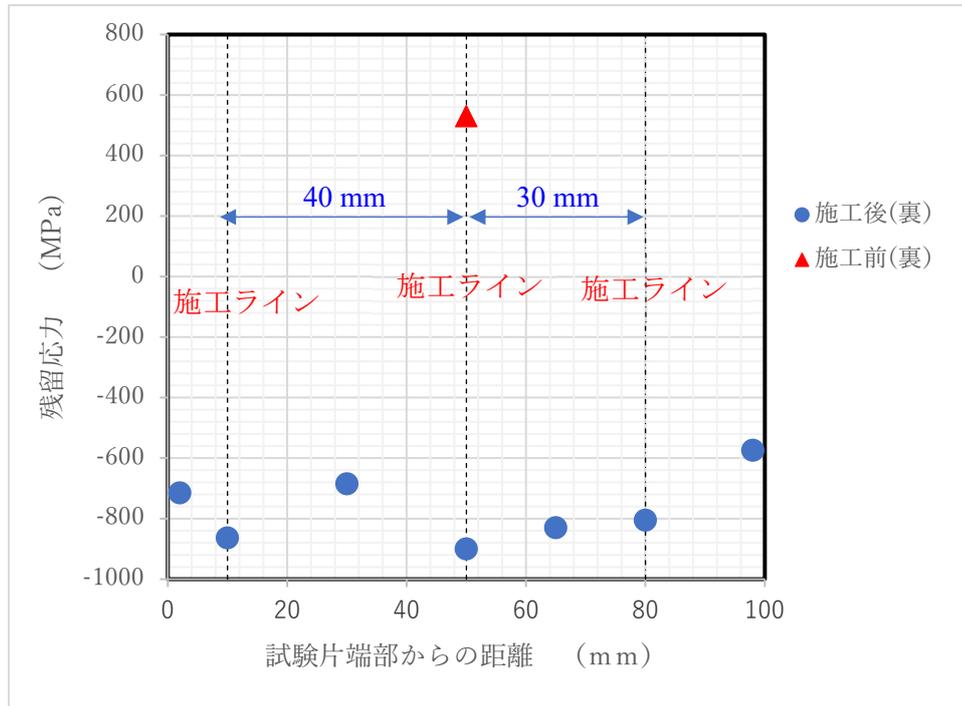


図 3.3.1.1(2)-4 ステンレス鋼予備試験体の SP 施工前後の表面残留応力分布^[3.3.1.1(2)-2]

(破線は SP 施工の中心線)

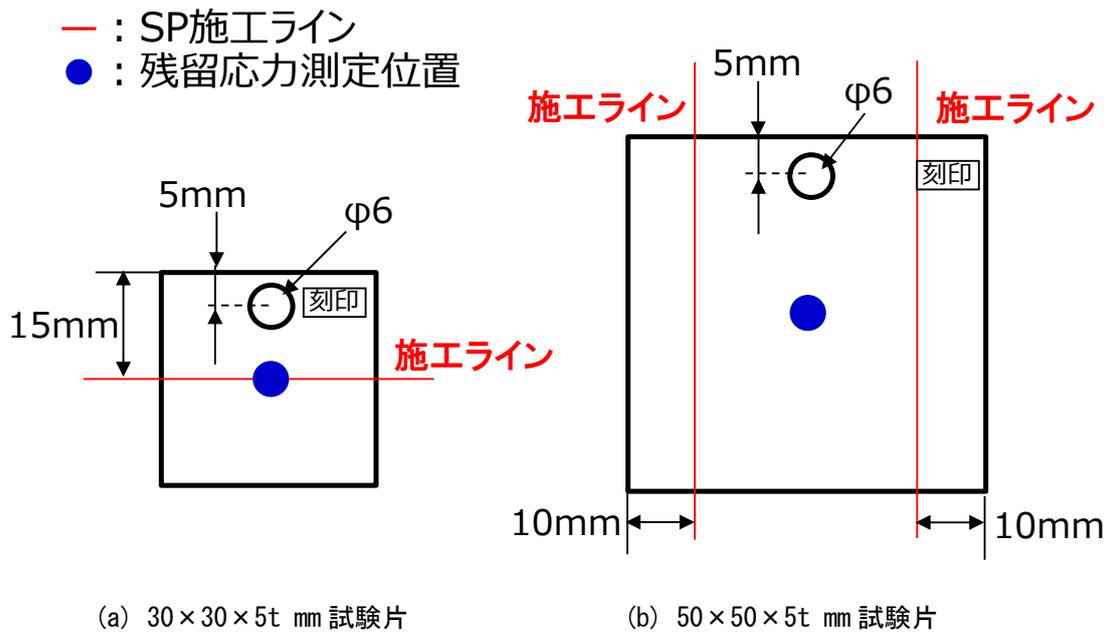
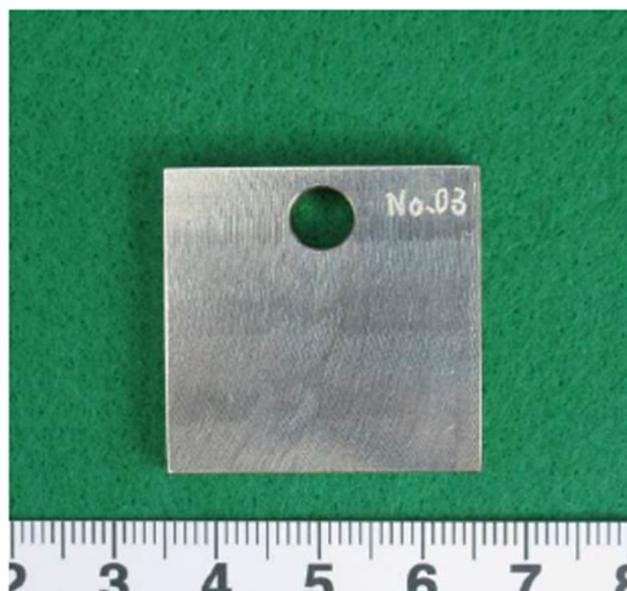
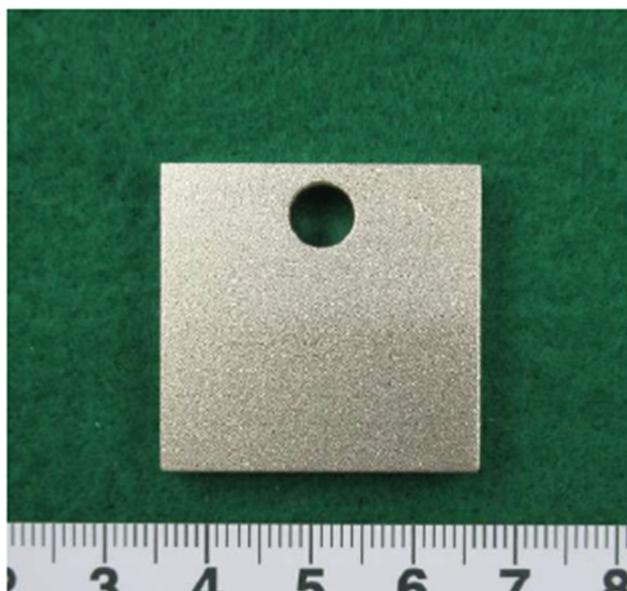


図 3.3.1.1(2)-5 各試験片の SP 施工位置と表面残留応力測定位置

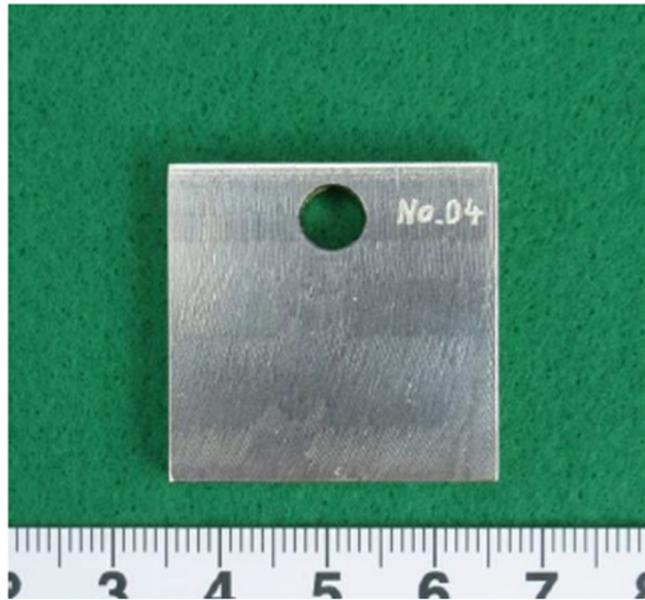


SP 施工前

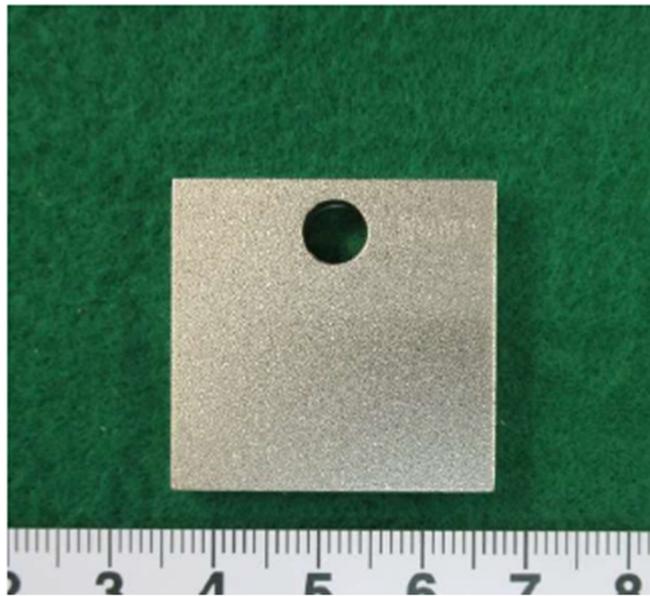


SP 施工後

図 3.3.1.1(2)-6 (1/2) SP 施工前後の試験片外観 (30×30×5t mm、TP No.03)

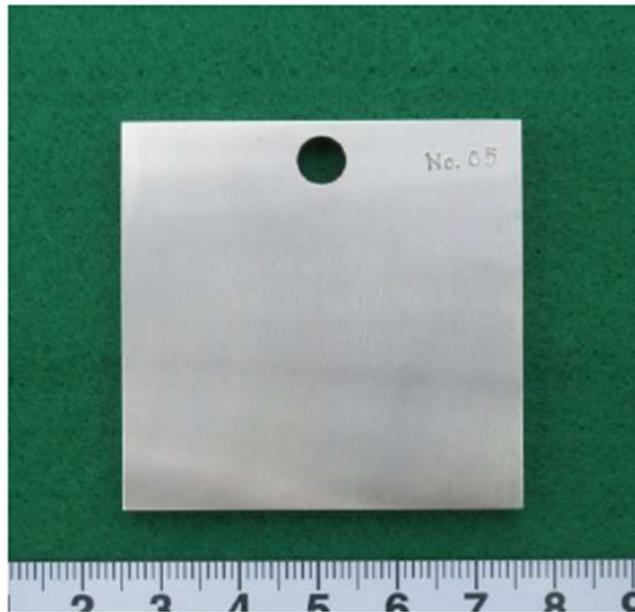


SP 施工前

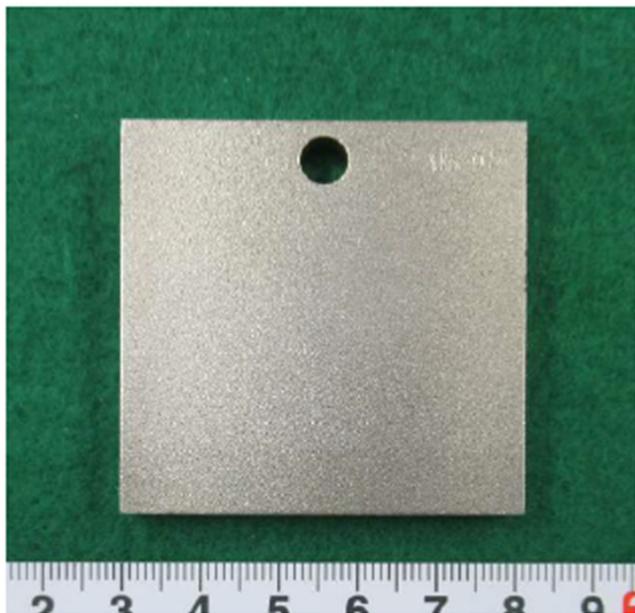


SP 施工後

図 3.3.1.1(2)-6 (2/2) SP 施工前後の試験片外観 (30×30×5t mm、TP No.04)

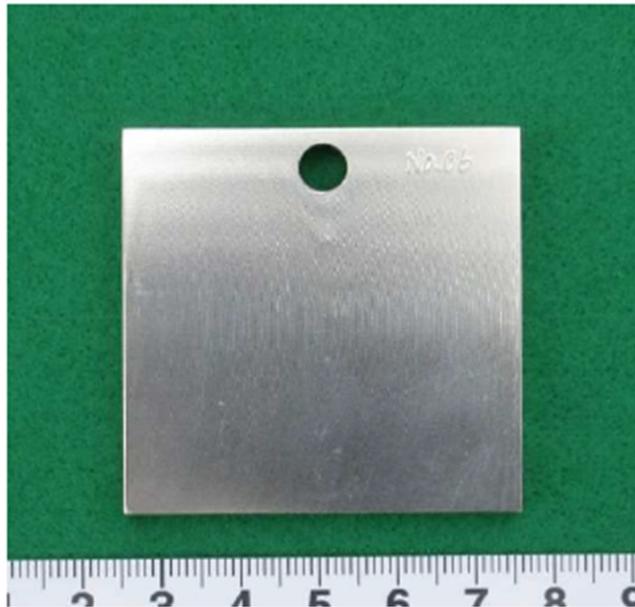


SP 施工前

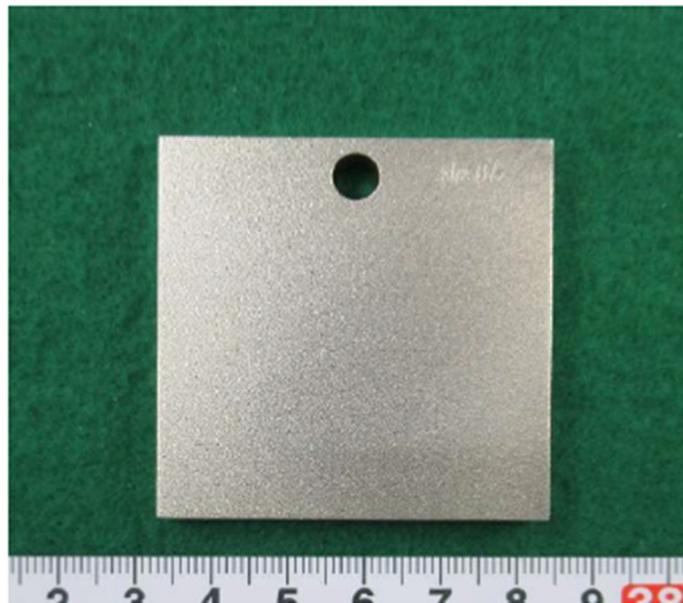


SP 施工後

図 3.3.1.1(2)-7 (1/2) SP 施工前後の試験片外観 (50×50×5t mm、TP No. 05)



SP 施工前



SP 施工後

図 3.3.1.1(2)-7 (2/2) SP 施工前後の試験片外観 (50×50×5t mm、TP No.06)

試験片		SP施工前				SP施工後			
形状 (mm)	刻印	X方向		Y方向		X方向		Y方向	
		残留応力	標準偏差	残留応力	標準偏差	残留応力	標準偏差	残留応力	標準偏差
30×30×5 t	03	443	42	354	28	-910	39	-943	27
	04	486	39	338	41	-885	56	-918	38
50×50×5 t	05	718	51	519	24	-948	30	-940	28
	06	478	48	497	26	-993	29	-980	44

(MPa)

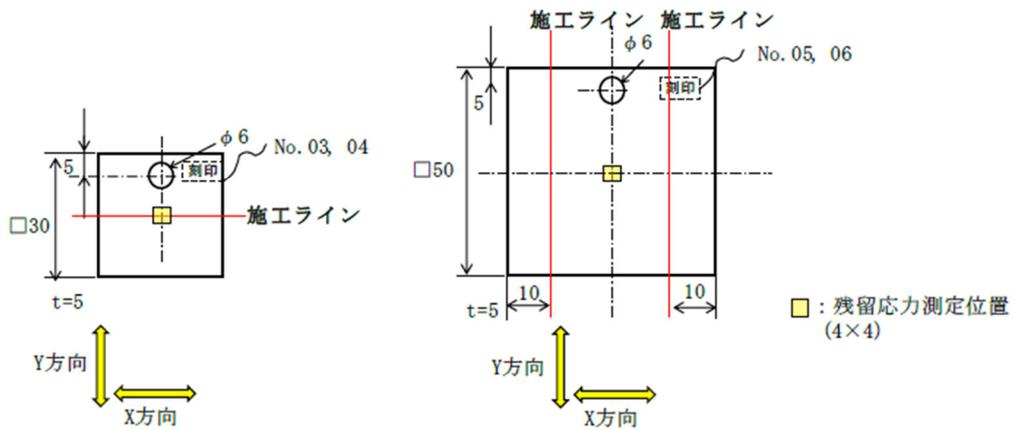


図 3.3.1.1(2)-8 SP 施工前後の表面残留応力測定結果

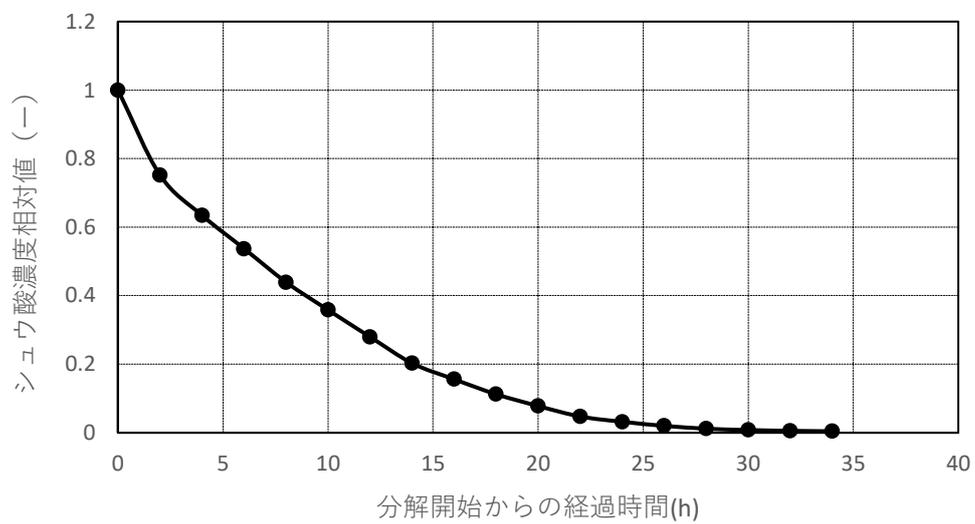


図 3.3.1.1(2)-9 炉内除染時の還元除染剤分解工程のシュウ酸濃度相対値の時間変化の例

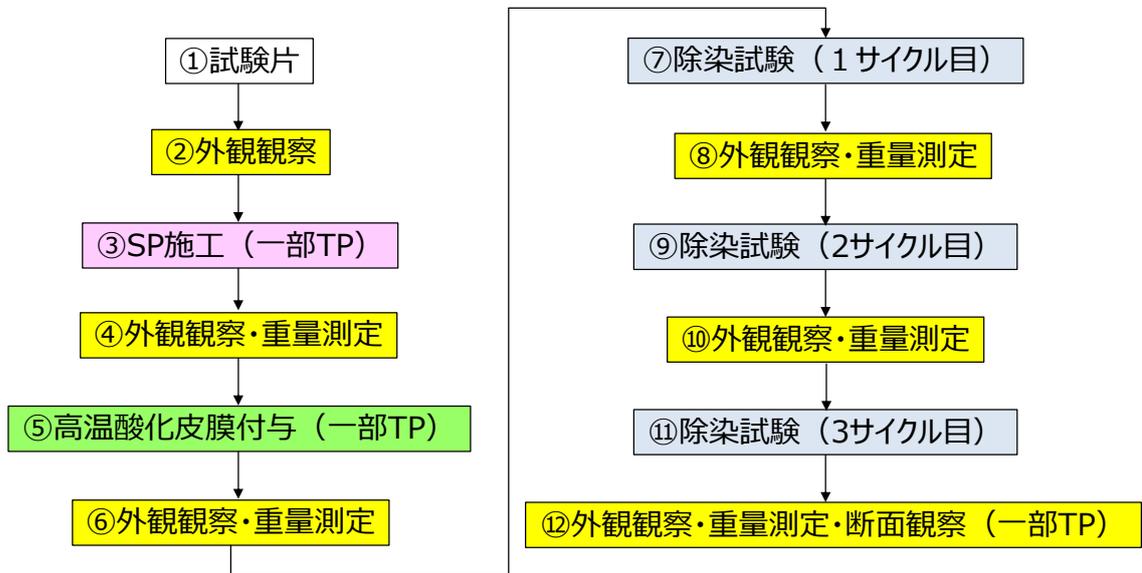


図 3.3.1.1(2)-10 重量測定・断面観察による評価フロー (20×10×2t mm 試験片)



図 3.3.1.1(2)-11 残留応力測定による評価フロー (30×30×5t mm 試験片)

(3) 試験装置に係る検討

3.3.1.1(2)4項で検討した除染試験マトリクスに従い、可能な限り実機を模擬したループ試験と実機模擬を合理化した実験室系のバッチ試験について検討した。検討の結果、試験準備や各種手配に要する時間はバッチ試験の方がループ試験と比べて比較的短期であることや、研究目的を鑑み除染影響による評価が十分可能であることから、除染試験としてバッチ試験を選択することとした。検討詳細を以下に示す。

1) ループ試験

3.3.1.1(1)項で検討した実機実績に基づき検討した比液量 $10\text{ml}/\text{cm}^2$ 以上を目標とする。除染試験に供する試験片を全てループ試験装置に組み込んだ場合、全試験片の表面積に対して必要な除染液量は以下となる。

<重量測定・断面観察用試験片>

- ・試験片サイズ：20mm×10 mm×2 mm 厚さ（穴径 $\Phi 3\text{mm}$ ）
- ・員数：12 個
- ・表面積： $5.247 (\text{cm}^2/\text{個}) \times 12 \text{ 個} = 62.964 (\text{cm}^2)$

<残留応力測定用試験片>

- ・試験片サイズ：30mm×30mm×5 mm 厚さ（穴径 $\Phi 6\text{mm}$ ）
- ・員数：2 個
- ・表面積： $24.377 (\text{cm}^2/\text{個}) \times 2 (\text{個}) = 48.754 (\text{cm}^2)$

<除染液量>

- ・合計表面積： $62.964 + 48.754 = 111.718\text{cm}^2$
- ・必要除染液量： $111.718 (\text{cm}^2) \times 10 (\text{ml}/\text{cm}^2) = 1117.18 (\text{ml})$

⇒1.2 (L) 以上

しかしながら、除染試験装置はステンレス鋼で製作されることから、装置の接液面積も考慮する必要がある。図 3.3.1.1(3)-1 に実機除染装置と同じループ試験装置の構成と、試験装置の基本的な仕様案を表 3.3.1.1(3)-1 に示す。仕様案では試験設備の合理化を図るため、試験片をサージタンク内に装荷することとして、試験片を装荷するための別容器を削除している。また、実機と同様に薬品投入時の火傷防止を考慮して除染剤ホッパーを介して投入することとしている。還元除染時の pH 制御のためのヒドラジン、及び還元・浄化剤分解時に注入する過酸化水素

は連続的かつ定量的に注入する必要があることから、定量ポンプを使用している。実機のプロセスを模擬する観点から、金属不純物等を除去するカチオン樹脂塔や混床樹脂塔、還元・浄化剤の分解に用いる触媒塔を設置している。除染液を循環するポンプや加熱するためのヒータ、冷却するための冷却器も設置しているが、ヒータは装置を単純化するために、サージタンク内に設置することとしている。制御に必要な温度や電気伝導率、pH を測定した値を記録するためのデータロガーや制御盤も用意する。

図 3.3.1.1(3)-2 に示すような主要装置の概略平面配置と図 3.3.1.1(3)-3 に示すサージタンクの概略形状案に基づいて、試験装置の接液面積の概算評価を実施すると以下のようなになる。なお、サージタンクの容積は約 60L であるが、運転中に注入する薬液による除染液量の増加を考慮して、ループの主循環流路とサージタンク内を循環する初期の除染液の体積は 50L を仮定する。

<主循環流路>

- ・流路長：約 5 m

(主循環経路の長さに閉塞となる枝管部として約 10%を加算)

- ・配管径 (8A)：内径 11.4 (mm)
- ・表面積： $11.4/10 \times \pi \times 500 = 1790.7 \text{ (cm}^2\text{)}$
- ・体積： $11.4/20 \times 11.4/20 \times \pi \times 500 = 510.4 \text{ (cm}^3\text{)}$

<サージタンク>

- ・円錐部高さ：100 (mm)
- ・円錐部接液面積： $320/20 \times \pi \times \sqrt{(320/10 \times 320/10 + 100/10 \times 100/10)}$
 $= 1685.2 \text{ (cm}^2\text{)}$
- ・円錐部体積： $320/20 \times 320/20 \times \pi/3 \times 100/10 = 46807.2 \text{ (cm}^3\text{)}$
- ・円柱部内径：320 (mm)
- ・円柱部高さ：582 (mm)

(サージタンク内除染液量を約 49.5L とする値)

- ・円柱部接液面積： $320/10 \times \pi \times 582/10 = 5850.9 \text{ (cm}^2\text{)}$
- ・円柱部体積： $320/20 \times 320/20 \times \pi \times 582/10 = 2680.8 \text{ (cm}^3\text{)}$

<全体>

- ・接液面積： $1790.7+1685.2+5850.9 = 9326.8$ (cm²)
- ・体積： $510.4+46807.2+2680.8 = 49998.4$ (cm³) $\div 50$ (L)
- ・比液量： $49998.4/9326.8=5.4$

ループ試験では各工程で除染剤を添加後、一定の時間経過後にサンプリングを行い、濃度等を分析する。還元工程では pH 制御が必要なため連続測定を行う。また、各工程終了後に除染液濃度が大きく変化していないことを確認するため、サンプリング測定を実施する。

<試験工程案>

図 3.3.1.1(3)-4 にループ試験工程案を示す。令和 5 年度は試験片準備及び試験装置準備のうち、材料調達、備品手配、治具製作等を実施する。令和 6 年度は試験装置準備として、装置製作及び試運転を実施する。また、除染液準備及び試験、データ整理を実施する。なお、令和 6 年度の開始時期によっては年度内に全ての作業を完了させるのは困難となる可能性がある。ループ試験はコストや準備にかかる時間等に課題がある。

2) バッチ試験

3.3.1.1(1)項で検討した実機実績に基づき検討した比液量 10ml/cm²以上を目標とし、除染試験に供する試験片を全て一つのセパラブルプラスチックに入れた場合、必要な除染液量は以下となる。

<重量測定・断面観察用試験片>

- ・試験片サイズ：20mm×10mm×2mm 厚さ（穴径 φ3mm）
- ・員数：12 個
- ・表面積： 5.247 (cm²/個)×12 個 = 62.964 (cm²)

<残留応力測定用試験片>

- ・試験片サイズ：30mm×30mm×5mm 厚さ（穴径 φ6mm）
- ・員数：2 個
- ・表面積： 24.377 (cm²/個)×2 個 = 48.754 (cm²)

<除染液量>

- ・合計表面積： $62.964 + 48.754 = 111.718$ (cm²)

・必要除染液量：111.718 (cm²)×10 (ml/cm²) = 1117.18 (ml)

⇒1.2 (L) 以上

以上より、必要除染液量は 1.2 L 程度であるため、2 L 用セパラブルフラスコを用いる。バッチ試験における除染試験装置構成例と基本的な仕様の例をそれぞれ図 3.3.1.1(3)-5 及び表 3.3.1.1(3)-2 に示す。試験片をセパラブルフラスコに入れて、ホットスターラで温度を制御すると共にフラスコ内の除染液を攪拌させる。また、フラスコ外面を保温材等で覆うことにより、フラスコ内の除染液の温度を極力一定に保つ。この場合には、基本的には酸化（除染）と還元（除染）工程のみを模擬することになり、2 種類の薬剤のフラスコ内に試験片を交互に必要な時間と繰り返し回数だけ浸漬させる。この構成では酸化剤分解工程を模擬することは可能であるが、その後の浄化や還元剤分解を模擬することはできない。これらの工程の影響は小さく、前後の工程に分割して組み込むことで保守的な評価が可能であることから、省略可である。なお、還元（除染）剤の pH 調整のためにはポータブルタイプの pH センサ等により計測し、調整する。図 3.3.1.1(3)-6 に除染液濃度測定フローを示す。酸化除染液、還元除染液はサイクル毎に調整し、各サイクルの試験前後の濃度を測定する。

<試験工程案>

図 3.3.1.1(3)-7 にバッチ試験工程案を示す。令和 5 年度は試験片準備及び試験装置準備を実施し、令和 6 年度は除染液準備及び試験、データ整理を実施する。

表 3.3.1.1(3)-1 ループ試験装置の仕様案

主要機器	概略仕様	備考
サージタンク	容積：60L ヒータ：2KW	温度制御機能付きヒータを内蔵、試験片装荷を想定
循環ポンプ	流量：200L/h	—
カチオン樹脂塔	容積；10L	—
混床樹脂塔	容積；10L	—
触媒塔	容積；5L	—
過酸化水素注入ポンプ	流量：0.2～2.0mL/min	—
冷却器	2KW	—
計測器	電気伝導率計（0～5000、0～200 μ S/cm）、pH計	除染剤濃度や金属イオン濃度をバッチで測定するための機器は別途必要

表 3.3.1.1(3)-2 バッチ試験装置の仕様例

主要機器	概略仕様	備考
セパラブルフラスコ	容積：2L	酸化（除染）剤、還元（除染）剤用に各1セット 蒸気を凝縮させて戻す機構付
ホットスターラ	上記、フラスコの温度を95℃以上に制御可能なもの	温度制御機能付き
攪拌子	耐薬品性のあるもの	—
試験片設置用架台	耐薬品性のあるもの	試験片形状と員数により設計要
計測器	pH計	除染剤濃度や金属イオン濃度をバッチで測定するための機器は別途必要

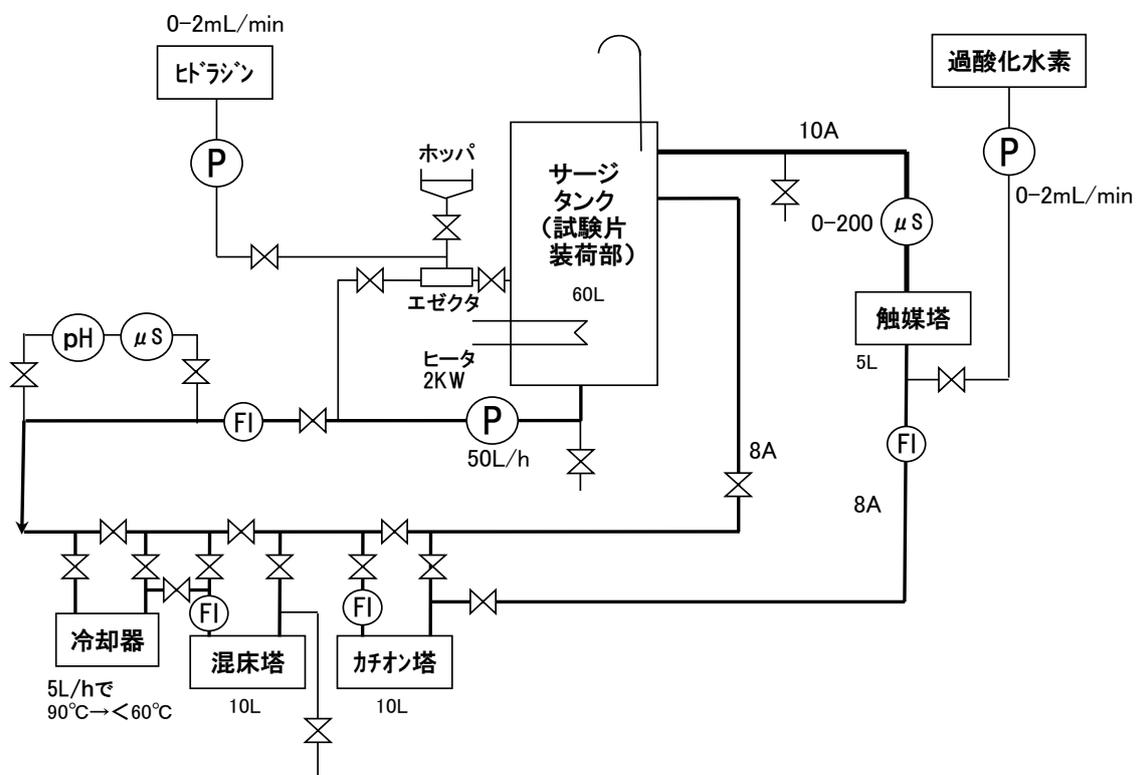


図 3.3.1.1(3)-1 ループ試験における除染試験装置構成案

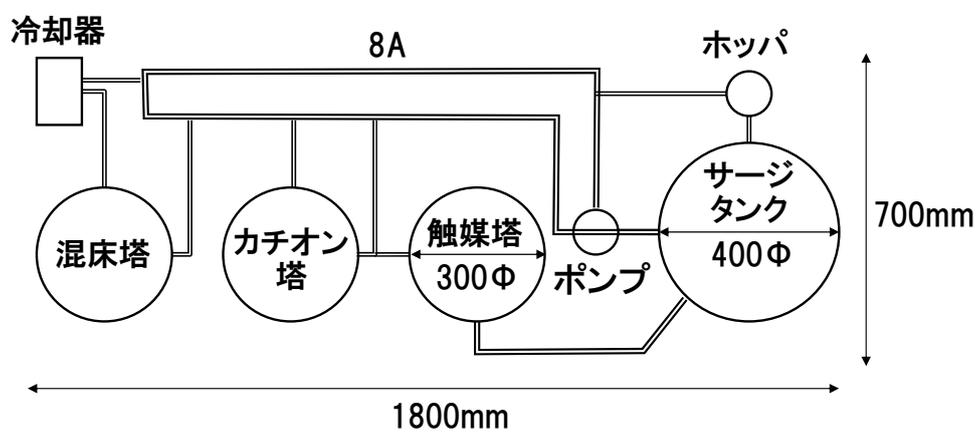


図 3.3.1.1(3)-2 ループ試験装置の主要装置の平面配置例

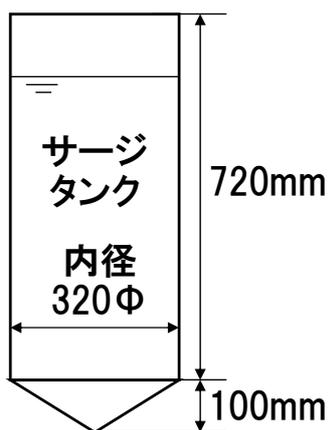


図 3.3.1.1(3)-3 サージタンクの断面形状例

R5年度	1M	2M	3M	4M	5M	6M	7M	8M	9M
TP準備	準備		皮膜処理			TP測定等			
装置準備	材料、備品手配、治具製作等								
R6年度	1M	2M	3M	4M	5M	6M	7M	8M	9M
装置準備	装置製作、試運転等								
試験			除染液準備等		サイクル1		サイクル2		サイクル3
まとめ							データ整理		

図 3.3.1.1(3)-4 ループ試験工程案

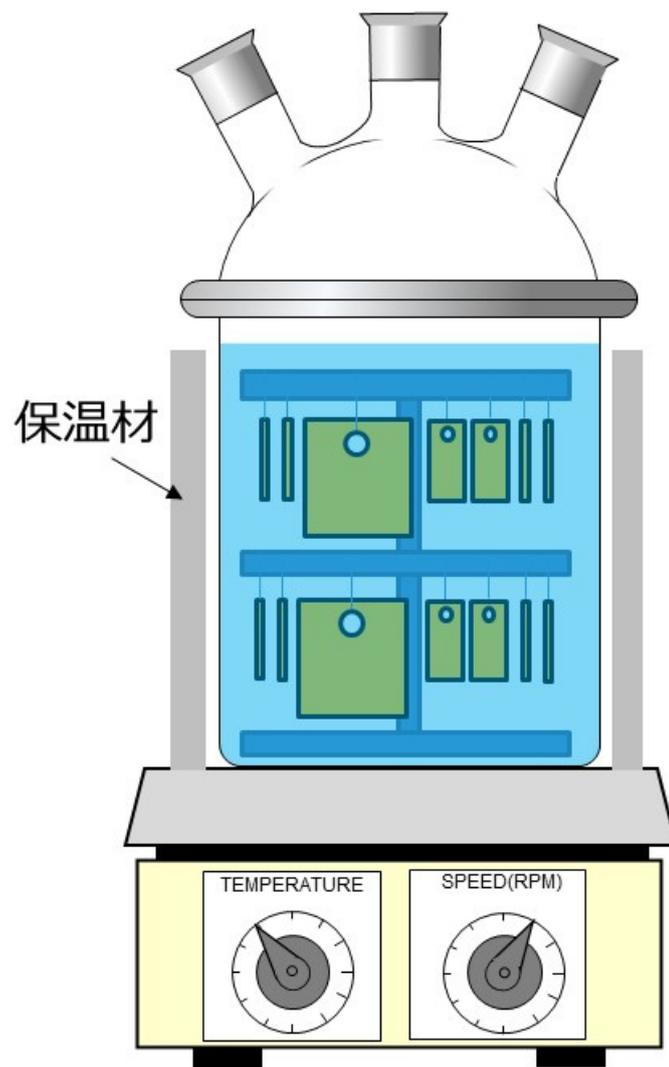


図 3.3.1.1(3)-5 バッチ試験における除染試験装置構成例

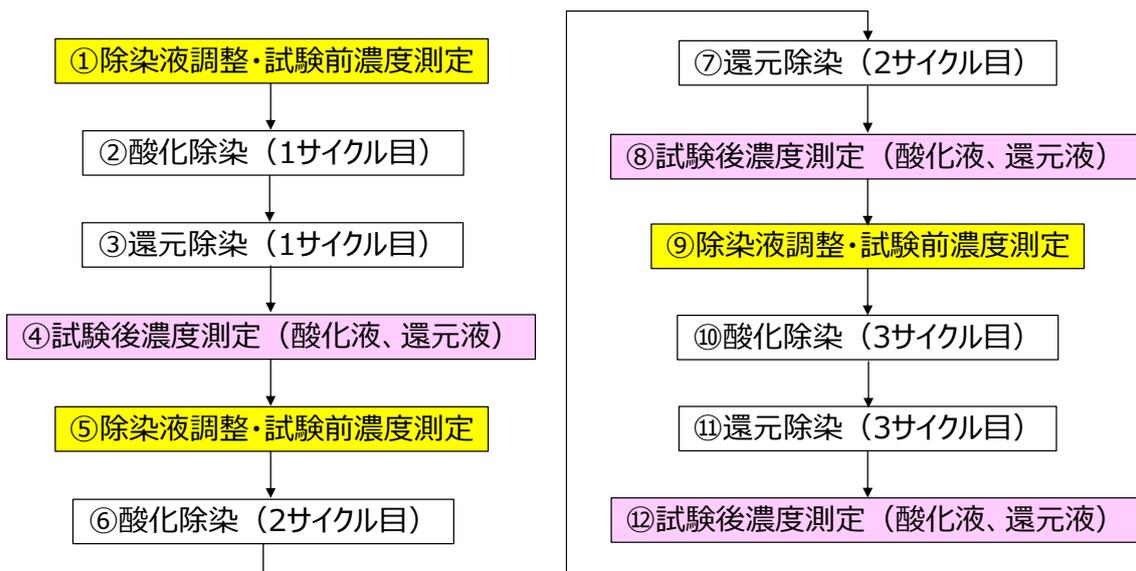


図 3.3.1.1(3)-6 除染液調整及び濃度測定フロー

R5年度	1M	2M	3M	4M	5M	6M	7M
TP準備	準備		皮膜処理	TP測定等			
装置準備	備品手配、治具製作等						
R6年度	1M	2M	3M	4M	5M	6M	7M
試験	除染液準備等	サイクル1	サイクル2	サイクル3			
まとめ					データ整理		

図 3.3.1.1(3)-7 バッチ試験工程案

(4) 試験片の準備

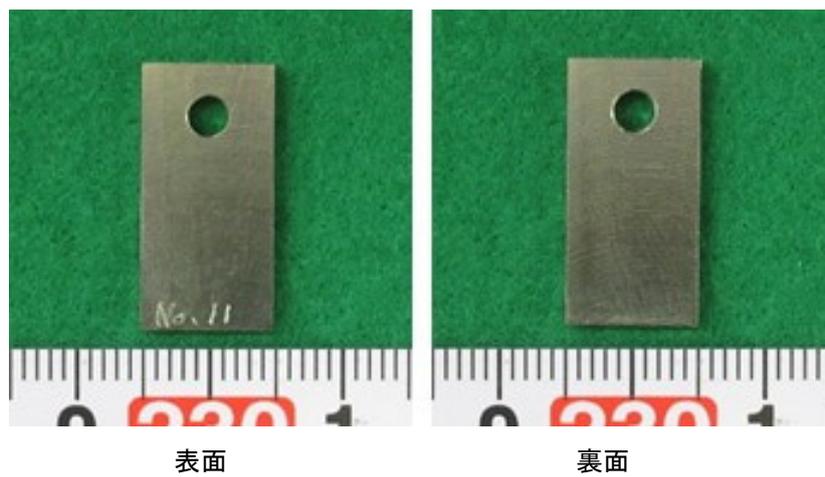
試験片準備として令和 4 年度は重量測定・断面観察用試験片（20mm×10mm×2mm 厚さ（穴径Φ3 mm））及び残留応力測定用試験片（30mm×30mm×5mm 厚さ（穴径Φ6 mm））の加工及びSP施工までを行い、施工後の外観観察及び残留応力測定を実施した。試験片の材質は SUS304 鋼とした。

各試験片の状態及び実施項目を表 3.3.1.1(4)-1 に、図 3.3.1.1(4)-1 に各試験片の外観観察結果を示す。いずれの試験片も外観上問題なく加工できていることを確認した。なお、SP 施工すると施工面の刻印が見えにくくなるため、SP 施工前に試験片側面にも刻印を打ち、試験片を識別できるように管理して実施した。

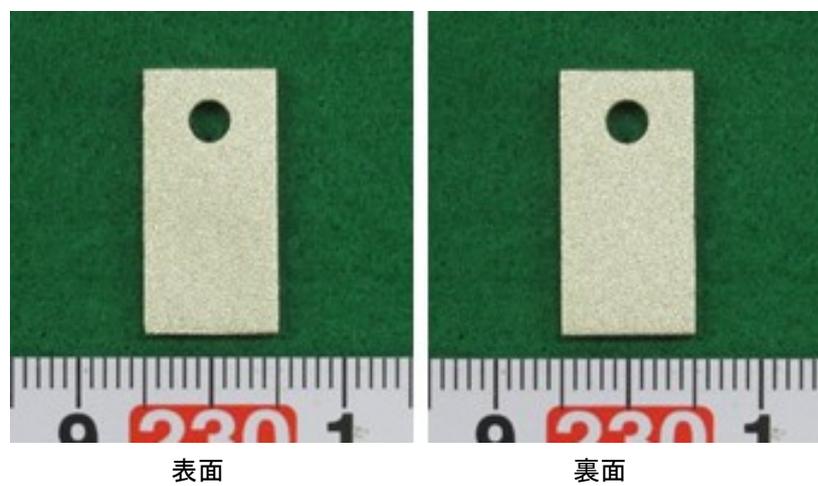
図 3.3.1.1(4)-2 に残留応力測定用試験片の TP No.25 及び 26 について、SP 施工後の表面残留応力測定結果を示す。いずれの試験片も十分な圧縮残留応力が付与できたことを確認した。

表 3.3.1.1(4)-1 各試験片の状態及び実施項目

TP No.	材質	試験片寸法	SP 施工	残留応力 測定	外観観察
11	SUS304 鋼	20×10×2 t mm (穴径φ3 mm)	あり (両面)	なし	SP 施工前後
12					
13					
14					
15					
16					
17					
18		20×10×2 t mm (穴径φ3 mm)	なし	なし	SP 施工なしの ため試験片加 工後のみ
19					
20					
21					
22					
23					
24					
25	30×30×5 t mm (穴径φ6 mm)	あり (片面)	あり	SP 施工前後	
26					

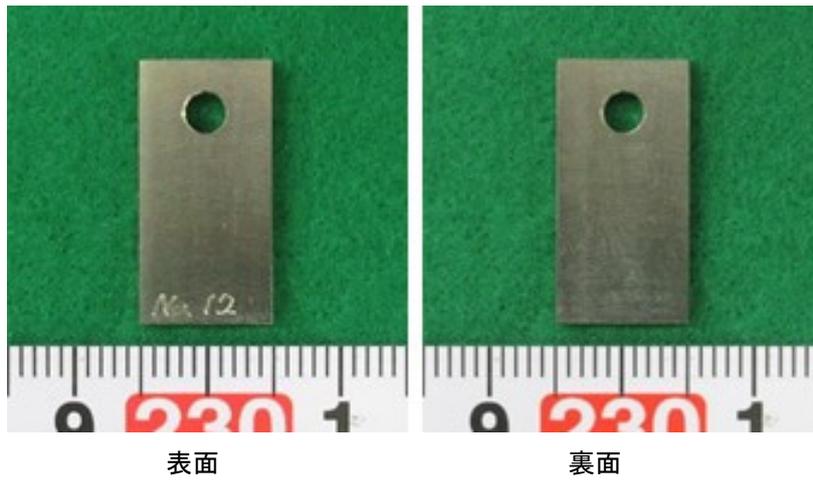


(a) SP 施工前

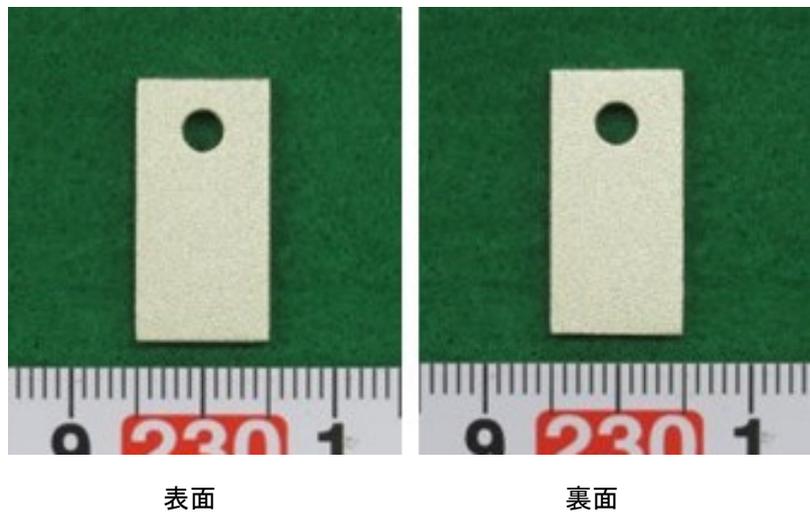


(b) SP 施工後

图 3.3.1.1(4)-1 (1) 試験片外觀 (TP No. 11)

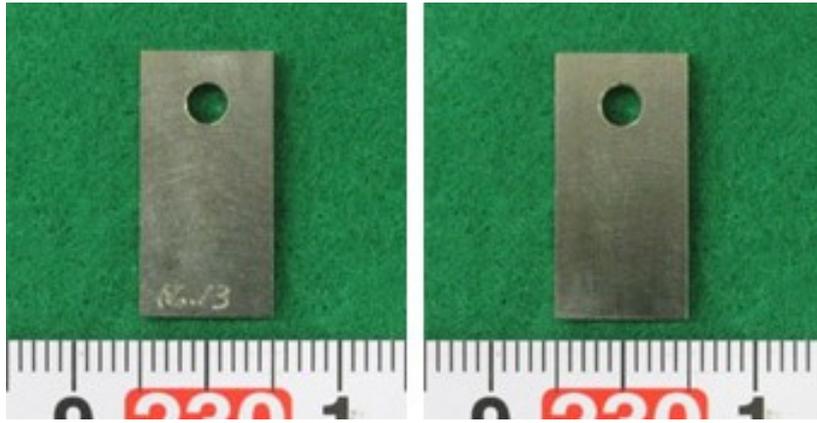


(a) SP 施工前



(b) SP 施工後

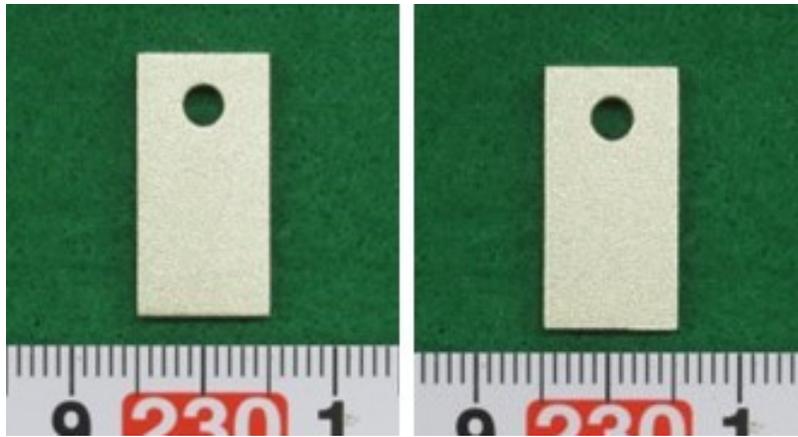
図 3.3.1.1(4)-1 (2) 試験片外観 (TP No. 12)



表面

裏面

(a) SP 施工前

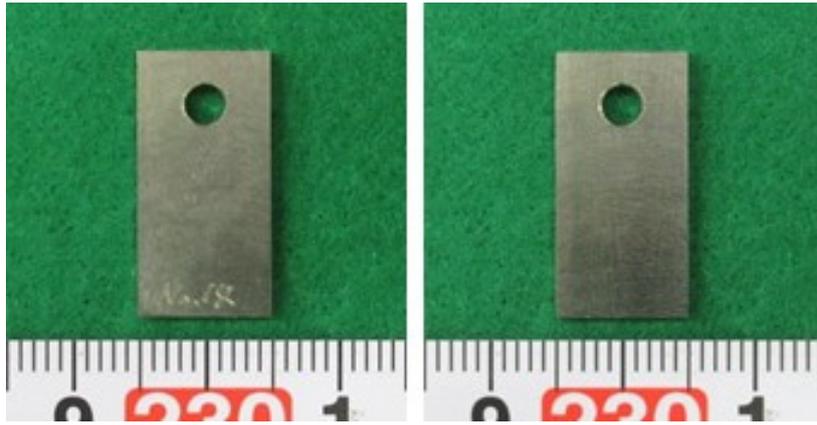


表面

裏面

(b) SP 施工後

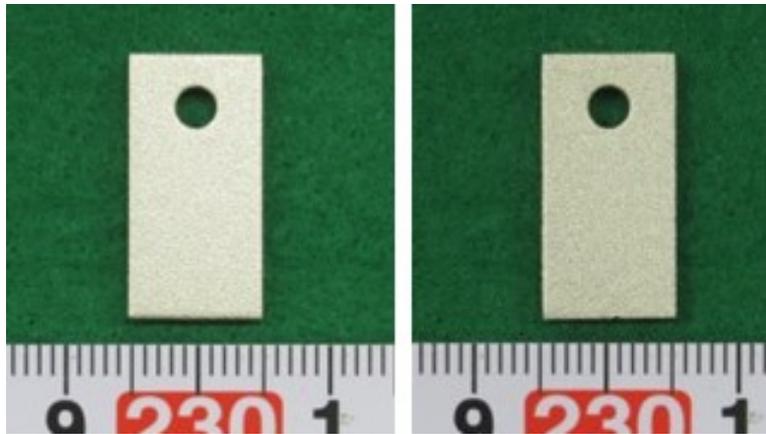
图 3.3.1.1(4)-1 (3) 試験片外觀 (TP No. 13)



表面

裏面

(a) SP 施工前

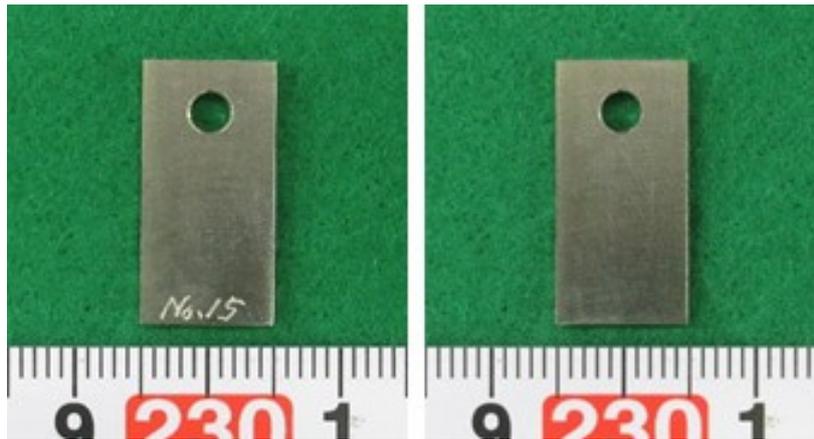


表面

裏面

(b) SP 施工後

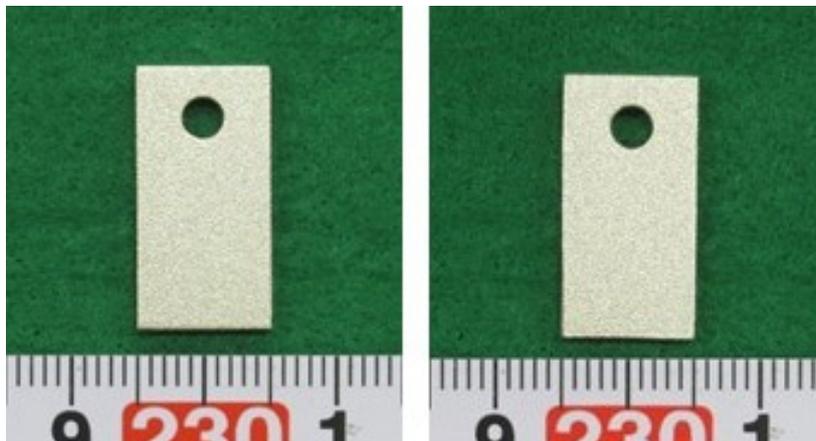
图 3.3.1.1(4)-1 (4) 試験片外觀 (TP No. 14)



表面

裏面

(a) SP 施工前



表面

裏面

(b) SP 施工後

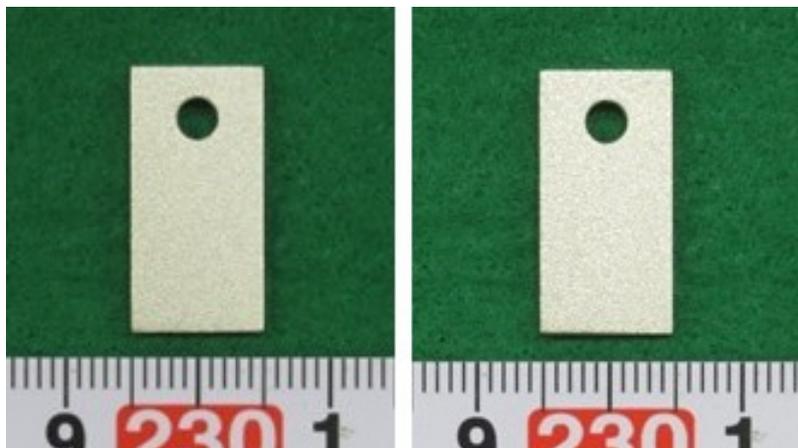
图 3.3.1.1(4)-1 (5) 試験片外觀 (TP No. 15)



表面

裏面

(a) SP 施工前

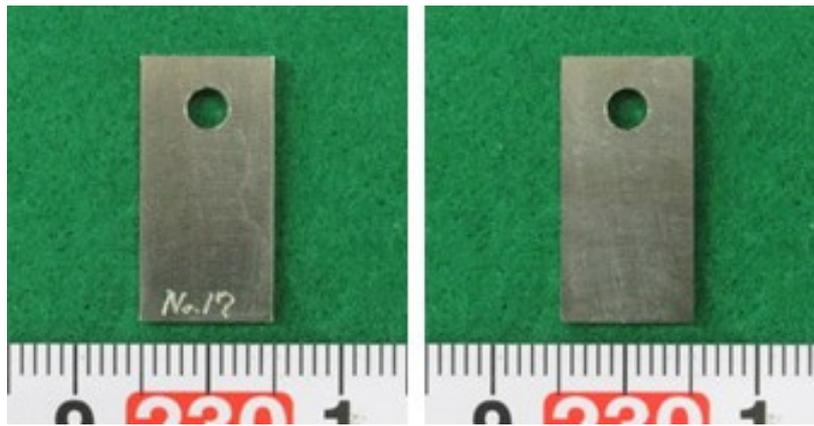


表面

裏面

(b) SP 施工後

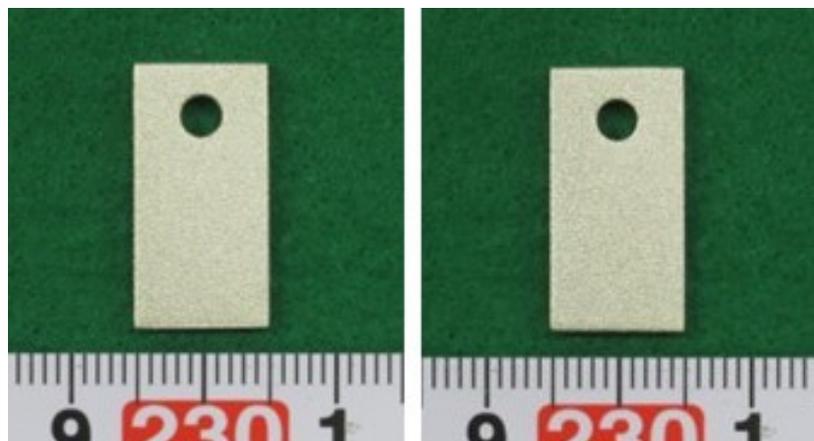
図 3.3.1.1(4)-1 (6) 試験片外観 (TP No.16)



表面

裏面

(a) SP 施工前

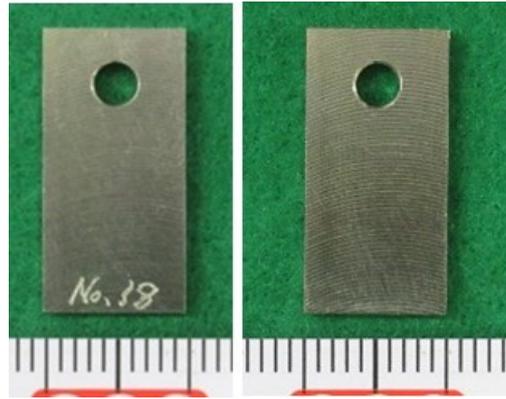


表面

裏面

(b) SP 施工後

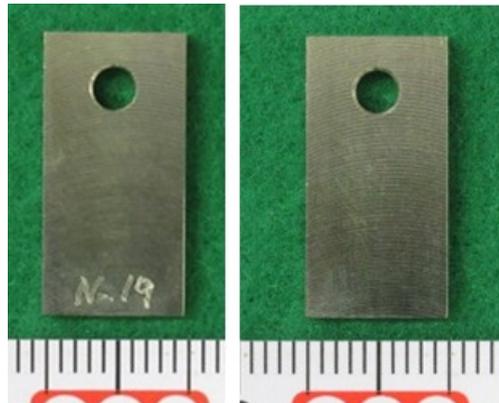
图 3.3.1.1(4)-1 (7) 試驗片外觀 (TP No. 17)



表面

裏面

图 3.3.1.1(4)-1 (8) 試驗片外觀 (TP No. 18)



表面

裏面

图 3.3.1.1(4)-1 (9) 試驗片外觀 (TP No. 19)

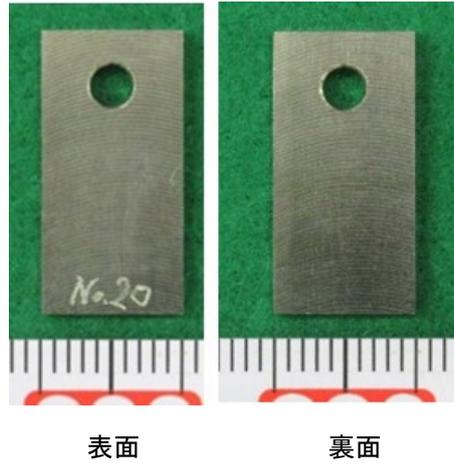


図 3.3.1.1(4)-1 (10) 試験片外観 (TP No. 20)

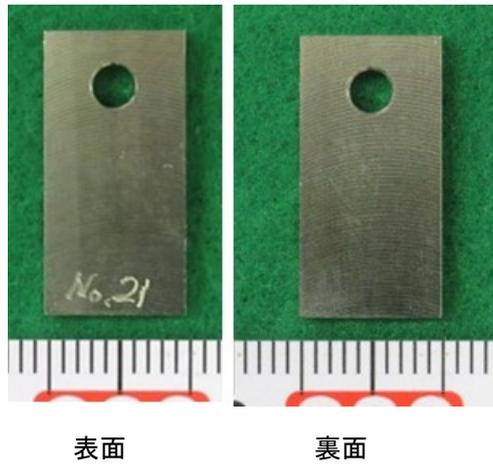


図 3.3.1.1(4)-1 (11) 試験片外観 (TP No. 21)

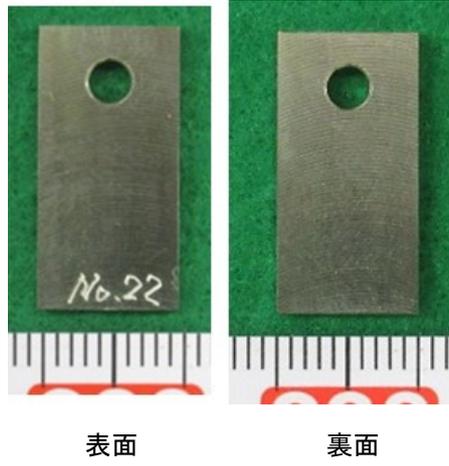


図 3.3.1.1(4)-1 (12) 試験片外観 (TP No. 22)

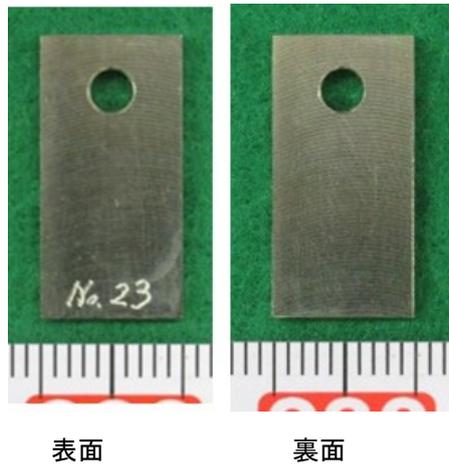


図 3.3.1.1(4)-1 (13) 試験片外観 (TP No. 23)

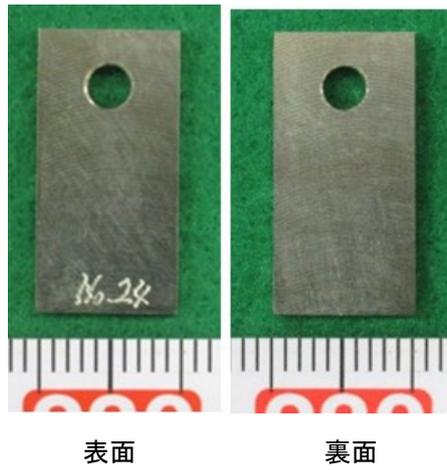
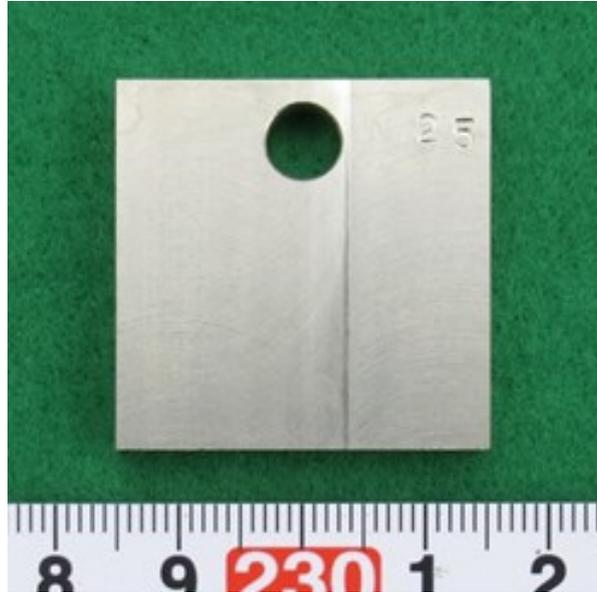
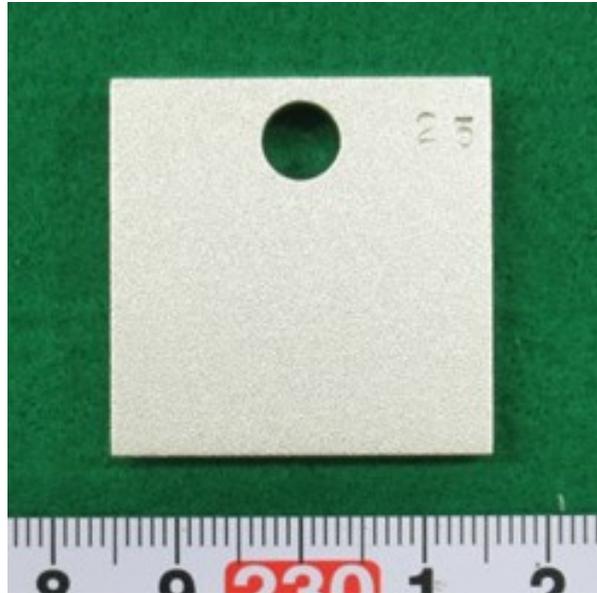


図 3.3.1.1(4)-1 (14) 試験片外観 (TP No. 24)



(a) SP 施工前

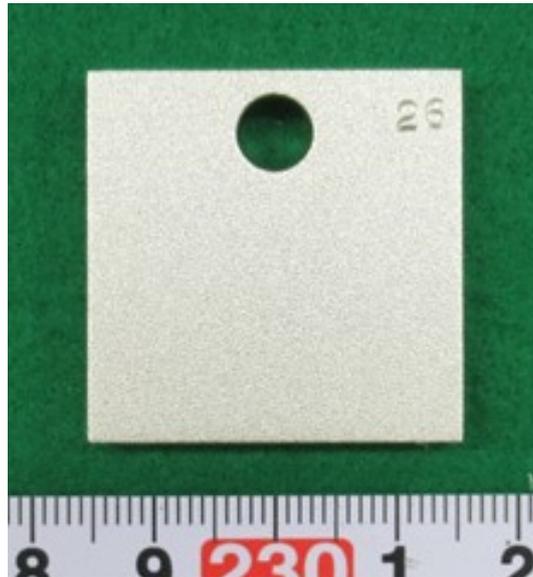


(b) SP 施工後

図 3.3.1.1(4)-1 (15) 試験片外観 (TP No. 25)



(a) SP 施工前



(b) SP 施工後

図 3.3.1.1(4)-1 (16) 試験片外観 (TP No. 26)

(MPa)

試験片		SP施工後			
形状 (mm)	刻印	X方向		Y方向	
		残留応力	標準偏差	残留応力	標準偏差
30×30×5 t	25	-902	29	-933	27
	26	-910	29	-913	32

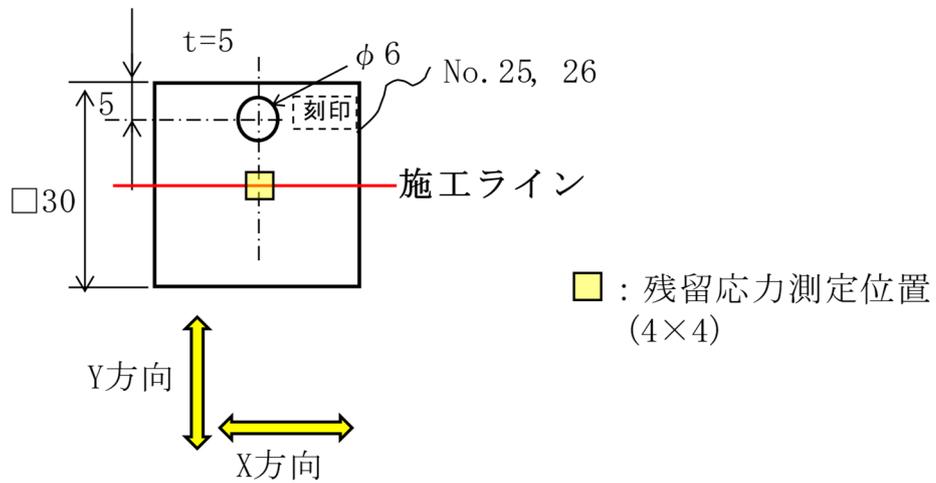


図 3.3.1.1(4)-2 SP 施工後の表面残留応力測定結果 (TP No. 25, 26)

3.3.1.2 複合的な応力状態を踏まえた影響確認の詳細実施要領の検討

令和 3 年度は、炉内構造物の実機応力改善対策施工部位から実機供試体を採取する際の切断影響等を確認するための実機模擬試験方法について調査し、各実機模擬試験方法におけるメリット/デメリット及び適応性の抽出・整理を実施した [3.3.1.2-1]。本調査の結果、本研究の目的、実機模擬試験に要するコスト及び期間を考慮し、実機模擬試験方法として、部分モックアップ試験又は要素モックアップ試験を選定することが合理的であることを確認した。一方で、部分モックアップ試験又は要素モックアップ試験のみでは、実機模擬性に限界があるため、有限要素法解析（以下、「FEM 解析」という）を組み合わせた評価が必要であることを併せて確認した。また、炉内構造物の構成材料については、素材の状態から、機械加工や溶接等の製作工程を経て原子炉内に設置されており、その後、SCC に対する予防保全としてショットピーニングやウォータージェットピーニング等の応力改善対策が施工されていることから、実機材料の来歴には、切断の影響を受ける種々の応力因子が存在し、互いに影響を及ぼすと考えられるため、個別の応力因子に対する切断影響を確認することが必要であることを確認した。

以上より、令和 4 年度は解析的アプローチとして、個別の応力因子に対する切断影響及びこれらの応力因子が重畳した応力状態に対する切断影響について、実績のある解析モデルを用いて影響確認を実施した。切断の影響は、令和 3 年度における調査において A 型輸送が可能とされた 100mm×100mm の実機供試体寸法まで順次切断していくことで、残留応力の変化を調査した。さらに、影響確認の結果を踏まえて要素試験（平板溶接継手）への反映項目を検討し、要素試験体による試験・解析の詳細実施要領を検討した。

(1) 解析的アプローチによる切断影響確認

令和 4 年度における調査対象機器は、令和 3 年度の調査結果を踏まえて、解析的アプローチにおける解析手法及び解析結果の妥当性確認を目的とした要素モックアップ試験が実施可能な炉心シュラウド又は制御棒駆動機構（CRD）ハウジングスタブチューブとすることが合理的と考える。

ここで、炉心シュラウドは、国内許認可申請や高経年化技術評価において、溶接による残留応力解析の実績が豊富であり、要素モックアップ試験に要する材料の調達性（入手性、調達期間及び費用）に優れていることから、炉心シュラウドを調査対象機器として選定した。なお、本研究では、既に廃炉が

認可されている 500MWe 級 BWR プラントのシュラウド中間胴 H4 溶接部を調査対象部位とした。

1) 個別の応力因子による残留応力場に対する切断影響確認

調査対象機器である炉心シュラウドの構成材料については、素材の状態から、その製造過程にて鋼板から円筒胴とするため、曲げ加工、切削加工及び溶接を経て原子炉内に設置され、その後、調査対象部位の H4 溶接部は SCC に対する予防保全としてピーニングが施工されている。このため、個別の応力因子による残留応力場に対する切断影響確認として、曲げ加工による残留応力場、溶接による残留応力場及びピーニングによる残留応力場について評価を実施することとした。

なお、ピーニング施工方法については、ショットピーニング、ウォータージェットピーニングやレーザーピーニング等の方法があるが、材料表面を塑性変形させ、周囲からの構造部材の拘束により表面に圧縮残留応力を生じさせる原理は同じであることから、本調査においてはショットピーニング (SP) を代表として選定した。

① 曲げ加工による残留応力場に対する切断影響

曲げ加工による残留応力場に対する切断の影響について、解析条件及び解析結果を以下に示す。

i. 解析条件

曲げ加工による残留応力の FEM 解析モデルによる模擬は、平板解析モデルに対し曲げモーメントを負荷することで模擬した。負荷する曲げモーメントは、除荷後の形状が炉心シュラウドの H4 溶接部を含む中間胴の形状 (曲げ半径) を再現するように設定した。

また、炉心シュラウド中間胴の形状 (曲げ半径) を再現後、軸方向の切断を模擬した解析を実施し、切断に伴う板厚内部の残留応力の変化を調査した。

FEM 解析の概要を以下に示す。

- ・解析コード: Abaqus Ver.2019

- ・解析モデル: 2次元(平面ひずみ)モデル(節点数: 6049、要素数: 5740)(90°セクターモデル、解析モデルを図 3.3.1.2(1)1)-1 に示す)
- ・材質: SUS316L
- ・物性値出典: 設計・建設規格^[3.3.1.2(1)-1]
- ・切断条件: 軸方向の切断を模擬(図 3.3.1.2(1)1)-2 に示す)

ii. 解析結果

曲げ加工による残留応力場に対する切断影響について、周方向応力の解析結果を図 3.3.1.2(1)1)-3、軸方向応力の解析結果を図 3.3.1.2(1)1)-4 に示す。

本解析結果より、曲げ加工による残留応力場については、切断により板厚内部の残留応力は変化せず、切断端部近傍においてのみ応力分布が変化した。つまり、曲げ加工による残留応力場は切断端部以外では切断の影響を受けず、切断による炉心シュラウド表面の残留応力の変化がないことから、後述する重畳した残留応力場に対する切断影響確認及び要素試験体において、曲げ加工による残留応力場の考慮は不要であると考えられる。

② 溶接による残留応力場に対する切断影響

溶接による個別の残留応力場に対する切断の影響について、解析条件及び解析結果を以下に示す。

i. 解析条件

溶接による残留応力場の FEM 解析モデルによる模擬は、炉心シュラウド中間胴 H4 溶接部を対象に、国内許認可申請や高経年化技術評価で実績のある 3次元弾塑性解析モデル・手法を用いて実施した。H4 溶接部の開先形状及び溶接条件は、国内 500MWe 級 BWR プラントの同溶接部の施工実績を基に設定し、溶接部全周の残留応力を解析により求めた。なお溶接パスは原子力安全基盤機構の「複雑形状部機器配管健全性実証 (IAF)」事業^[3.3.1.2(1)-2]で実施した残留応力解析の実績に準拠してモデル化し、解析を実施した。ここで、最終的な 100mm×100mm の実機供試体寸法まで切断した際の残留応力に対する切断順序の

影響を確認するため、2つの異なる切断パターンによる切断影響確認を実施した。本 FEM 解析の概要を以下に示す。解析手順を図 3.3.1.2(1)1-5 に示す。

- ・解析コード: Abaqus Ver.2019
- ・解析モデル: 3次元円筒ソリッドモデル (節点数: 1130160、要素数: 1108700) (解析モデルを図 3.3.1.2(1)1-6 に示す)
- ・対象機器: 炉心シュラウド中間胴 H4 溶接部
- ・対象プラント: 500MWe 級 BWR プラント
- ・溶接部の設定方法
 - 開先形状: 両側開先 (表面における溶接幅は約 16mm)
 - 溶接パス数: 40 パス (片側 20 パス)
 - 入熱条件: 国内 500MWe 級 BWR プラントにおける実績より推定
 - 入熱パターン: 台形パターン (図 3.3.1.2(1)1-7 に示す)
- ・材質: SUS316L
- ・物性値出典: 設計・建設規格^[3.3.1.2(1)-1]及び公開文献^[3.3.1.2(1)-3]等
- ・切断条件: 切断条件①及び切断条件②の2パターン (図 3.3.1.2(1)1-8 に示す)

ii. 解析結果

溶接による残留応力場に対する FEM 解析結果について、切断前の残留応力分布のコンター図を図 3.3.1.2(1)1-9 に示す。なお、本解結果は原子力安全基盤機構の「IASCC 健全性評価法検証に関する報告書」^[3.3.1.2(1)-4]の解析結果 (溶接熱影響部における表面残留応力) に準ずるものであり、妥当性を確認している。溶接残留応力場に対する切断影響について、100mm×100mm の実機供試体寸法まで順次切断した場合の、残留応力の変化を図 3.3.1.2(1)1-10 及び図 3.3.1.2(1)1-11 に示す。これらはそれぞれ切断条件①及び切断条件②の順序で切断した際の、表面における残留応力分布である。図 3.3.1.2(1)1-10 及び図 3.3.1.2(1)1-11 に示すとおり、溶接による残留応力は、切断により残留応力

分布が変化した。切断時の周方向応力と軸方向応力の変化の傾向は以下である。

周方向応力については、炉心シュラウド内外表面において、軸方向の切断に伴い、切断条件①及び切断条件②の両条件で引張の残留応力が減少している。一方で、軸方向応力については、その内表面において、周方向の切断に伴い、切断条件①及び切断条件②の両条件で残留応力は減少するものの、その外表面は、軸方向の切断に伴い、切断条件①及び切断条件②の両条件で残留応力は増加している。この外表面における軸方向の切断に伴う引張残留応力の増加は、図 3.3.1.2(1)1)-12 に示すように溶接による径方向の収縮変形が、軸方向切断により解放されることに起因すると考えられる。

また、シュラウド切断前と最終切断後の残留応力分布を比較した結果を図 3.3.1.2(1)1)-13 に示す。図 3.3.1.2(1)1)-13 は、切断条件①における残留応力分布を示しているが、切断条件①と切断条件②とで、最終切断後の残留応力分布が完全に一致した。なお、今回の解析モデルでは周方向応力は、100mm×100mm の実機供試体寸法に切断することで、引張残留応力の最大値が外表面で 40%程度、内表面で 60%程度減少するものの、切断前後において応力分布の傾向には変化がなかった。軸方向応力については、100mm×100mm の実機供試体寸法に切断することで、引張残留応力の最大値が外表面で 60%程度増加、内表面で 20%程度減少するが、周方向応力と同様に切断前後において応力の分布傾向には変化がなかった。

③ ピーニングによる残留応力場に対する切断影響

SP による残留応力場に対する切断の影響について、解析条件及び解析結果を以下に示す。解析ケース A と B の 2 ケース実施した。

解析ケース A は、3.3.1.2(1)1)②項に示す溶接による残留応力の解析と同一モデルによる解析を実施した。次に、解析ケース B として、解析ケース A の解析モデルは、溶接による残留応力の算出に特化した解析モデルであり、溶接部近傍以外については、炉心シュラ

ウド表面のメッシュ分割が粗く、SP による残留応力の模擬ができない場合があることから、単純円筒モデルを用いた解析も併せて実施した。

解析ケース A については、後述の溶接とピーニングによる残留応力が重畳した応力場に対する切断影響を評価することから、同一の解析モデルを用いるものとしたが、本解析は影響確認の観点での実施であることと、解析モデルのメッシュ分割等はこれまで炉心シュラウドの構造健全性等の評価で十分な実績があることから、メッシュの再分割等による不確定の影響要因がないことを優先したものである。

③-1 解析ケース A: 溶接残留応力と同じ解析モデルを使用したケース

i. 解析条件

解析ケース A における SP による残留応力についての FEM 解析モデルによる模擬は、3.3.1.2(1)1)②項に示す溶接残留応力解析モデルと同一モデルとした。本 FEM 解析の概要を以下に示す。

- ・解析コード: Abaqus Ver.2019
- ・解析モデル: 3次元円筒ソリッドモデル (節点数: 1130160、要素数: 1108700) (解析モデルを図 3.3.1.2(1)1)-6 に示す)
- ・対象機器: 炉心シュラウド H4 溶接部
- ・対象プラント: 500MWe 級 BWR プラント
- ・SP による残留応力の設定方法

令和 3 年度に得られた SP 施工試験結果を再現する条件

残留応力: 周方向・軸方向ともに残留応力が -700MPa 程度となるように、ひずみを解析モデルに付与。

SP 施工範囲^(注記): 解析モデルのメッシュサイズの制約より、溶接止端部から 10mm までの範囲とする。また溶接金属部に対してもひずみを付与。

- ・材質: SUS316L
- ・物性値出典: 設計・建設規格^[3.3.1.2(1)-1]
- ・切断条件: 切断条件①及び切断条件②の 2 パターン

(図 3.3.1.2(1)1)-8 に示す)

注記: 実機 SP 施工範囲は、通常、溶接止端部から 25mm 程度の範囲としており、溶接金属部に対しては意図的に施工するものではないが、実施工上、溶接金属部に対しても SP は施工されているものと考えられる。

ii. 解析結果

SP による残留応力場を模擬した FEM 解析モデルについて、切断前の残留応力分布のコンター図及び板厚方向の残留応力分布を図 3.3.1.2(1)1)-14 に示す。ここで軸方向応力と周方向応力とで、その板厚方向への応力分布が異なることは、本解析モデルのメッシュ分割に起因するものである。なお、このメッシュ分割による影響を除外するために、後述する③-2 の解析ケース B ではメッシュ分割を均一としており、その場合には軸方向応力と周方向応力とで差異がなかった。

SP による残留応力場に対する切断影響について、100mm×100mm の実機供試体寸法まで順次切断した場合の、残留応力分布を図 3.3.1.2(1)1)-15 及び図 3.3.1.2(1)1)-16 に示す。それぞれ切断条件①及び切断条件②の切断順序で切断した際の、表面の残留応力分布である。

また、炉心シュラウド切断前と最終切断後の残留応力分布を比較した結果を図 3.3.1.2(1)1)-17 に示す。図 3.3.1.2(1)1)-17 は切断条件①における残留応力分布を示しているが、切断条件①と切断条件②とで、最終切断後の残留応力分布が完全に一致した。

SP による圧縮の残留応力は、溶接による残留応力とは異なり、軸方向応力及び周方向応力において、切断による残留応力分布への影響は軽微であった。これは SP による塑性変形が材料表面に形成され、その変形が周囲の施工部材により拘束されるこ

とで圧縮応力場を形成することから、切断した場合でも、板厚が残存していることに起因するものと考えられる。

なお、SPによる残留応力のうち、軸方向応力の局所的な変化は、③-2の解析ケースBとの比較より、本解析モデルにおける溶接余盛部の局所的な構造不連続に起因するものと考えられる。

③-2 解析ケース B: FEM 解析モデルを単純円筒モデルとしたケース

i. 解析条件

解析ケース B における SP による残留応力についての FEM 解析モデルによる模擬は、炉心シュラウド直径及び板厚を模擬した単純円筒モデルを用いて実施した。本 FEM 解析の概要を以下に示す。

- ・解析コード: Abaqus Ver.2019
- ・解析手法: 3次元円筒ソリッドモデル (節点数: 31935、要素数: 31424)

(解析モデルを図 3.3.1.2(1)1)-18 に示す)

- ・対象機器: 炉心シュラウド H4 溶接部
- ・対象プラント: 500MWe 級 BWR プラント
- ・SPによる残留応力の設定方法

令和年度に得られた SP 施工試験結果を再現する条件

残留応力: 周方向・軸方向ともに残留応力が -700MPa 程度となるように、ひずみを解析モデルに付与

SP 施工範囲: 施行幅 36mm、50mm 及び 100mm とした 3 条件

- ・材質: SUS316L
- ・物性値出典: 設計・建設規格^[3.3.1.2(1)-1]
- ・切断条件: 図 3.3.1.2(1)1)-19 に示す。

ii. 解析結果

解析ケース B における SP による残留応力を模擬した FEM 解析モデルについて、切断前の残留応力分布を図 3.3.1.2(1)1)-20 に、切断後の表面の応力分布を図 3.3.1.2(1)1)-21 に示す。図

3.3.1.2(1)1)-20 に示す板厚方向の残留応力分布より、円筒表面（SP 施工面）近傍のメッシュを均一に設定することにより、③-1 項に示す解析ケース A にて確認された軸方向応力と周方向応力間での残留応力分布の差異は生じなかった。さらに、本 FEM 解析では、解析モデルを単純円筒としたことから、構造不連続はなく、解析ケース A の軸方向応力に見られるような局所的な残留応力の変化は生じなかった。また、図 3.3.1.2(1)1)-21 に示すように、いずれの SP 施工幅においても、SP による残留応力場に対する切断影響は軽微であった。なお、SP 施工端部にて切断した場合、切断部において残留応力が解放されることから、局所的に残留応力分布が変化した。

以上を踏まえ、実機供試体の採取においては、切断寸法 100mm×100mm の切断部が、実機炉心シュラウド H4 溶接部の SP 施工端部と一致しないように考慮する必要があると考えられる。

④ 個別の応力因子による残留応力場に対する切断影響のまとめ

本項では炉心シュラウドの中間胴（H4 溶接部含む）の製造過程及び予防保全対策（ピーニング施工）を考慮して、曲げ加工、溶接及びショットピーニングによる個別の残留応力場を模擬した解析モデルでの切断影響を調査した。

■ 曲げ加工による残留応力場を模擬した解析モデル

切断により板厚内部の残留応力分布が変化しないことから、炉心シュラウド表面においても残留応力は変化せず、切断による影響を受けなかった。

■ 溶接による残留応力場を模擬した解析モデル

切断により板厚内部の残留応力が変化し、切断に伴い炉心シュラウド内外表面の周方向応力及びその内表面の軸方向応力が減少した。一方で、外表面の軸方向応力は、炉心シュラウドを軸方向に切断することで、径方向の溶接変形が解放されることに起因して増加した。また、実機供試体寸法（100mm×100mm）に切断することで、切断前に比べて、周方

向の引張応力の最大値が内表面で約 60%、外表面で約 40%減少し、軸方向の引張応力の最大値が内表面で約 20%減少し、外表面で約 60%増加した。

- ショットピーニングによる残留応力場を模擬した解析モデル
解析ケース A として溶接による残留応力解析と同一のモデルを用いた解析を、解析ケース B として単純円筒モデルを用いた解析を実施した。解析ケース A 及び B において、ショットピーニングによる圧縮の残留応力は、切断による影響を受けなかった。なお、解析ケース B では、解析ケース A における周方向応力と軸方向応力の不一致及び溶接金属部の局所的な変化は確認されず、これらが解析ケース A の解析モデルにおけるメッシュ分割及び構造不連続に起因するものと考えられる。

以上のとおり、個別の応力因子による残留応力場に対する切断影響を確認した結果、切断の影響を大きく受けるのは溶接による残留応力場であり、曲げ加工及びショットピーニングによる残留応力場は、切断端部等の局所的範囲を除き、切断の影響を受けなかった。これらの影響確認の結果を踏まえ、重畳した残留応力場に対する切断影響確認は、切断の影響が顕著であった溶接残留応力とショットピーニングによる残留応力を重ね合わせて切断影響評価を実施することとし、曲げ加工による残留応力場は考慮しないこととした。

<参考文献>

- [3.3.1.2-1] 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)), 原子力規制庁, 令和 4 年 3 月
- [3.3.1.2(1)-1] 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版）<第 II 編 高速炉規格>、日本機械学会
- [3.3.1.2(1)-2] 平成 18 年度 複雑形状部機器配管健全性実証に関する事業報告書、07 基材報-0011、独立行政法人 原子力安全基盤機構
- [3.3.1.2(1)-3] 原子炉圧力容器の異材溶接部に関する高温材料特性データ集、独立行政法人 原子力安全基盤機構
- [3.3.1.2(1)-4] 平成 21 年度 IASCC 健全性評価法検証に関する報告書、10 原高報-0006、独立行政法人 原子力安全基盤機構

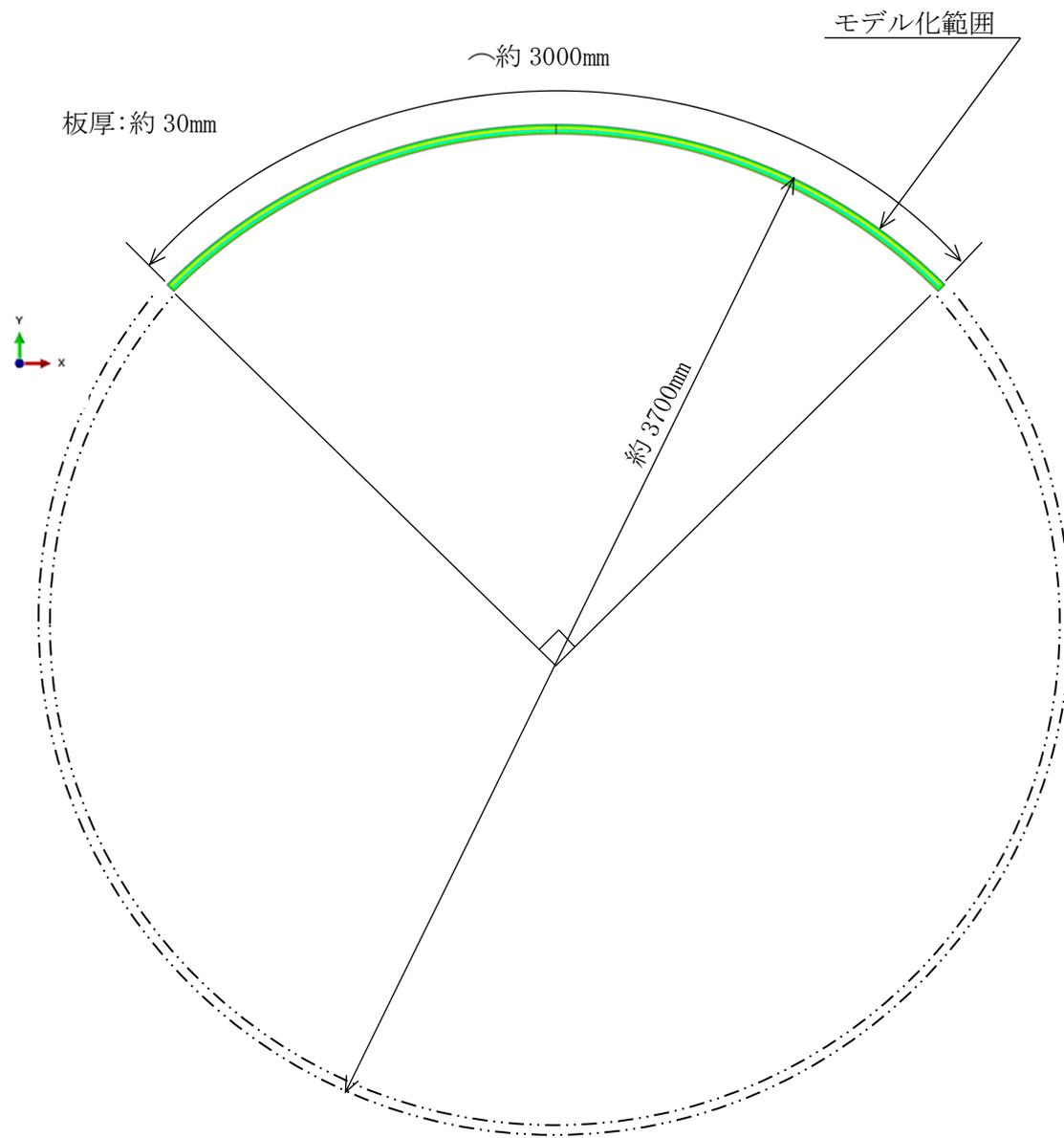


図 3.3.1.2(1)1)-1 曲げによる残留応力に対する解析モデル (平面図)

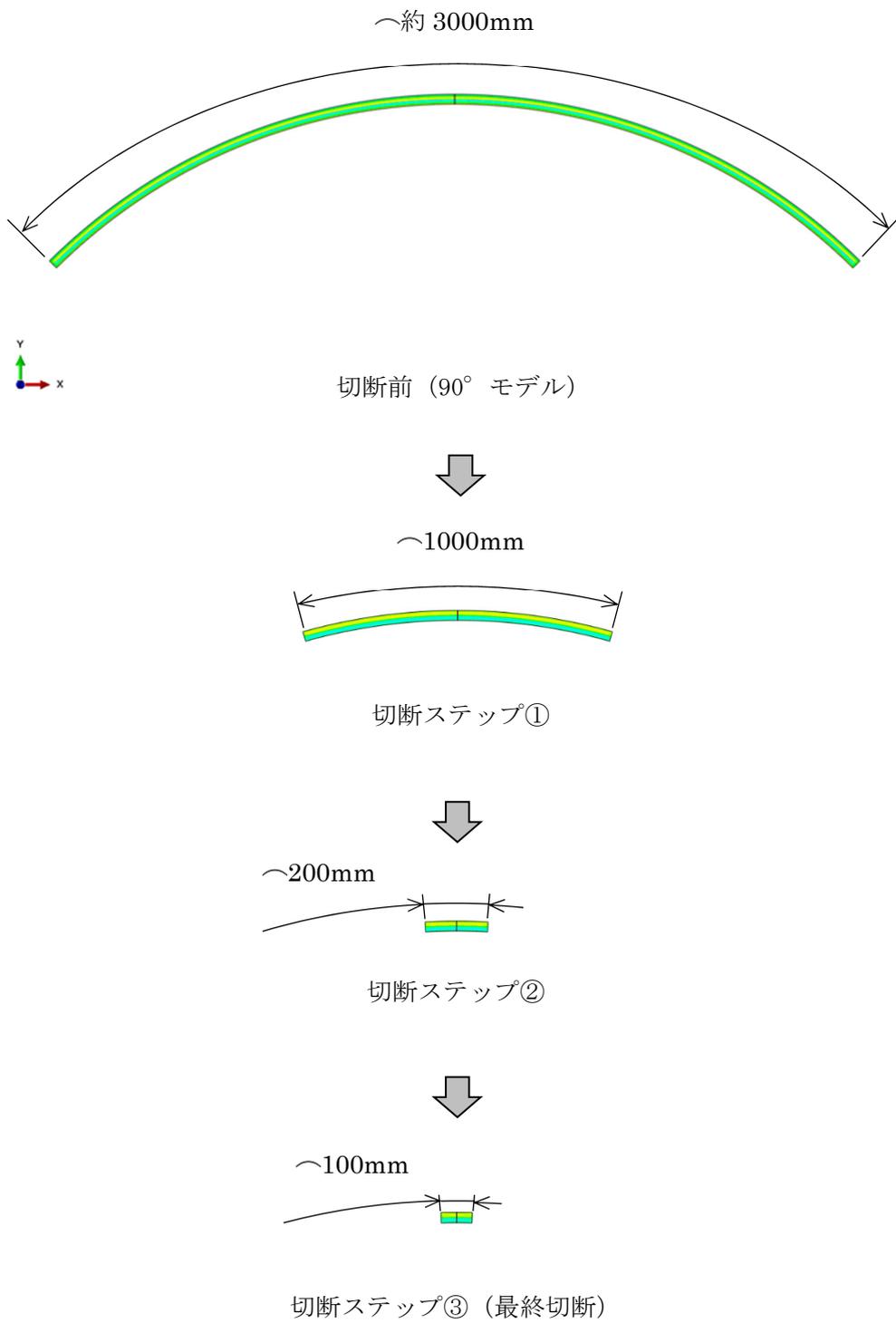


図 3.3.1.2(1)1)-2 曲げによる残留応力に対する切断条件 (平面図)

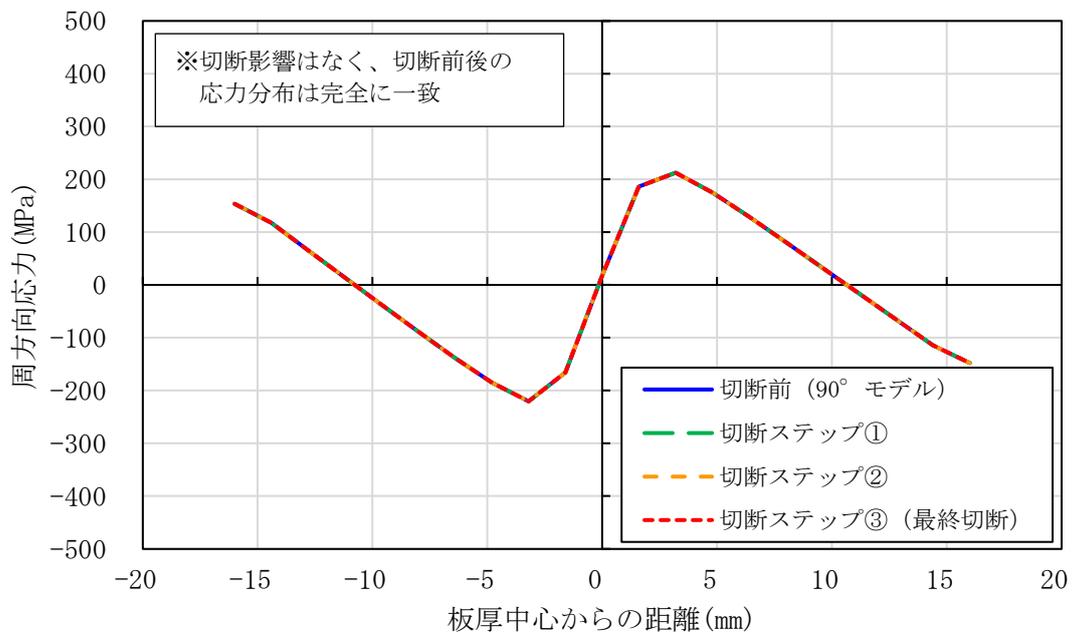
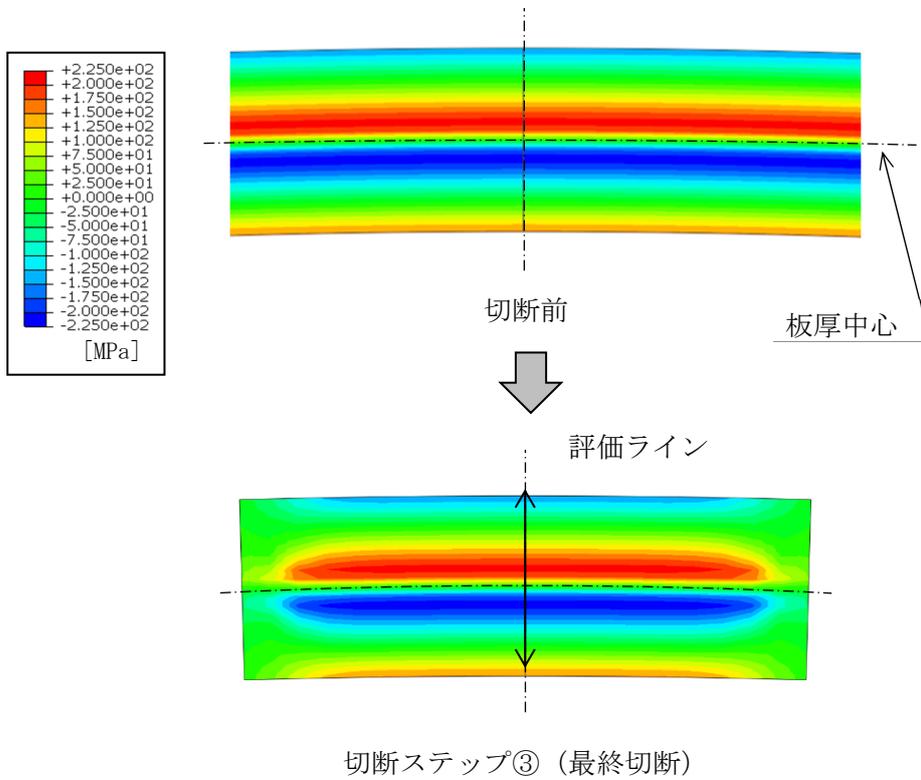


図 3.3.1.2(1)1)-3 曲げによる残留応力に対する切断影響確認 (周方向応力)

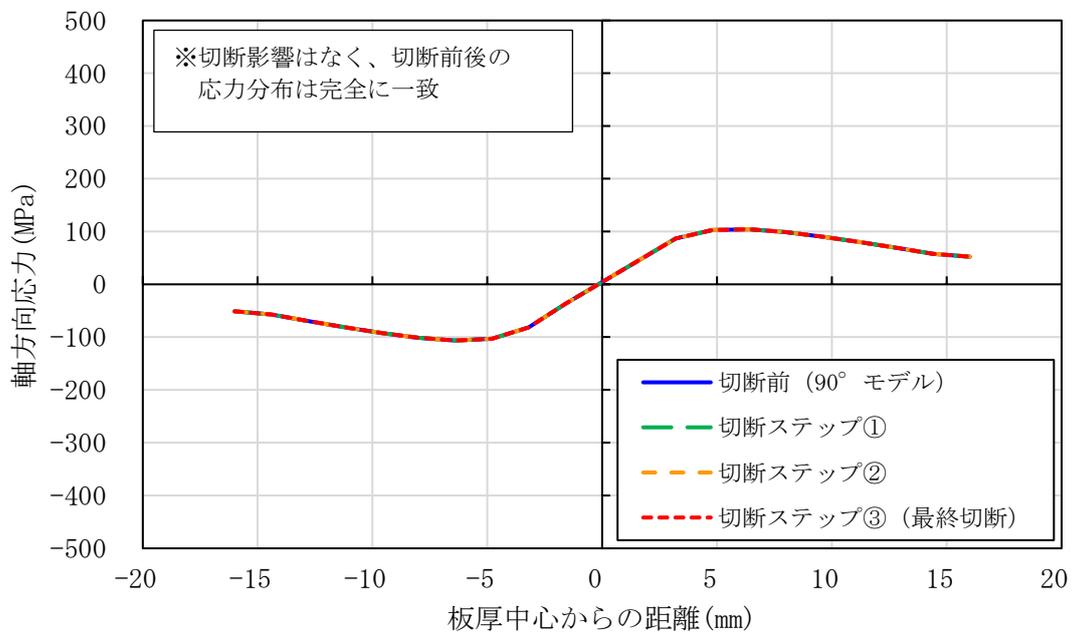
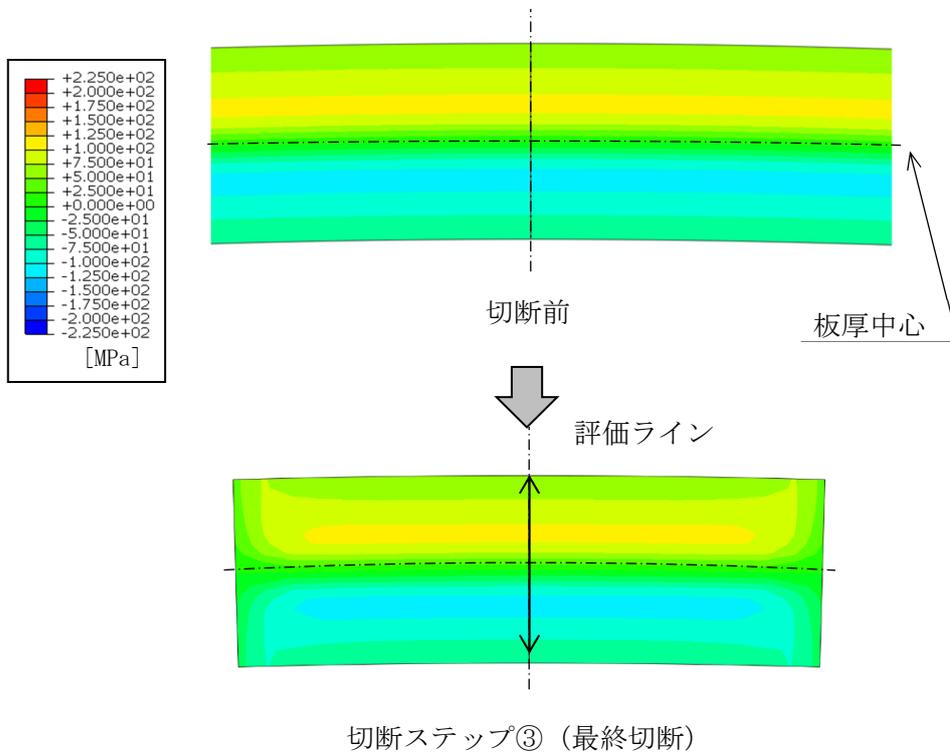


図 3.3.1.2(1)1)-4 曲げによる残留応力に対する切断影響確認 (軸方向応力)

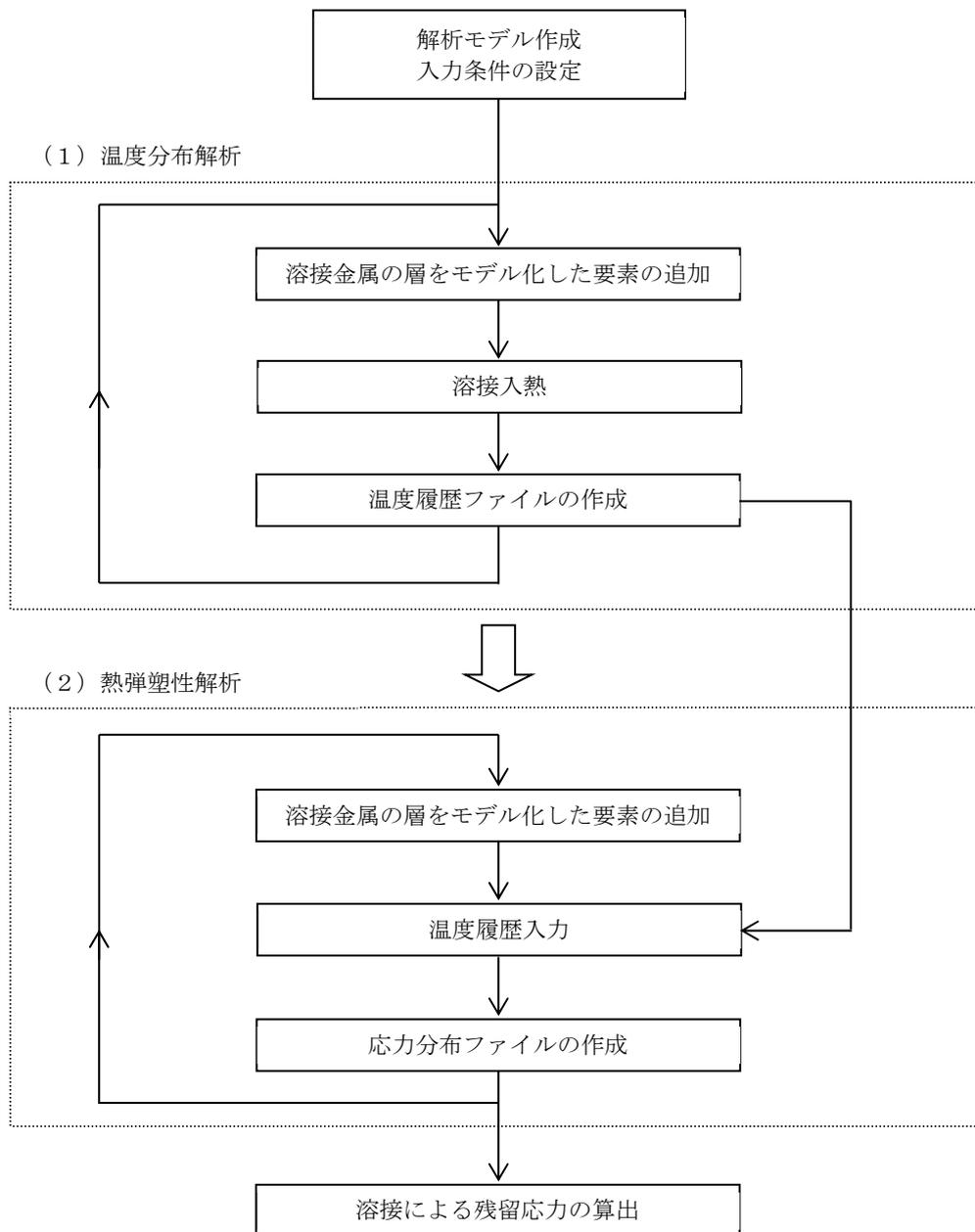
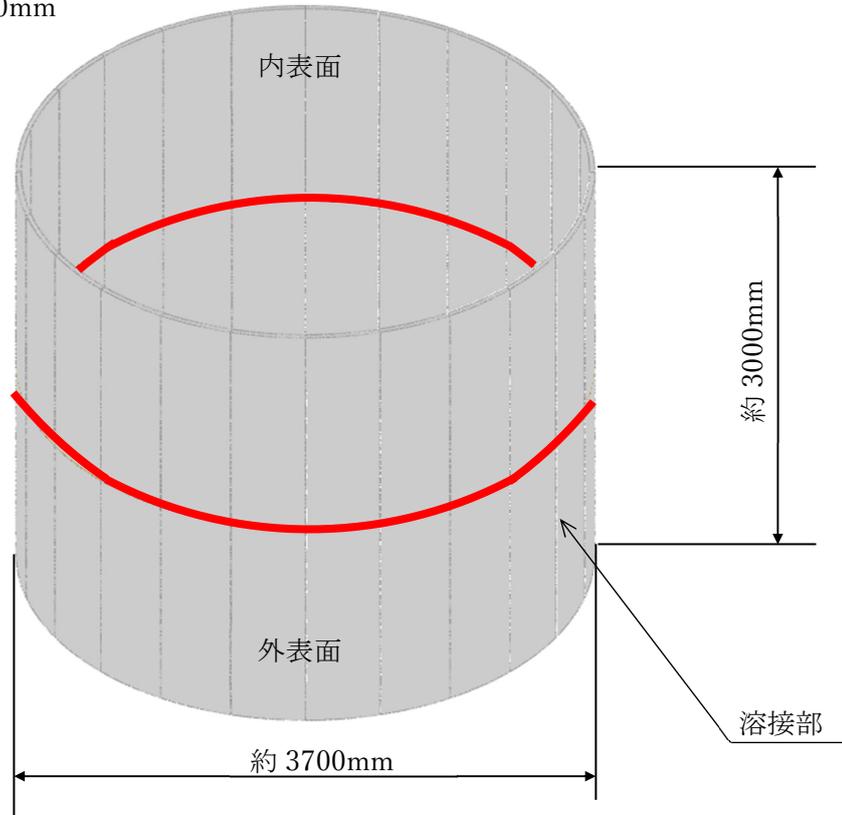
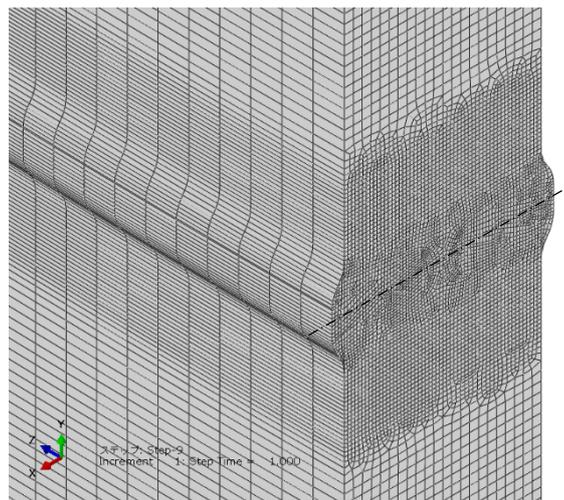


図 3.3.1.2(1)1)-5 溶接による残留応力の解析手順

板厚:約 30mm

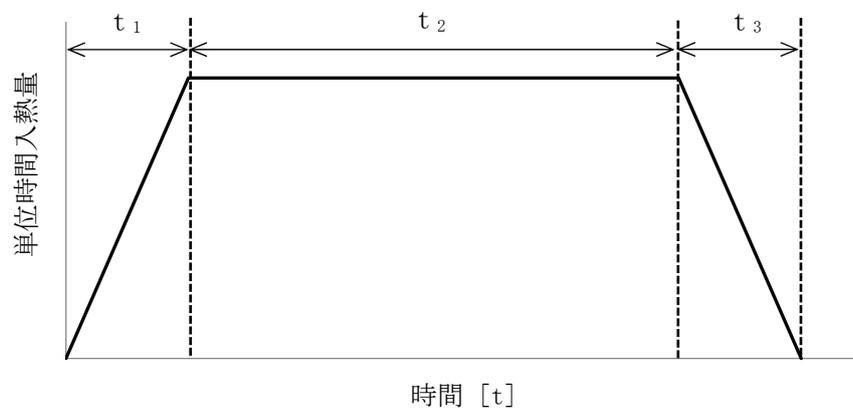


(a) 全体図



(b) 溶接部の拡大図 (メッシュ表示)

図 3.3.1.2(1)1)-6 溶接による残留応力の解析モデル



- t_1 : 溶接パスにトーチが近づく時間
- t_2 : 溶接中の時間
- t_3 : 溶接パスからトーチが離れる時間

図 3.3.1.2(1)1)-7 入熱の時間変化

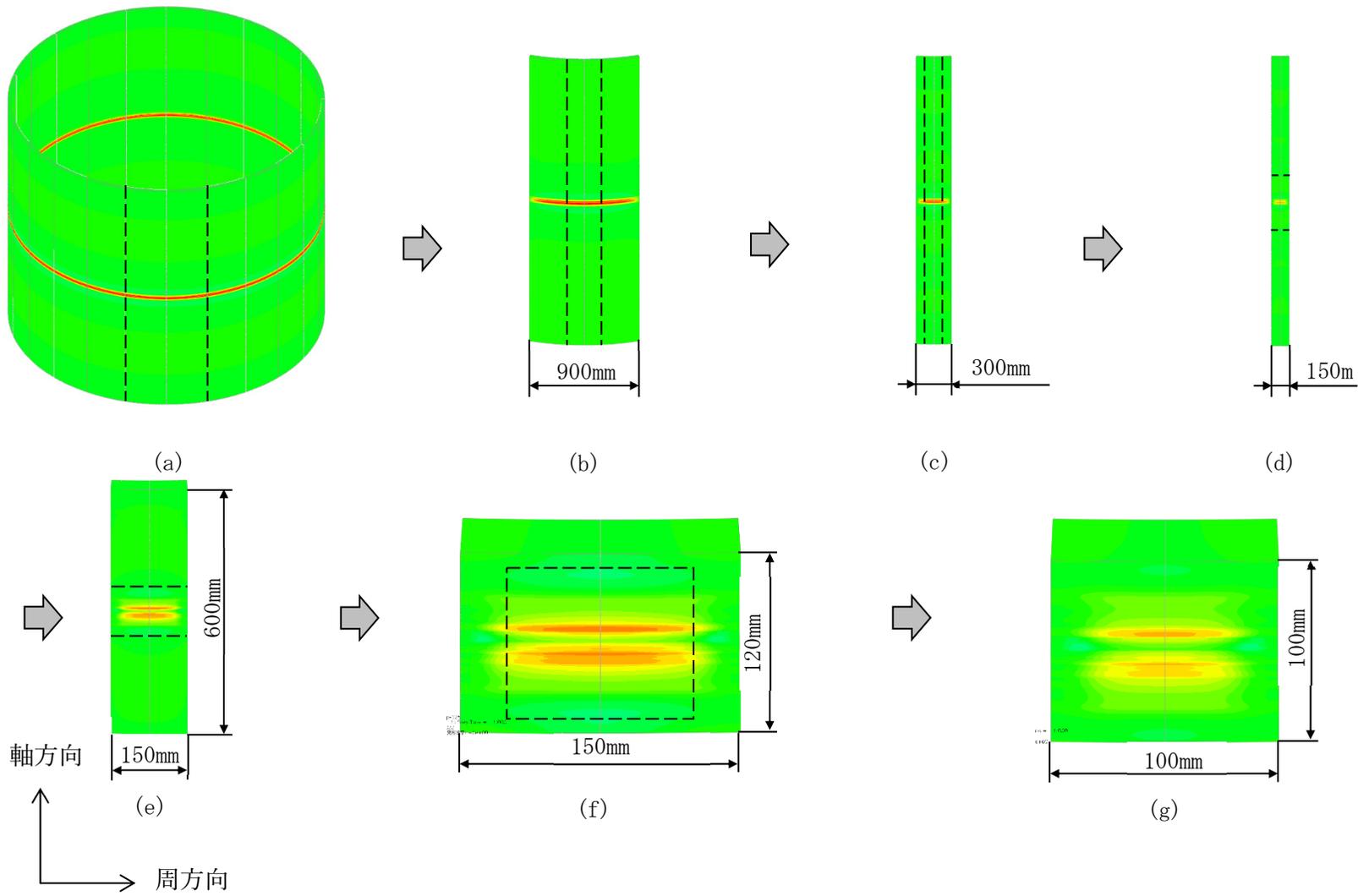


図 3.3.1.2(1)1)-8(1/2) 溶接による残留応力に対する切断条件① (残留応力分布(コンター図)に切断位置を示す)

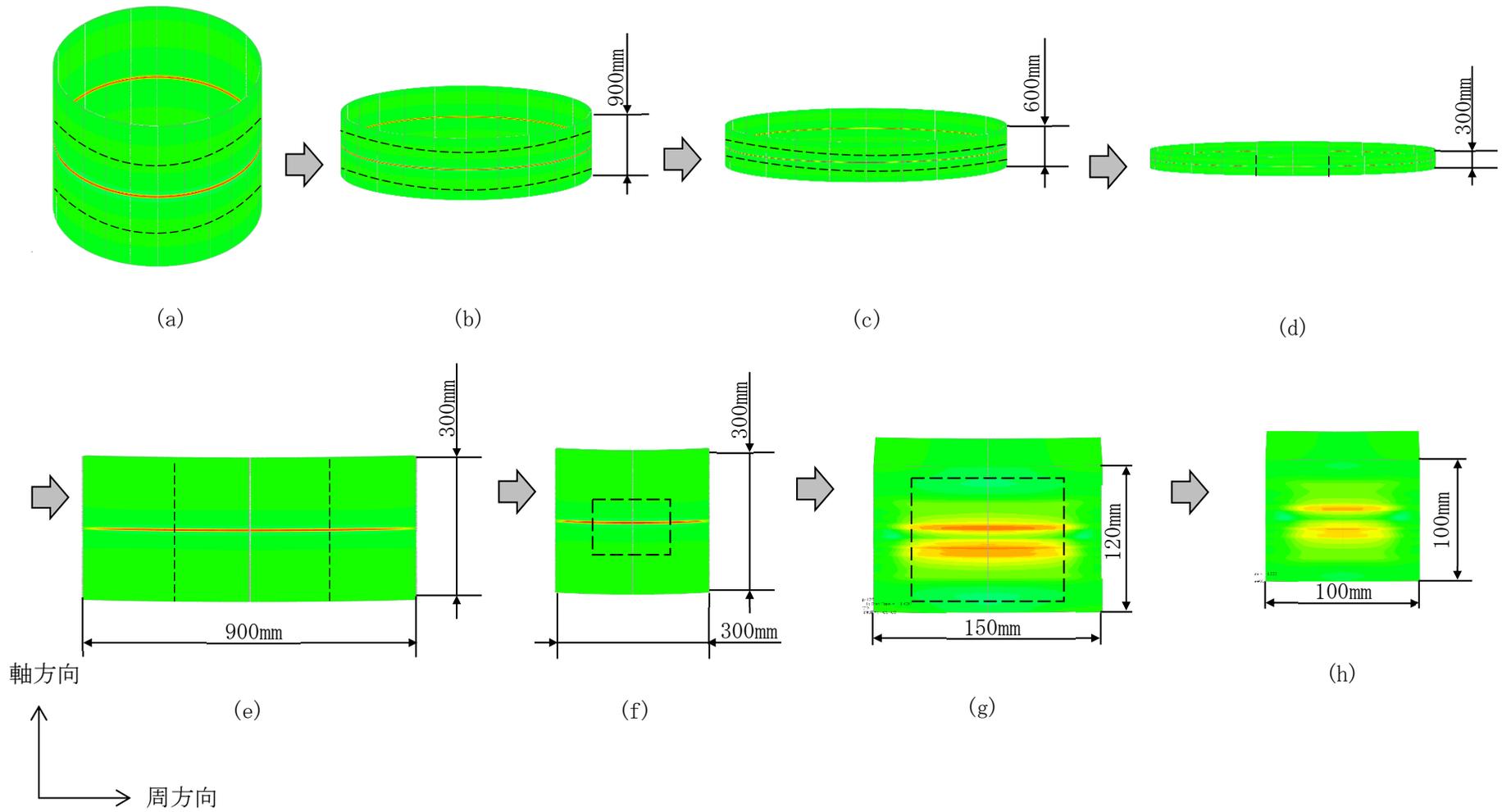
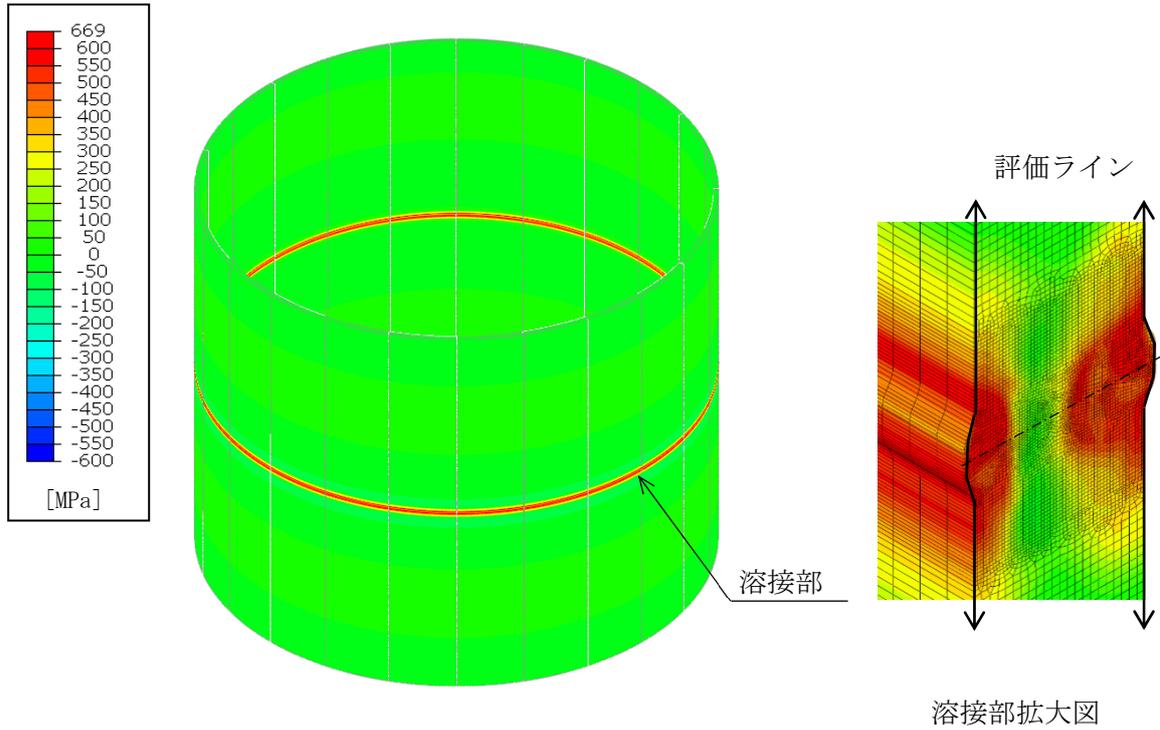
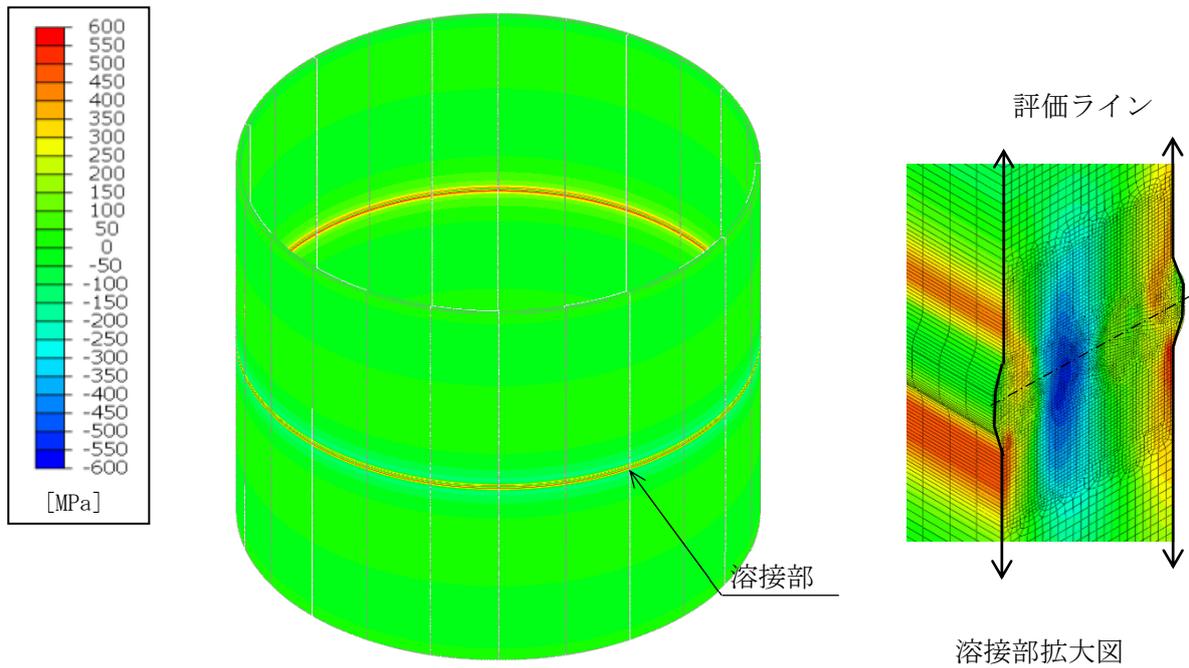


図 3.3.1.2(1)1)-8(2/2) 溶接による残留応力に対する切断条件② (残留応力分布(コンター図)に切断位置を示す)

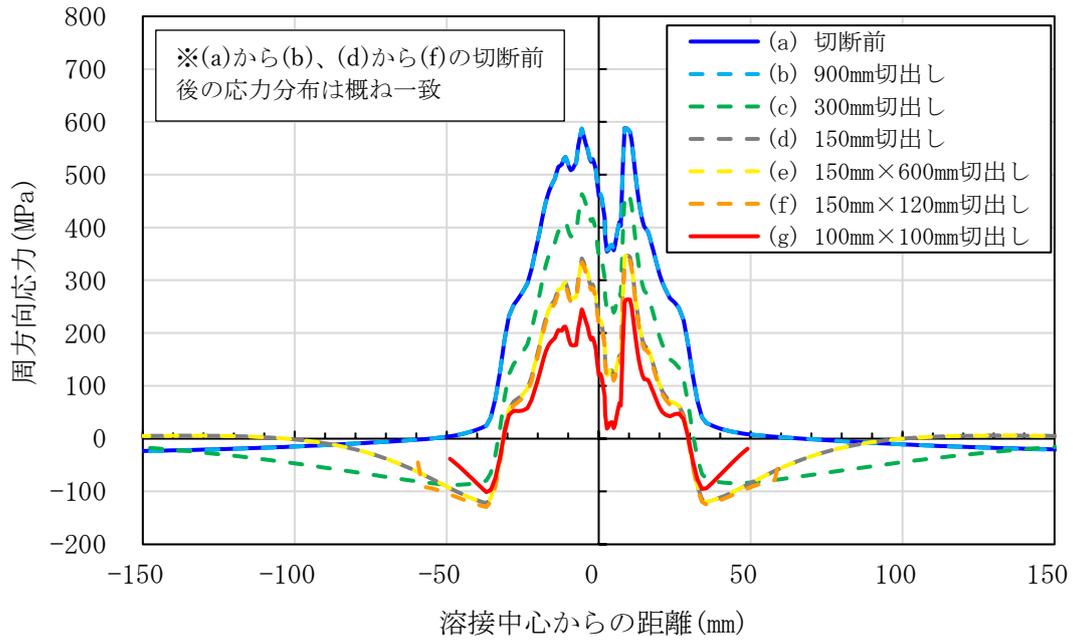


(a) 周方向応力

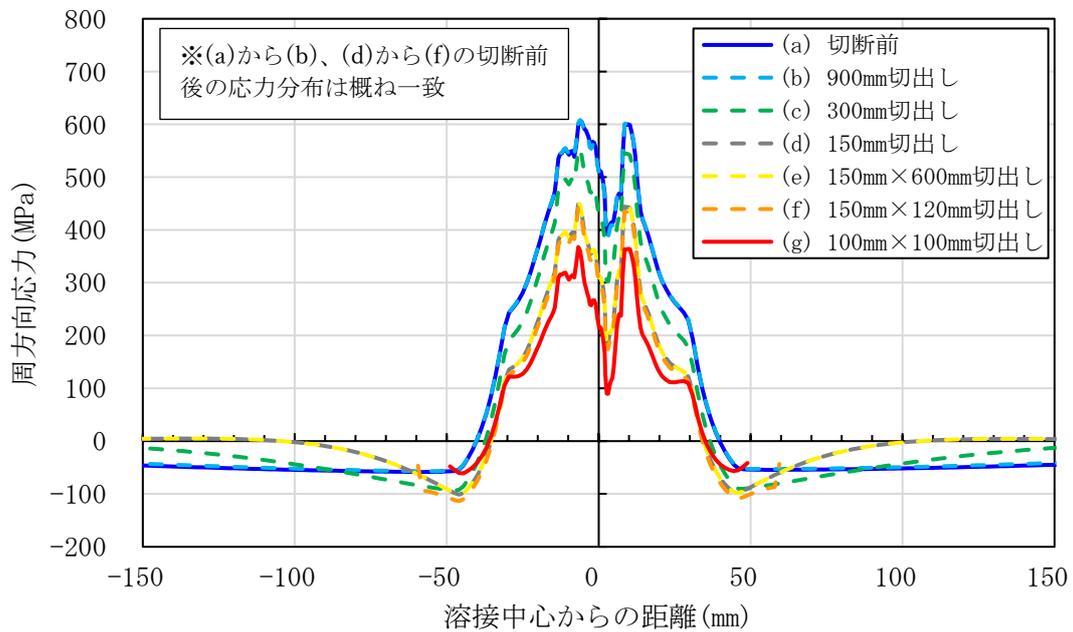


(b) 軸方向応力

図 3.3.1.2(1)1)-9 溶接による残留応力 (応力分布(コンター図))

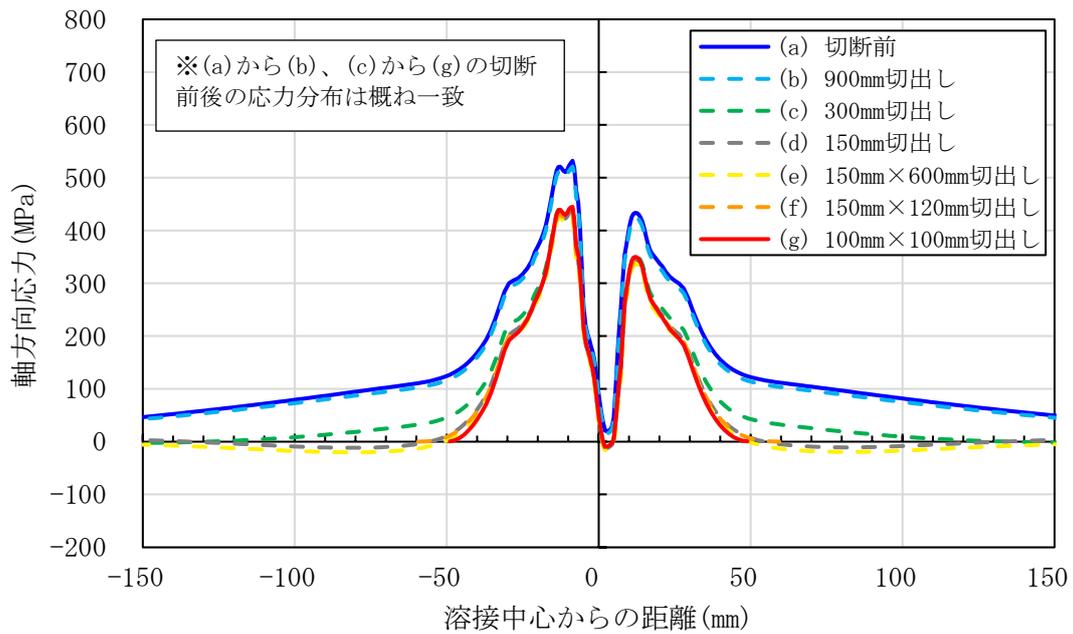


(a) 内表面

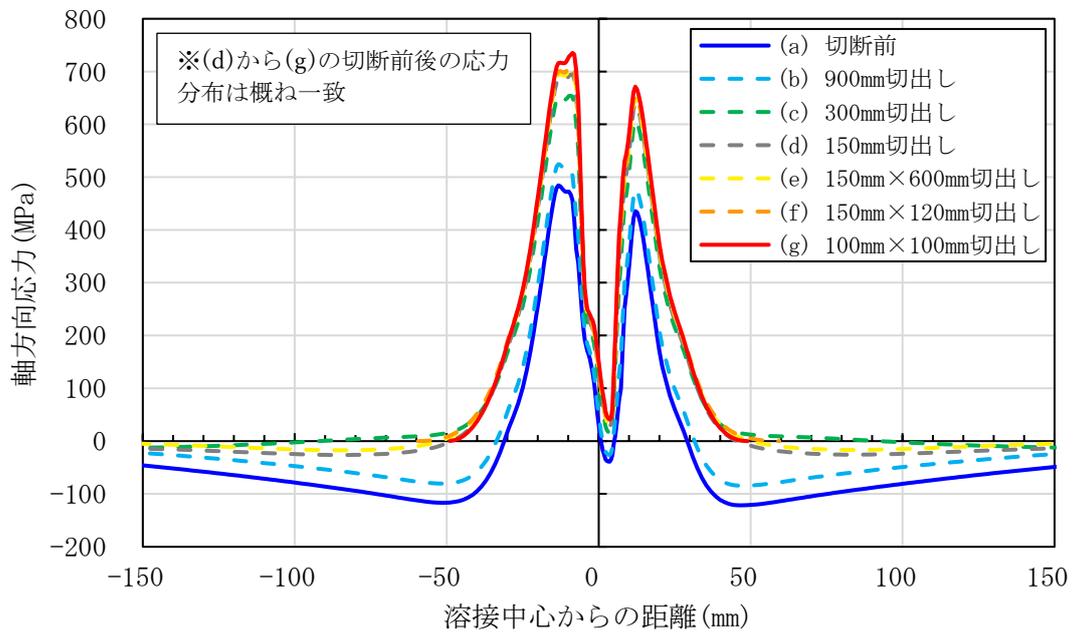


(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)1)-10(1/2) 溶接による残留応力に対する切断影響
(シュラウド内外表面における周方向応力、切断条件①)

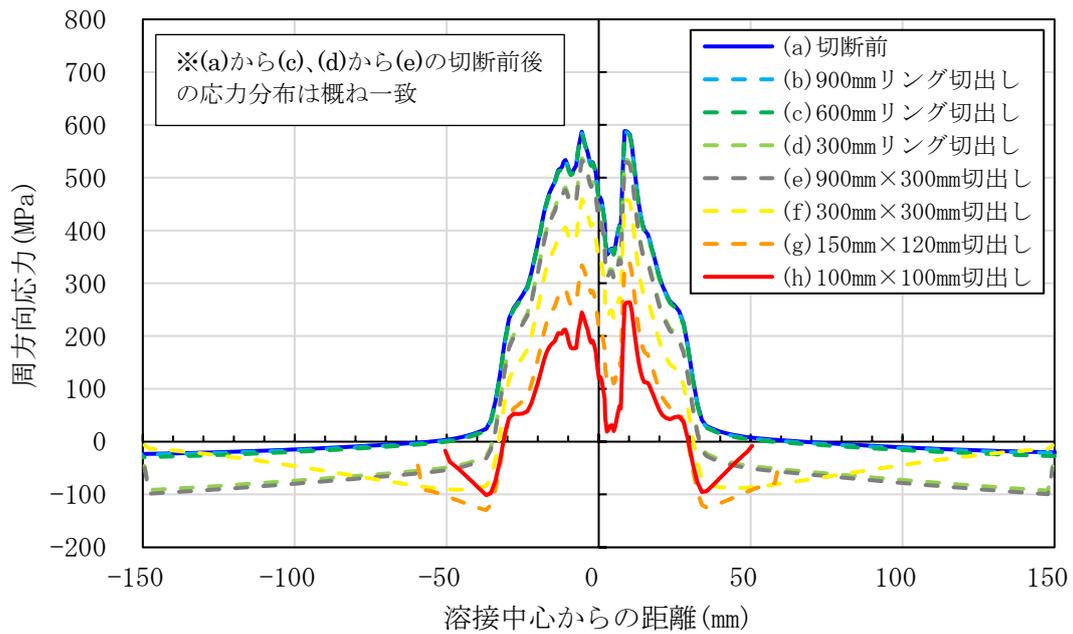


(a) 内表面

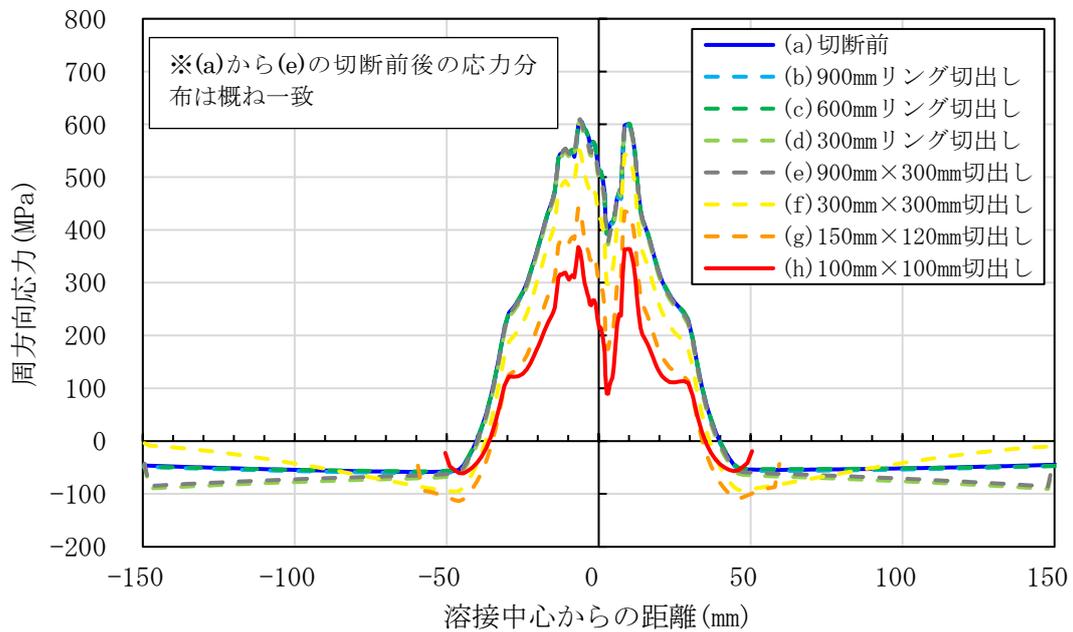


(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)1)-10(2/2) 溶接による残留応力に対する切断影響
 (シュラウド内外表面における軸方向応力、切断条件①)

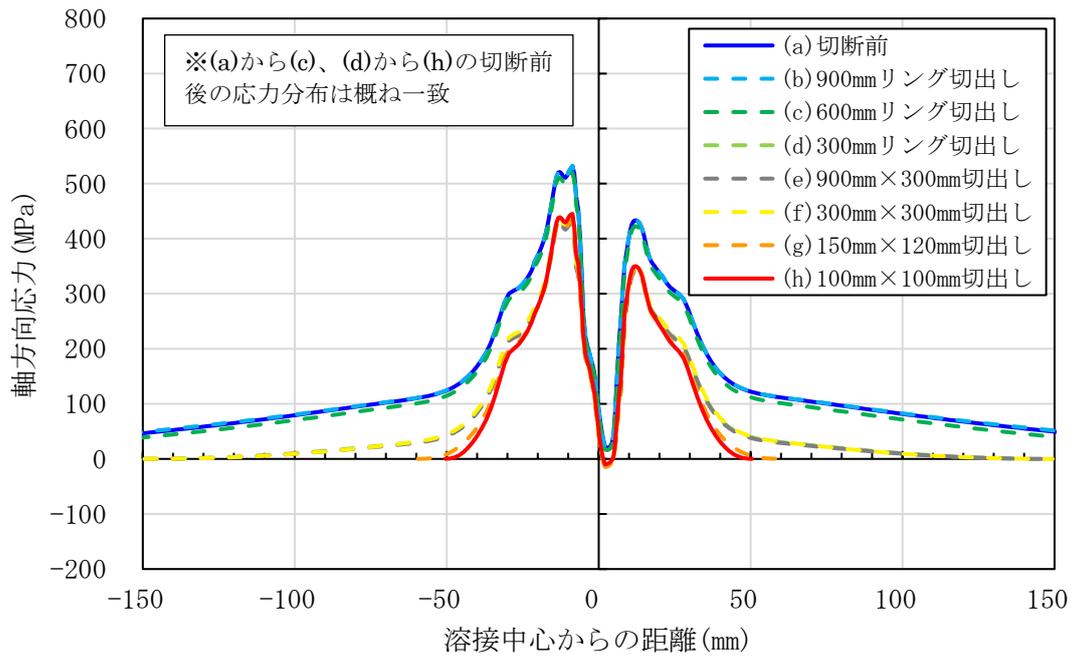


(a) 内表面

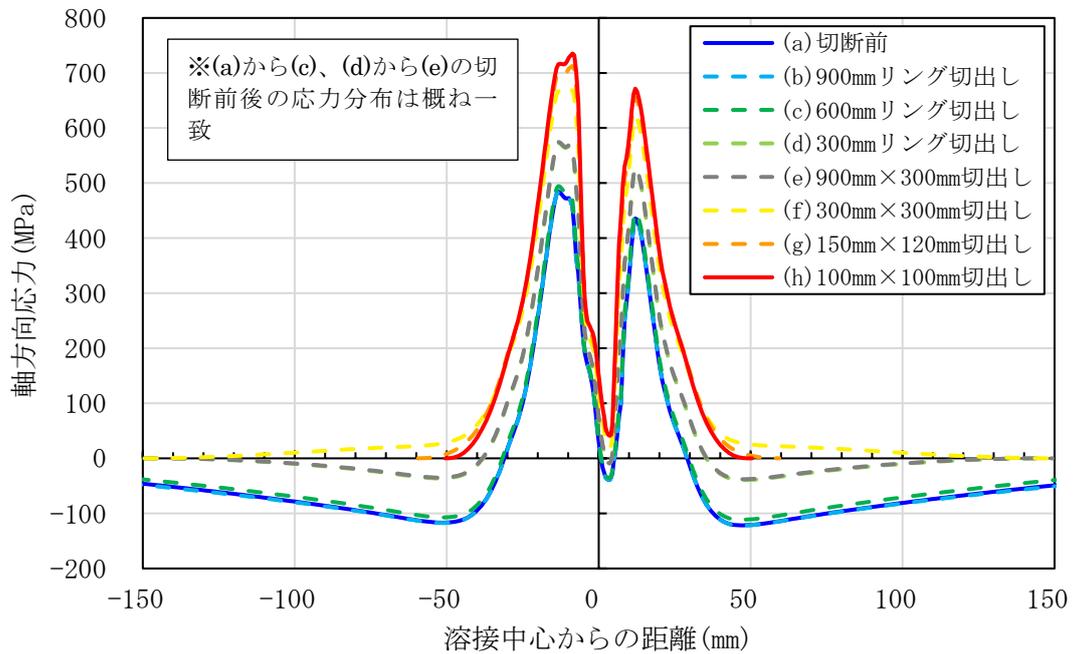


(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)1)-11(1/2) 溶接による残留応力に対する切断影響
 (シュラウド内外表面における周方向応力、切断条件②)



(a) 内表面



(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)1)-11(2/2) 溶接による残留応力に対する切断影響
 (シュラウド内外表面における軸方向応力、切断条件②)

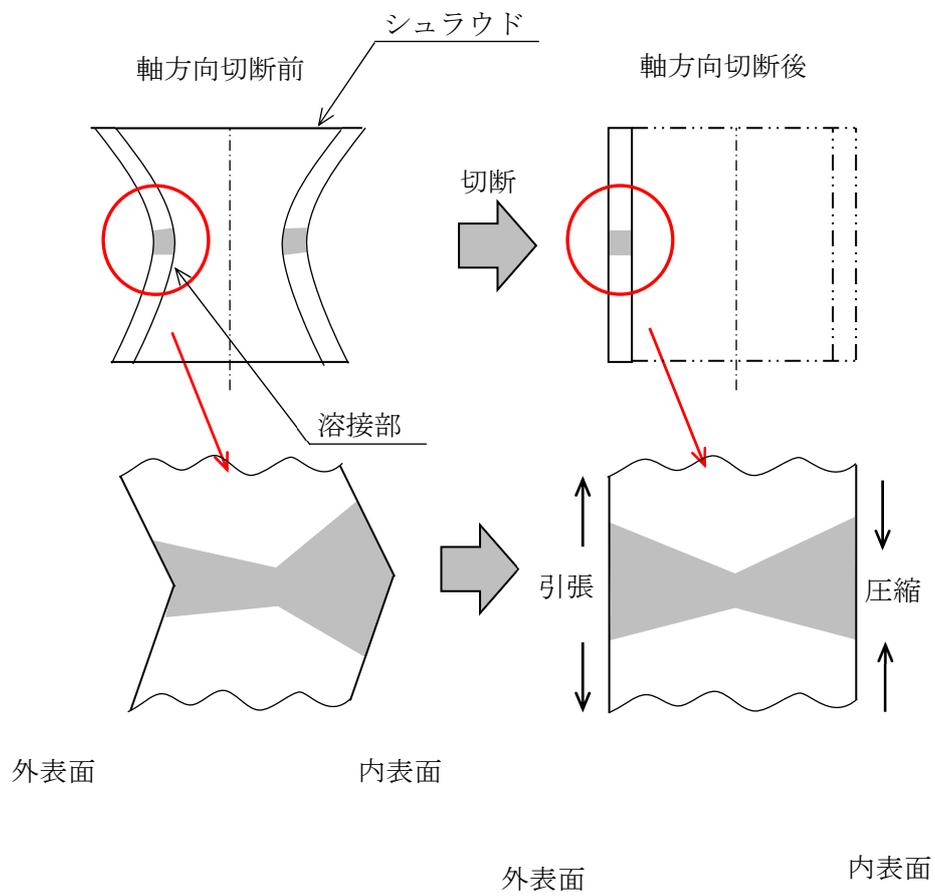
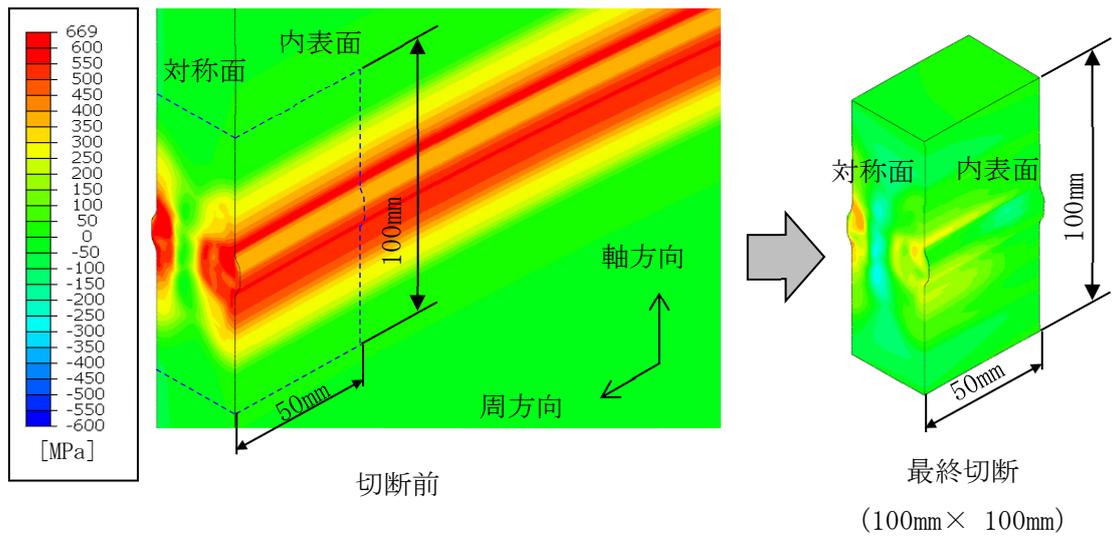
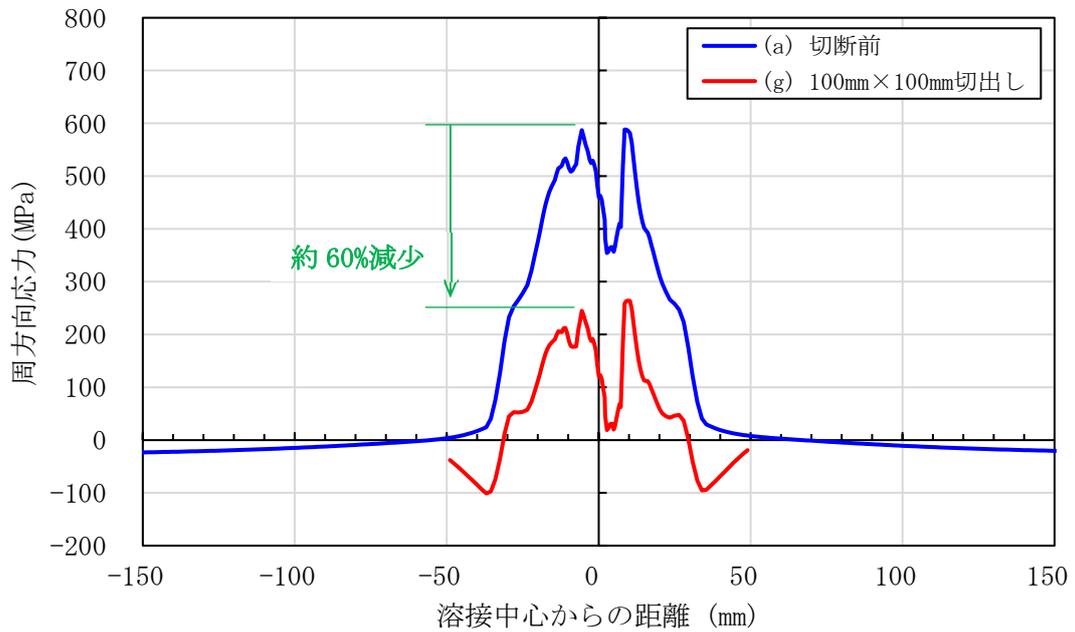


図 3.3.1.2(1)1)-12 軸方向の切断に伴う溶接部の形状及び応力変化 (模式図)



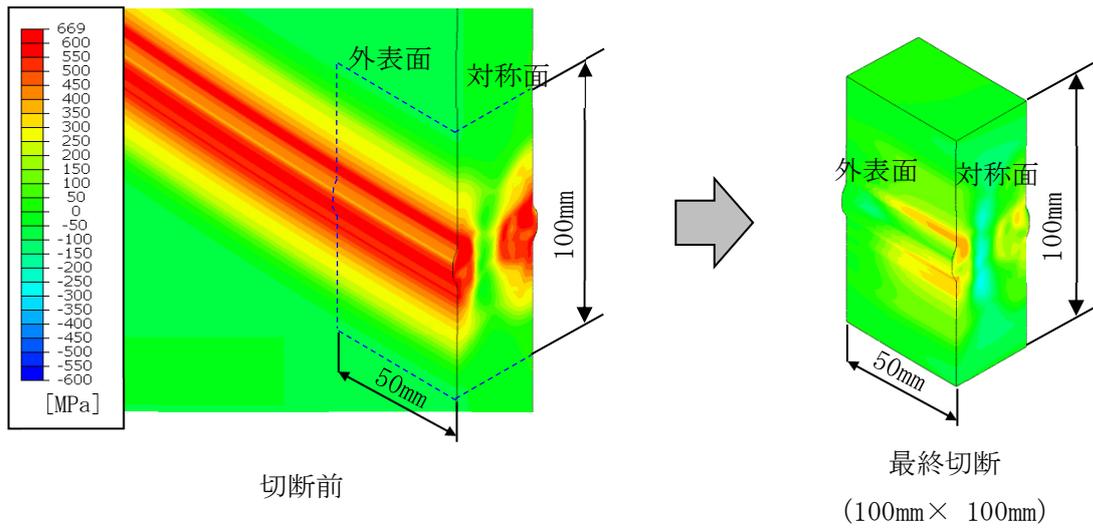
※対称面で切断した範囲を示す。

(a) コンター図



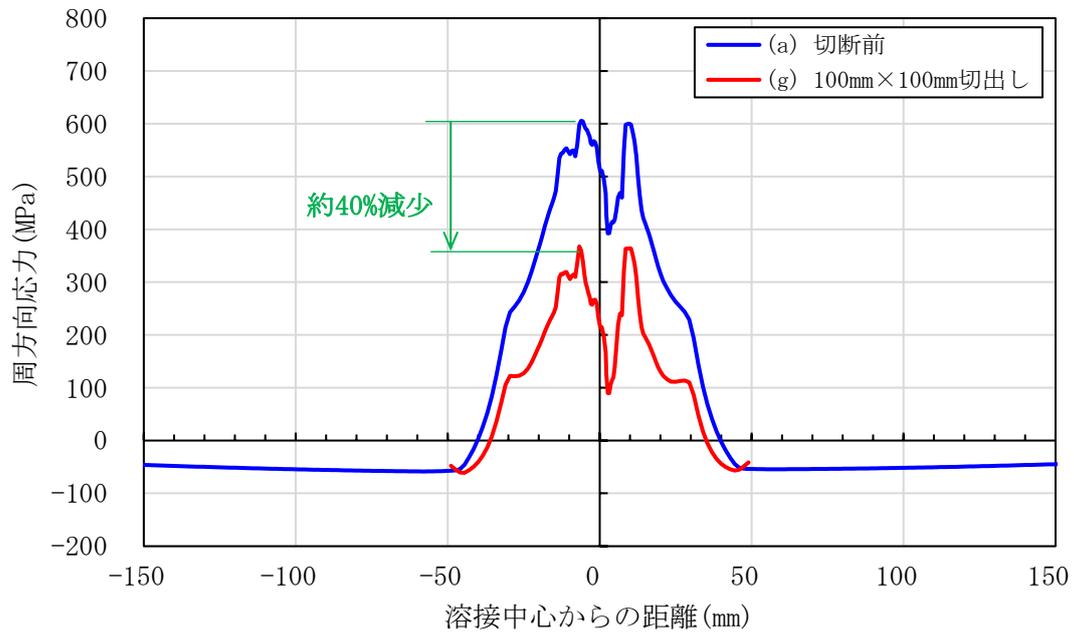
(b) 表面の残留応力分布

図 3.3.1.2(1)1)-13(1/4) 切断前と最終切断後の溶接による残留応力
(シュラウド内表面における周方向応力)



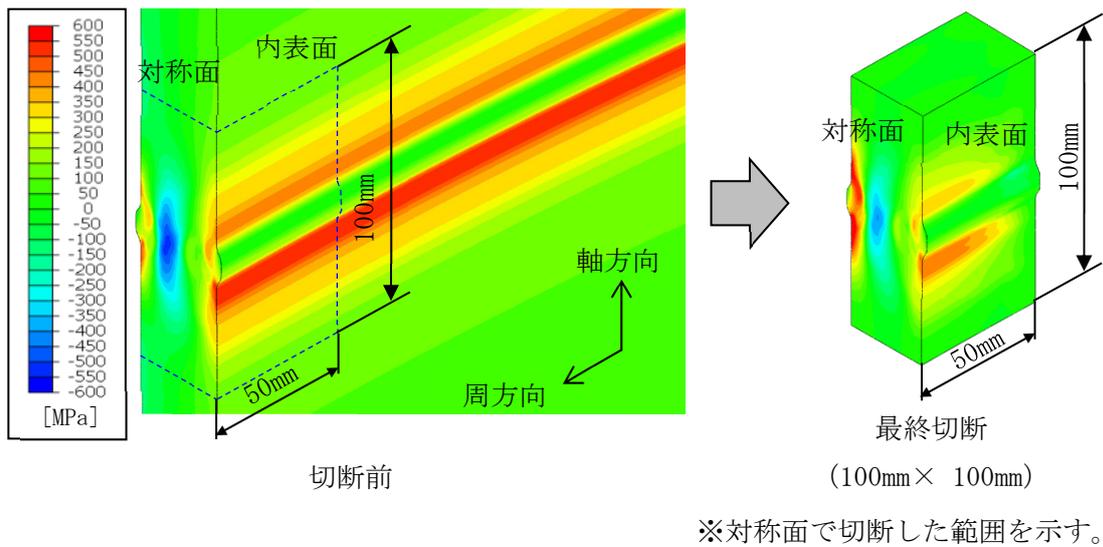
※対称面で切断した範囲を示す。

(a) コンター図

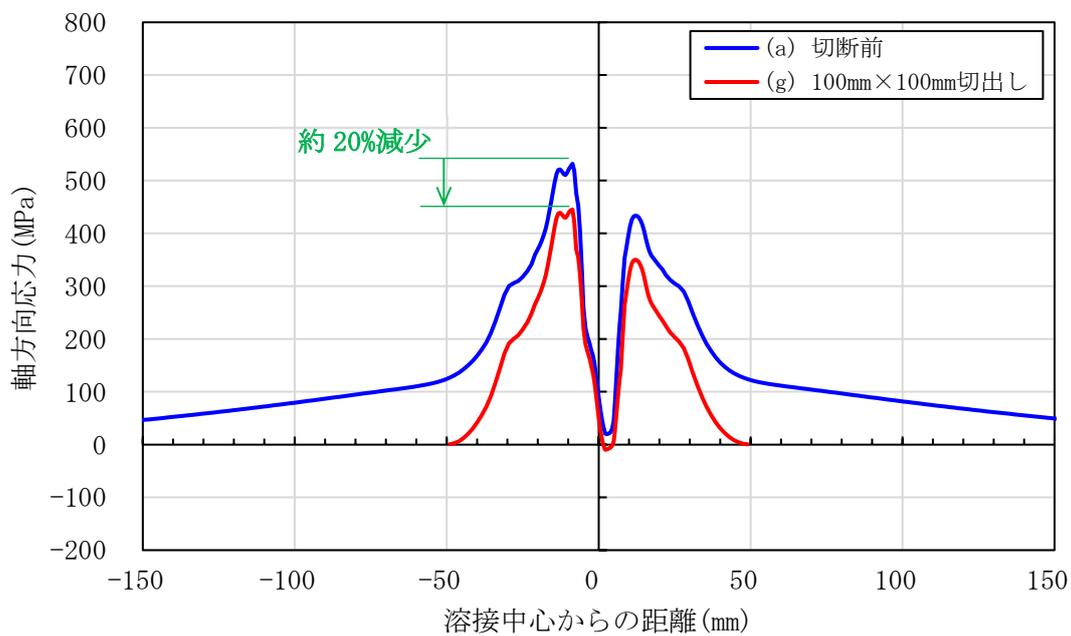


(b) 表面の残留応力分布

図 3.3.1.2(1)1)-13(2/4) 切断前と最終切断後の溶接による残留応力
(シュラウド外表面における周方向応力)

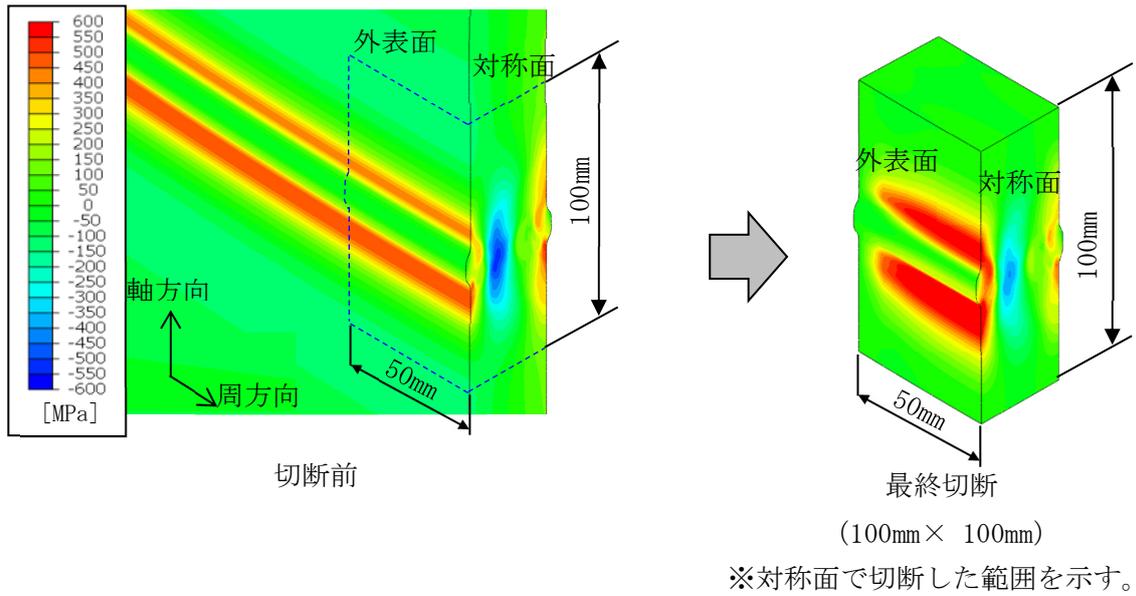


(a) コンター図

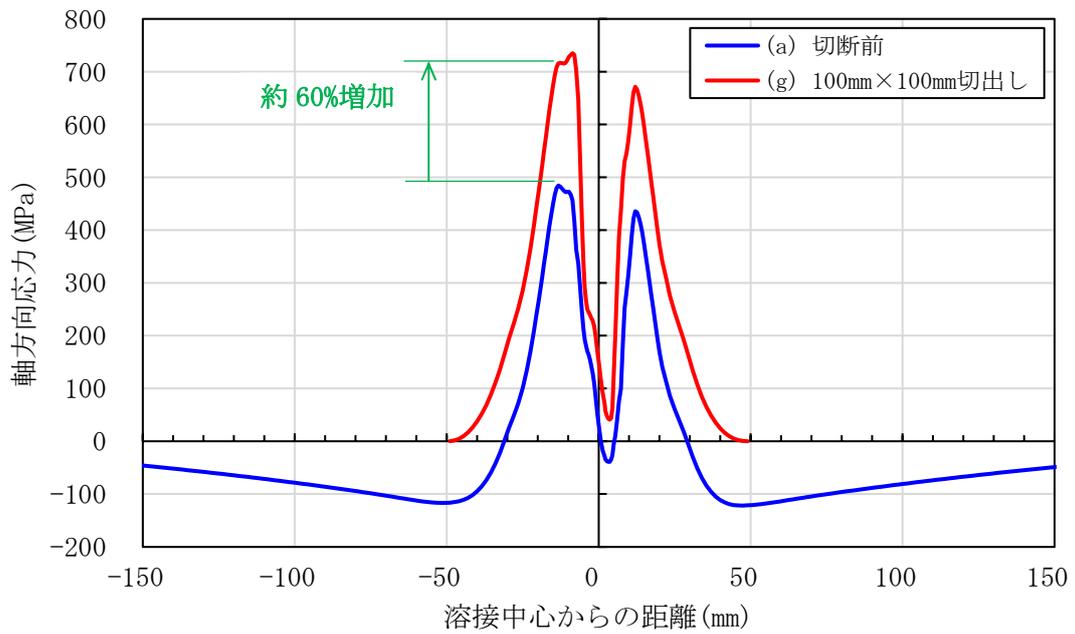


(b) 表面の残留応力分布

図 3.3.1.2(1)1)-13(3/4) 切断前と最終切断後の溶接による残留応力
(シュラウド内表面における軸方向応力)

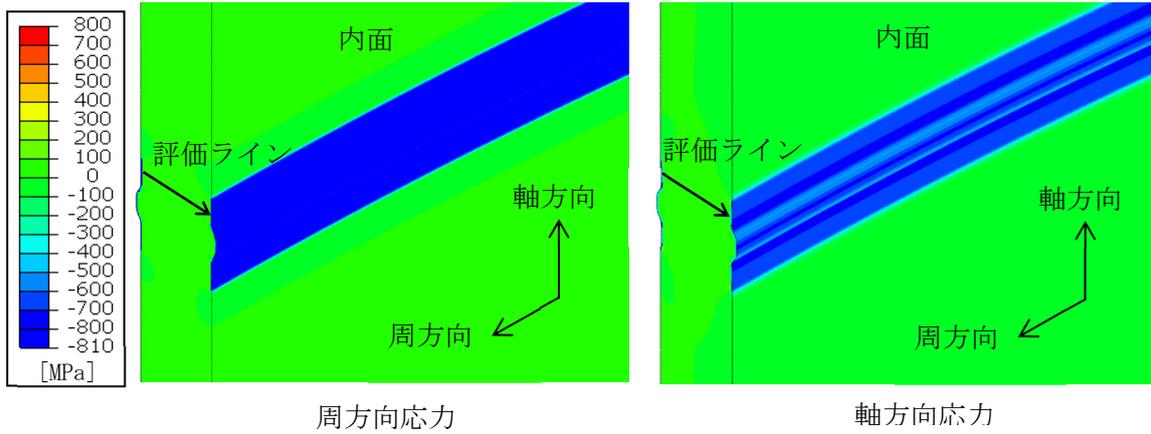


(a) コンター図

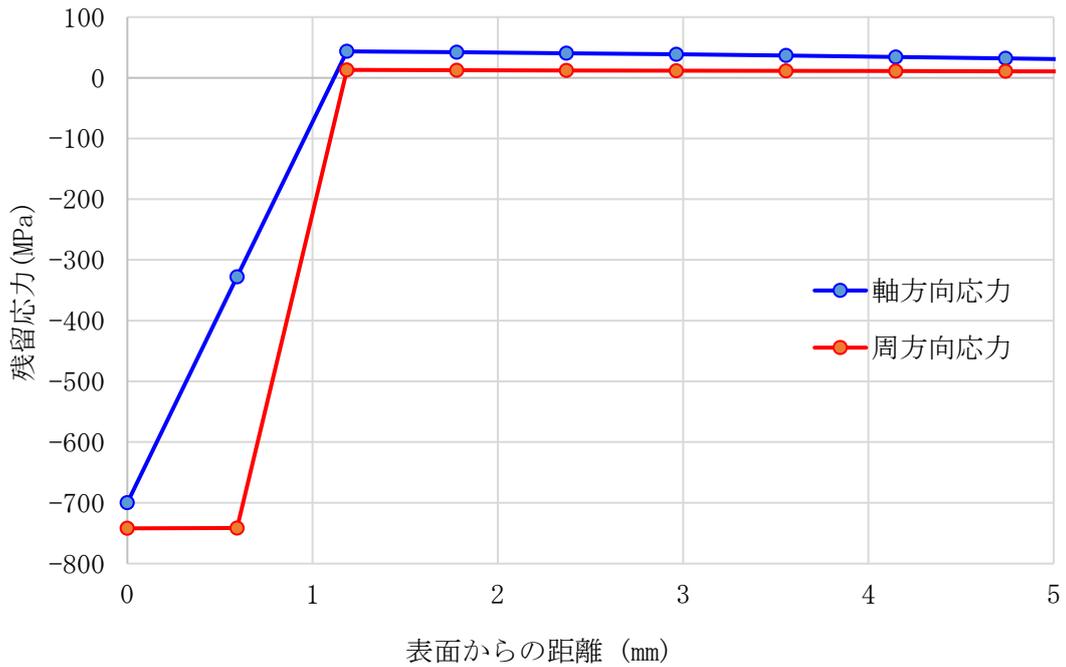


(b) 表面の残留応力分布

図 3.3.1.2(1)1)-13(4/4) 切断前と最終切断後の溶接による残留応力
(シュラウド外表面における軸方向応力)

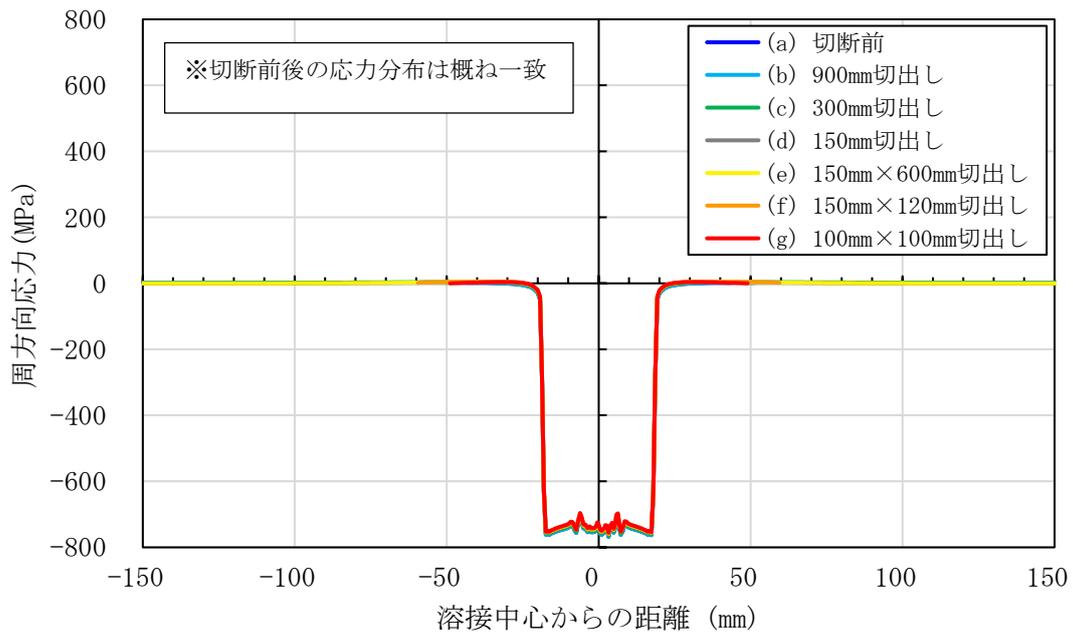


(a) コンター図及び評価ライン

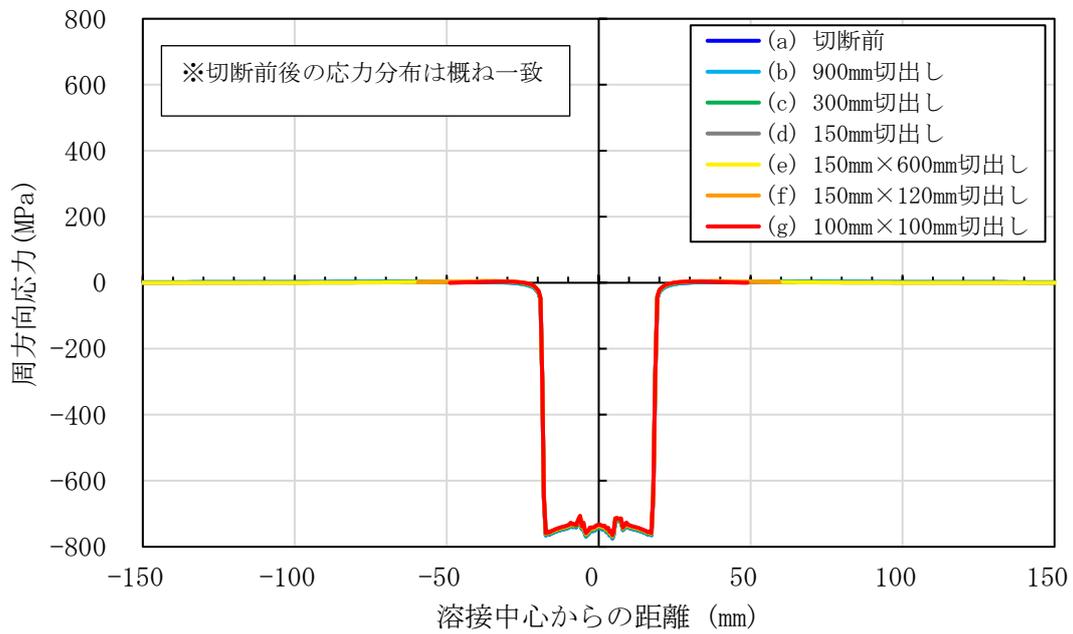


(b) 評価ラインにおける残留応力

図 3.3.1.2(1)1)-14 SP による残留応力(解析ケース A)

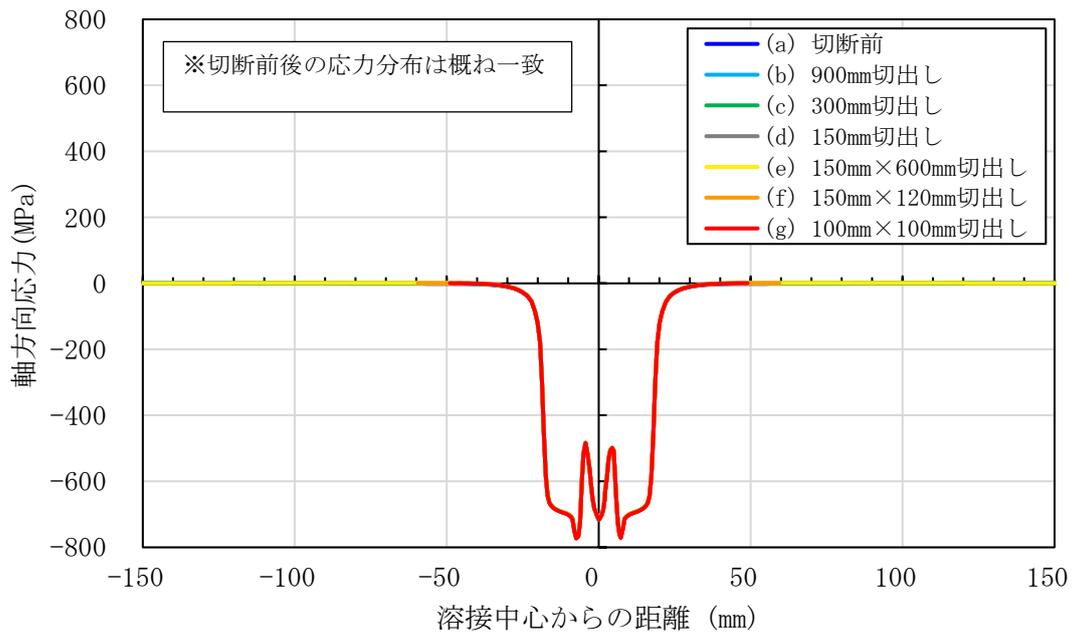


(a) 内表面

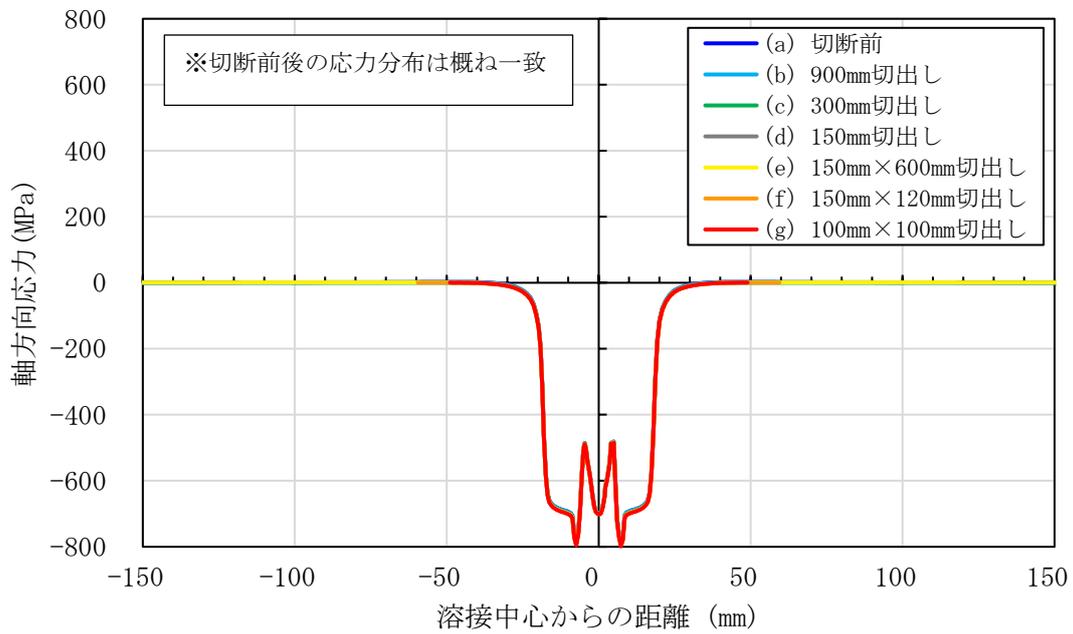


(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)1)-15(1/2) SP による残留応力(解析ケース A)に対する切断影響
 (シュラウド内外表面における周方向応力、切断条件①)

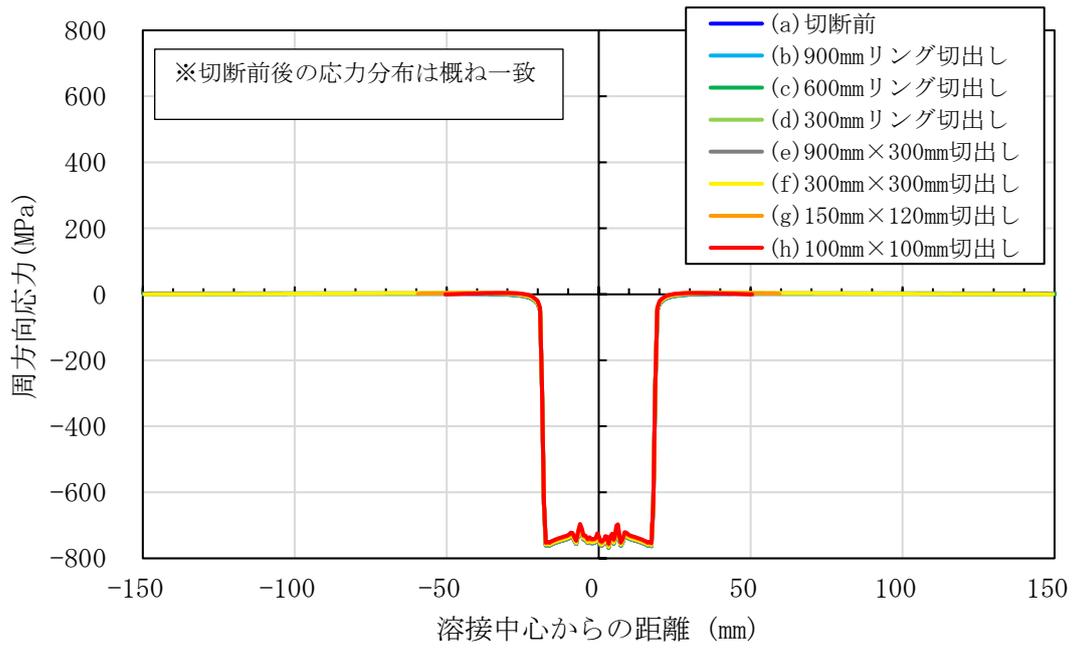


(a) 内表面

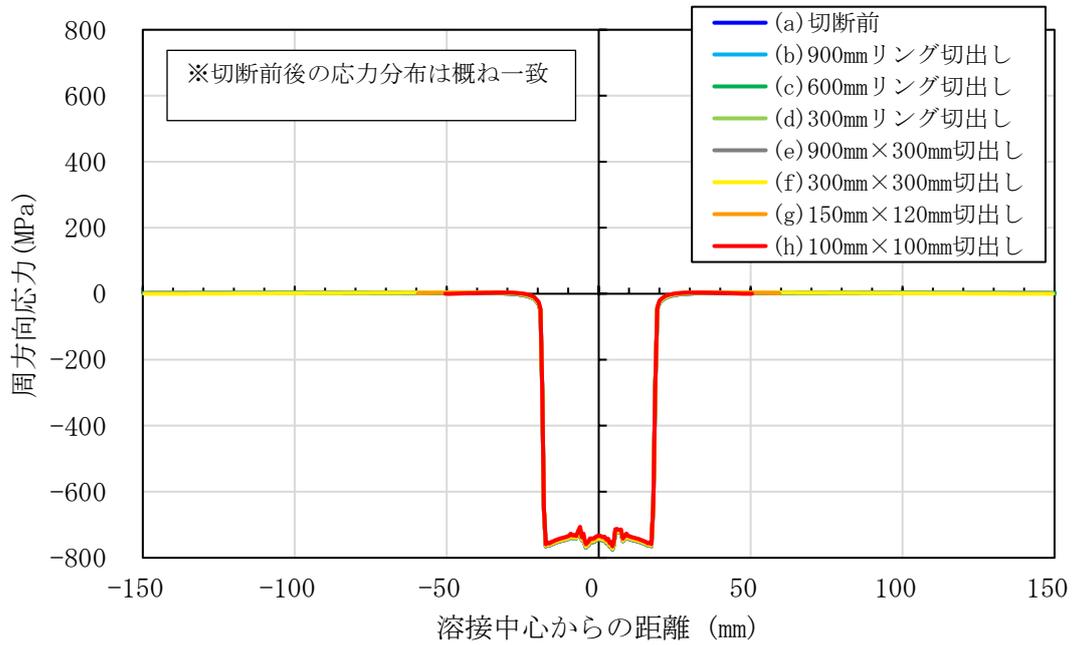


(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)1)-15(2/2) SP による残留応力(解析ケース A)に対する切断影響
(シュラウド内外表面における軸方向応力、切断条件①)

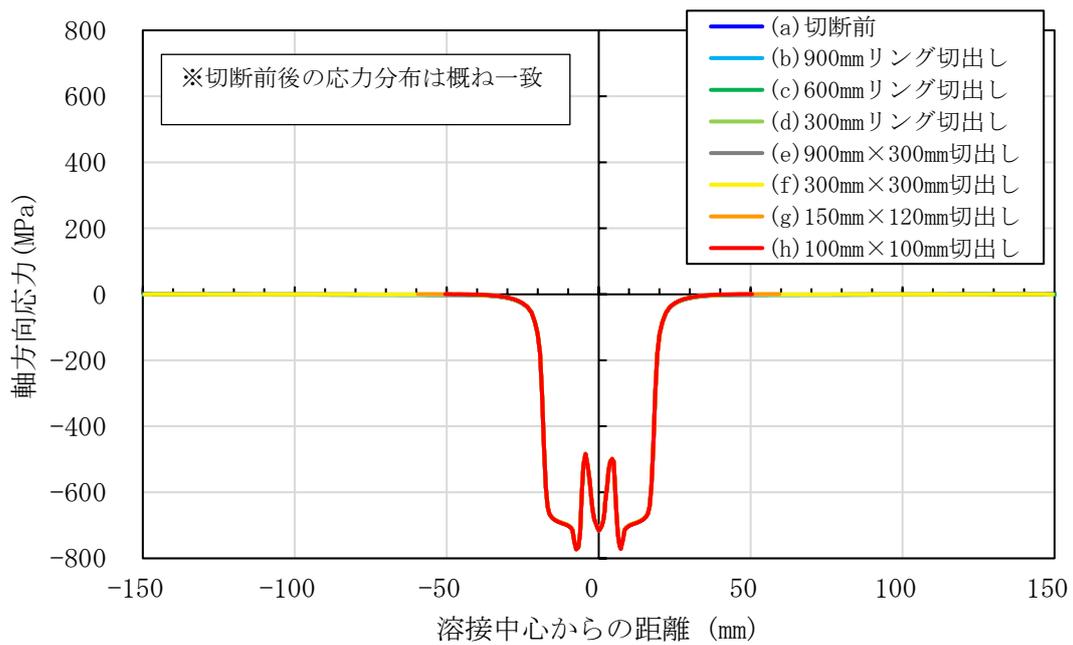


(a) 内表面

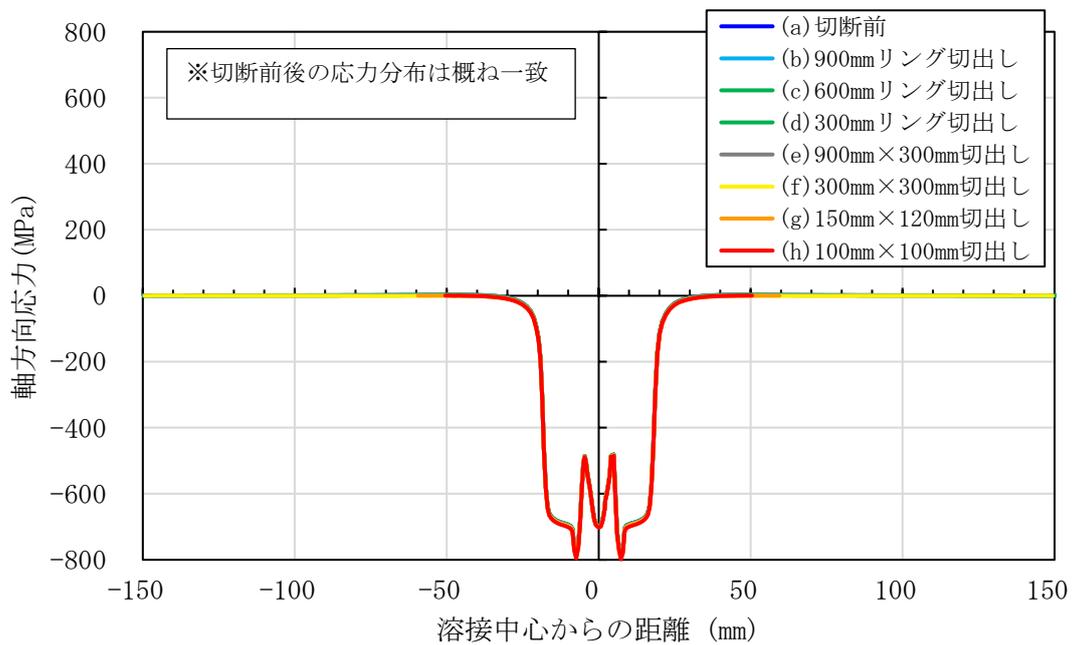


(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)1)-16(1/2) SPによる残留応力(解析ケース A)に対する切断影響
 (シュラウド内外表面における周方向応力、切断条件②)

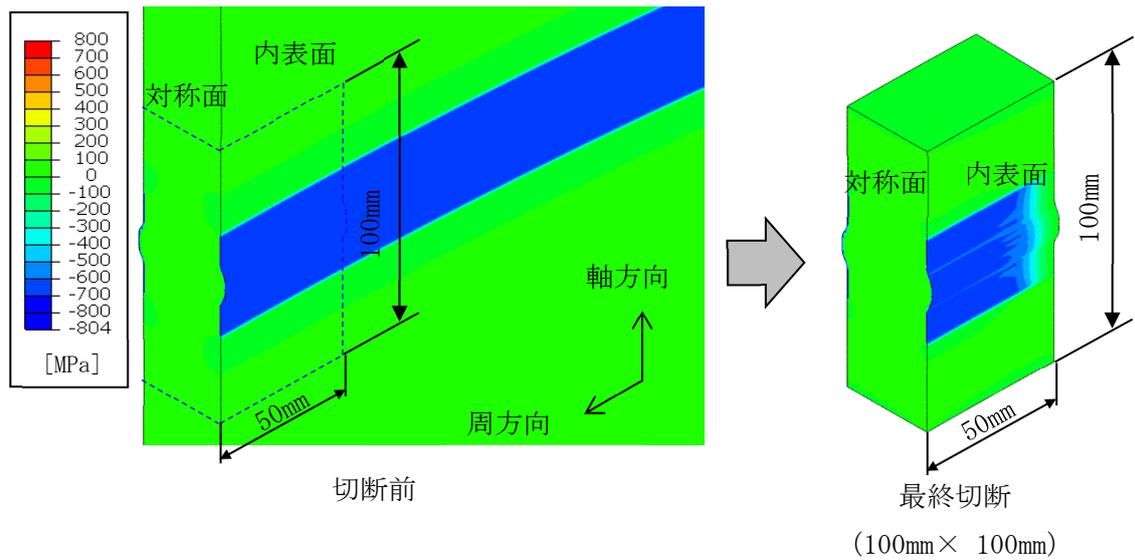


(a) 内表面



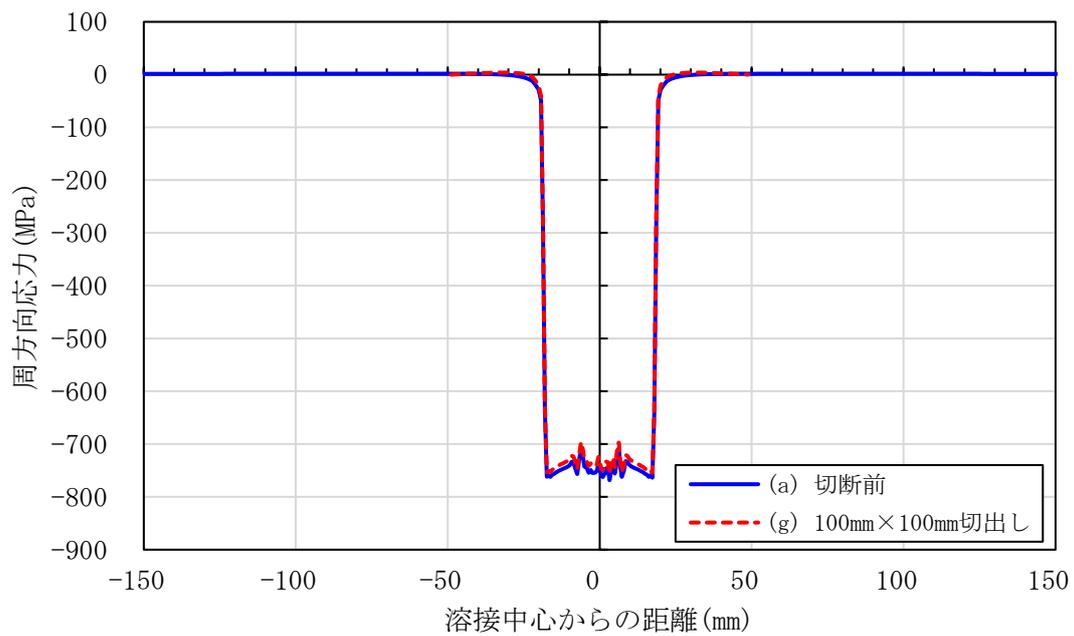
(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)1)-16(2/2) SPによる残留応力(解析ケースA)に対する切断影響
 (シュラウド内外表面における軸方向応力、切断条件②)



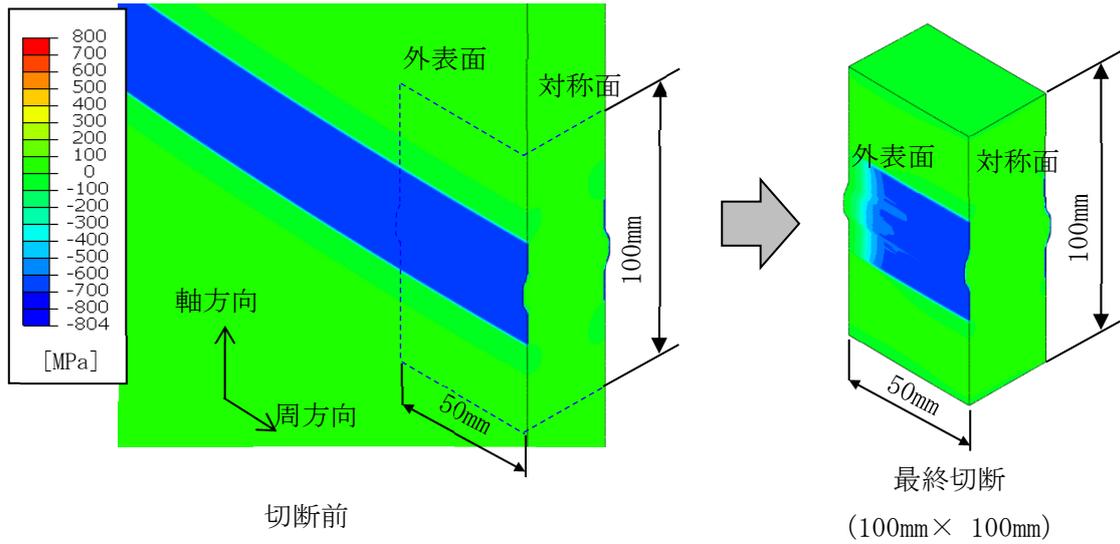
※対称面で切断した範囲を示す。

(a) コンター図



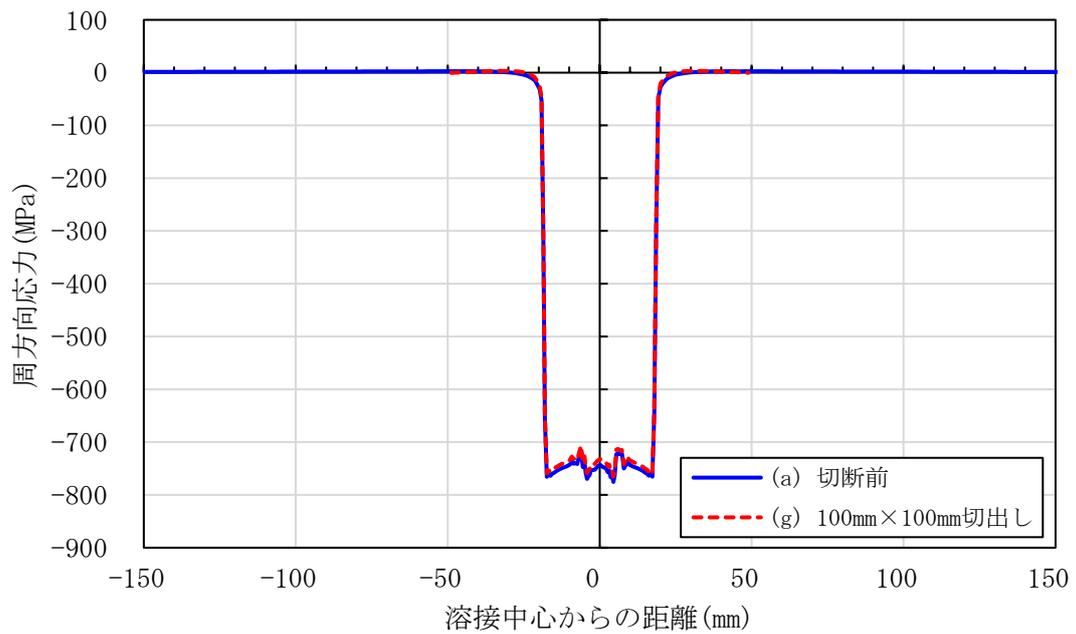
(b) 表面の残留応力分布

図 3.3.1.2(1)1)-17(1/4) 切断前と最終切断後の SP による残留応力(解析ケース A)
(シュラウド内表面における周方向応力)



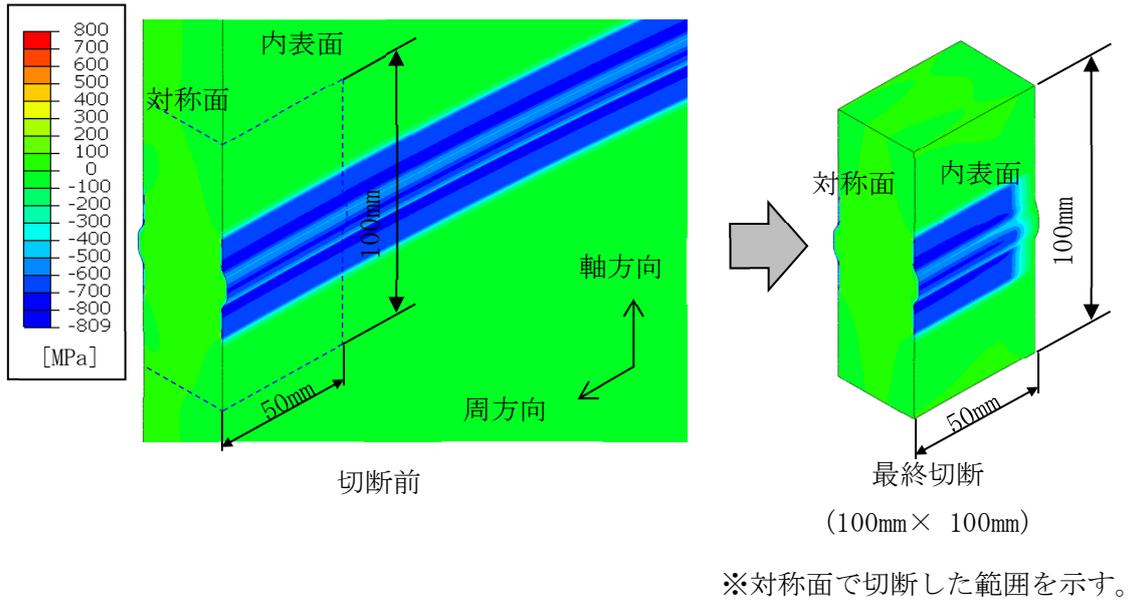
※対称面で切断した範囲を示す。

(a) コンター図

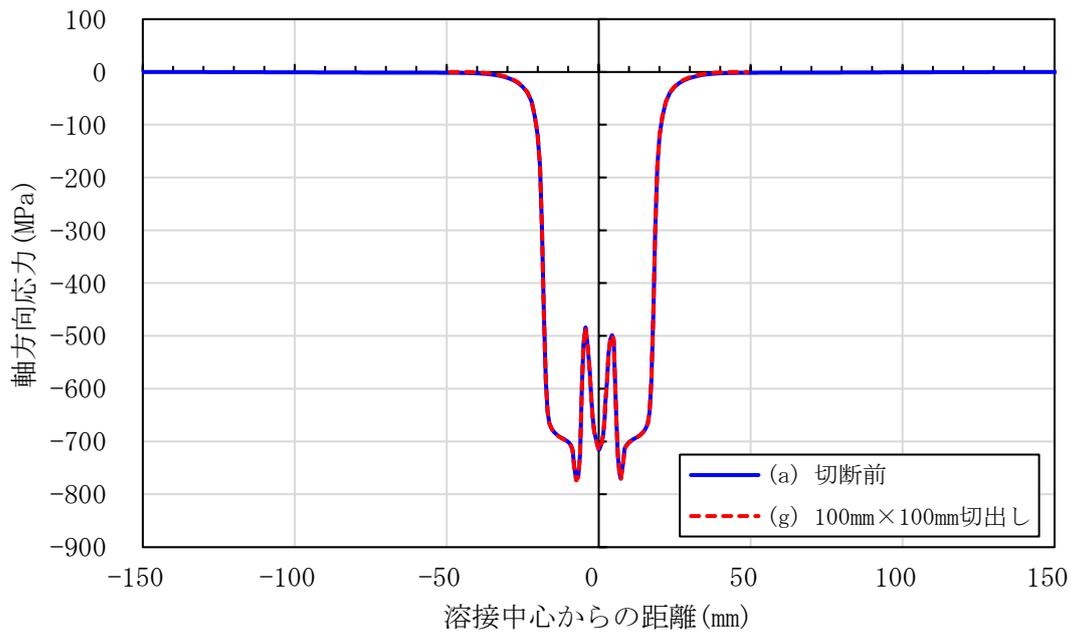


(b) 表面の残留応力分布

図 3.3.1.2(1)1)-17(2/4) 切断前と最終切断後の SP による残留応力(解析ケース A)
(シュラウド外表面における周方向応力)

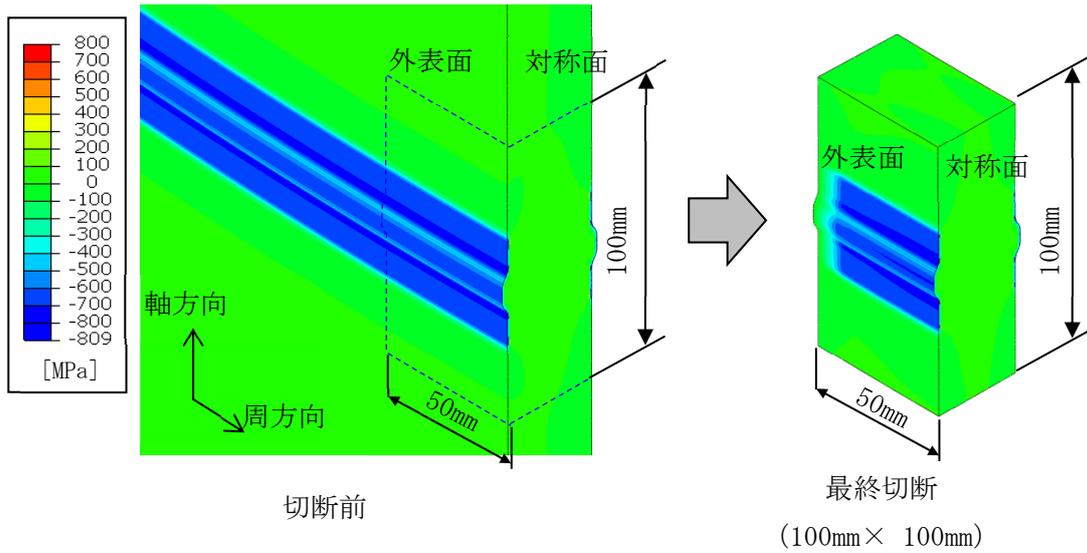


(a) コンター図



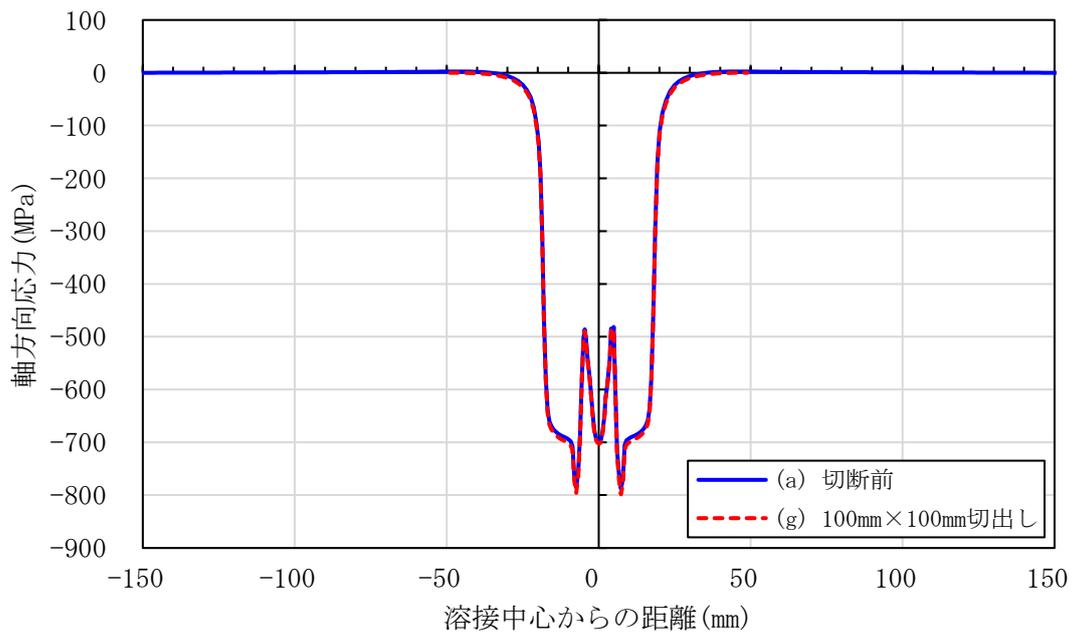
(b) 表面の残留応力分布

図 3.3.1.2(1)1)-17(3/4) 切断前と最終切断後の SP による残留応力(解析ケース A)
(シュラウド内表面における軸方向応力)



※対称面で切断した範囲を示す。

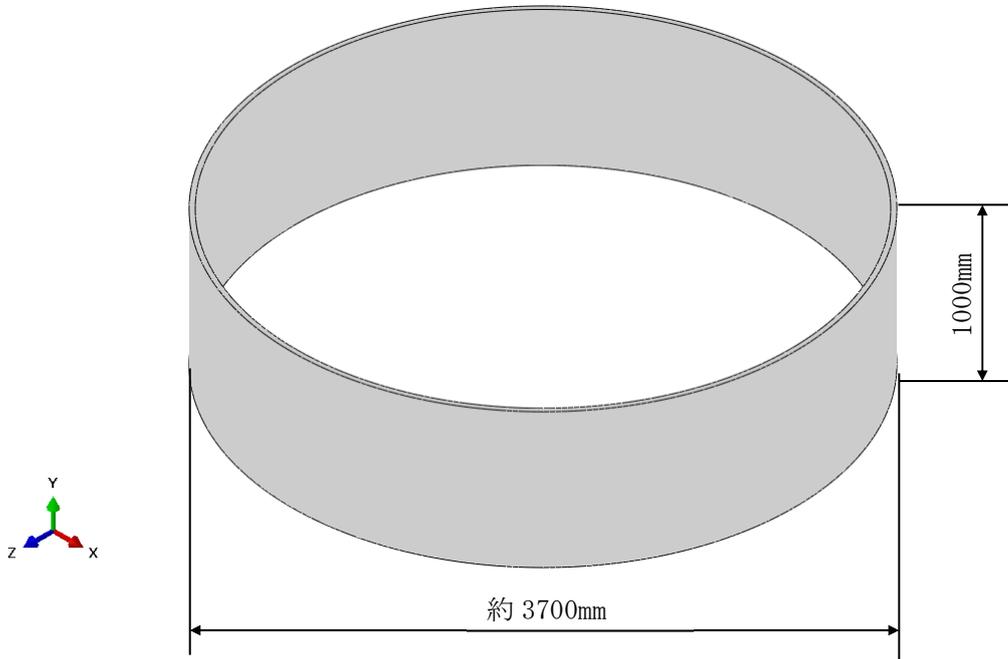
(a) コンター図



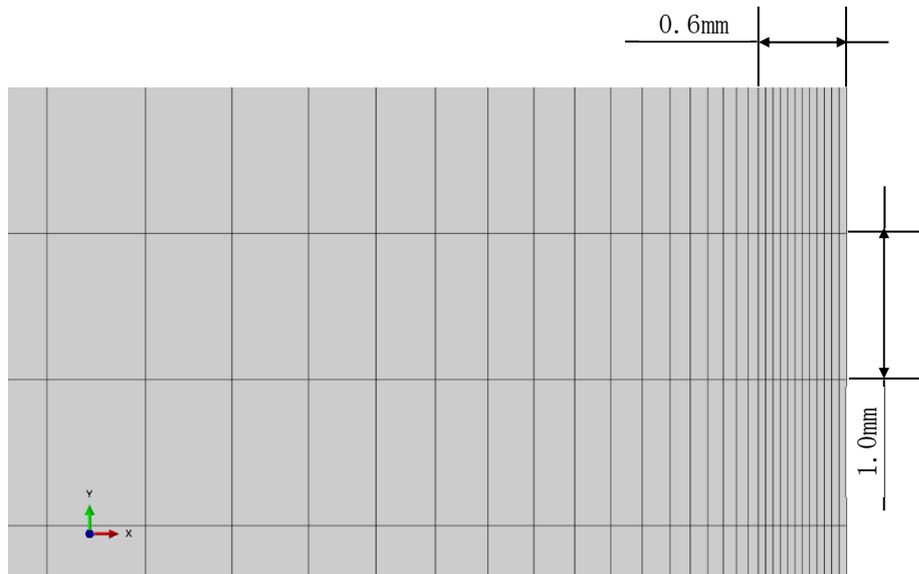
(b) 表面の残留応力分布

図 3.3.1.2(1)1)-17(4/4) 切断前と最終切断後の SP による残留応力(解析ケース A)
(シュラウド外表面における軸方向応力)

板厚:約 30mm



(a) モデル全体図



(b) モデルメッシュ図 (板厚表面近傍の断面)

図 3.3.1.2(1)1)-18 SP による残留応力(解析ケース B)の解析モデル

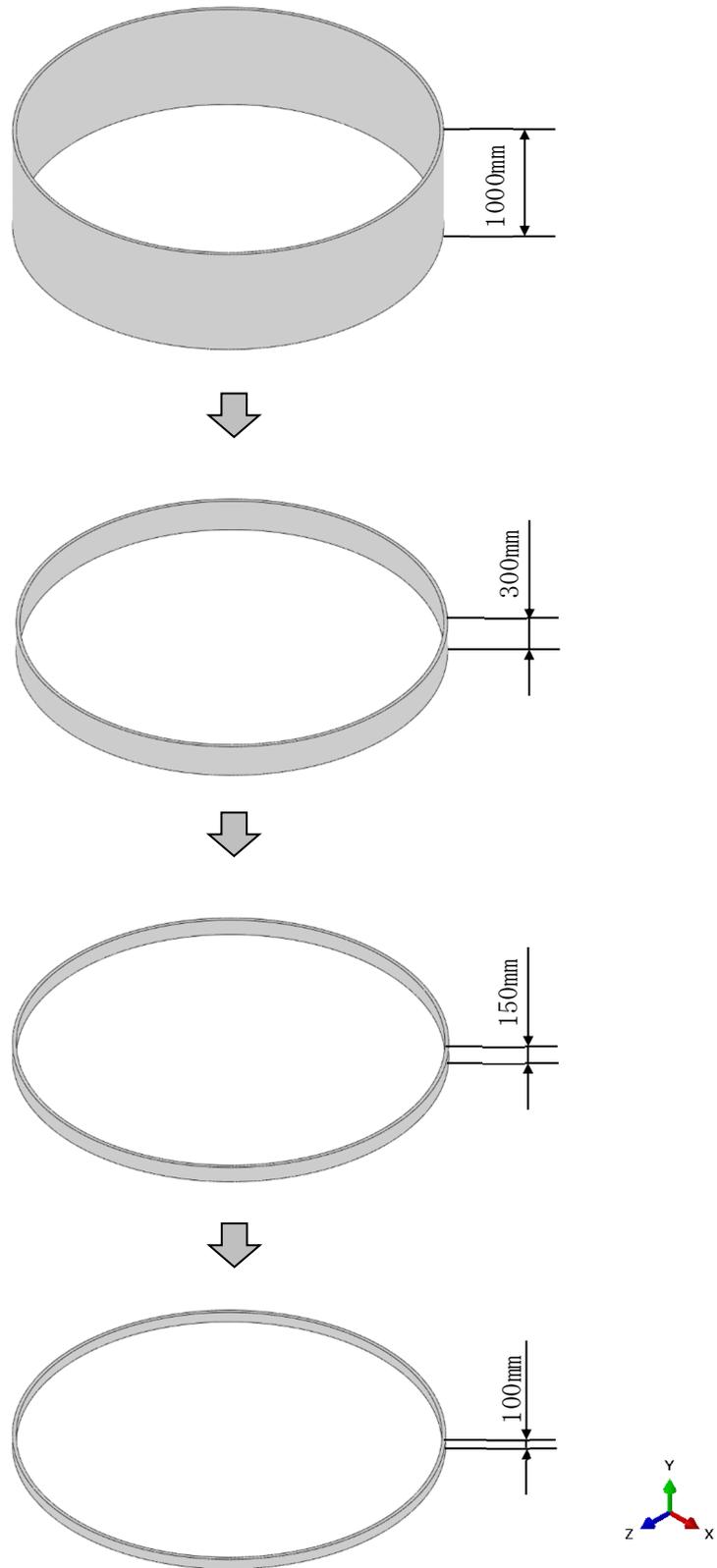
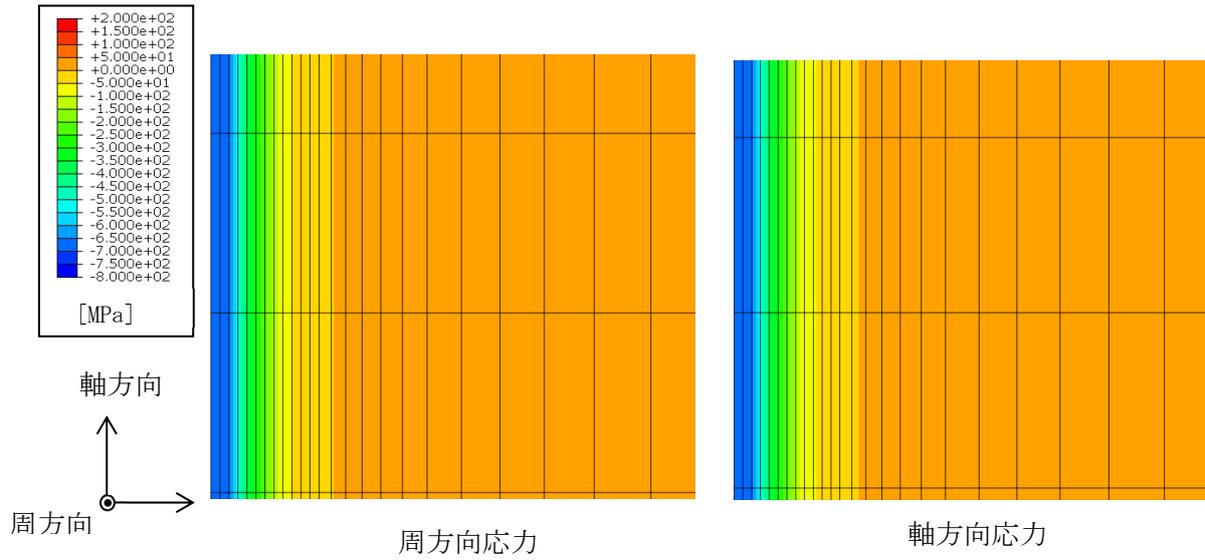
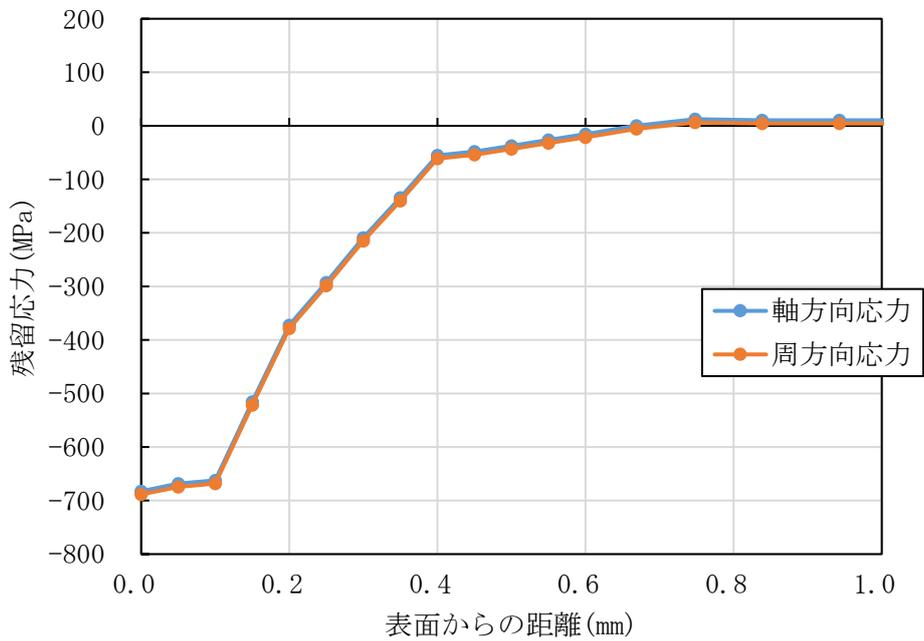


図 3.3.1.2(1)1)-19 SP による残留応力(解析ケース B)に対する切断順序

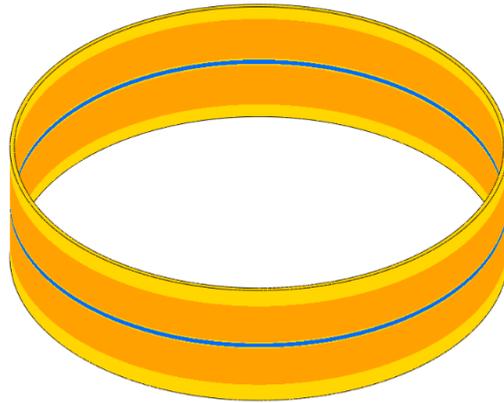
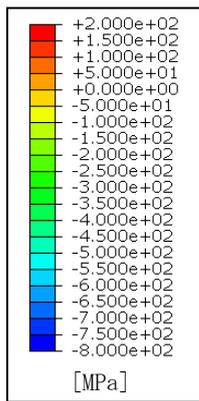


(a) コンター図 (板厚表面近傍の断面)

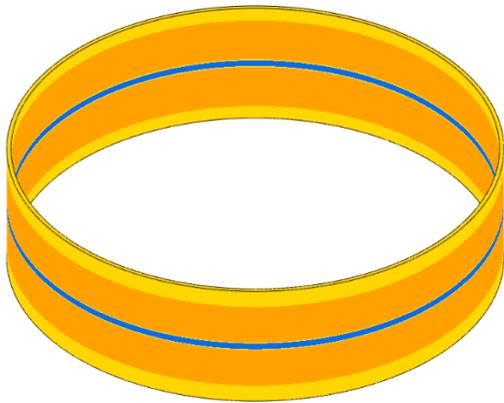


(b) 応力分布

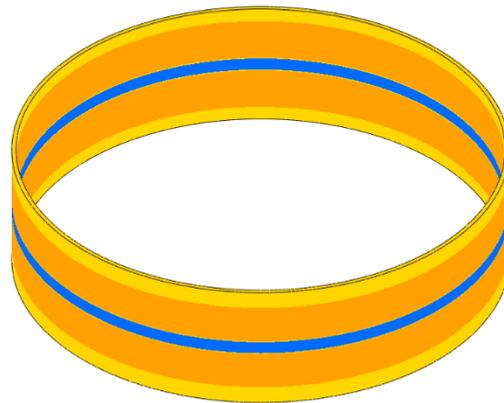
図 3.3.1.2(1)1)-20(1/3) SP による残留応力 (解析ケース B)
(残留応力の板厚内分布)



(a) SP 施工幅 36mm

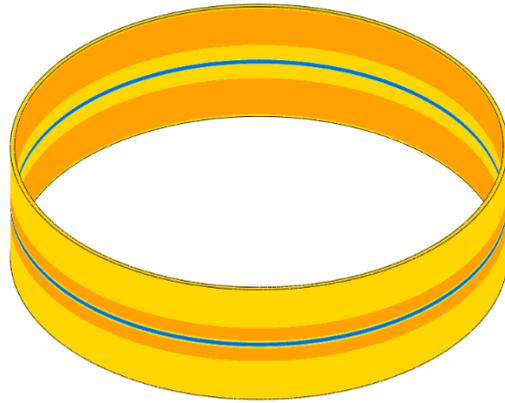
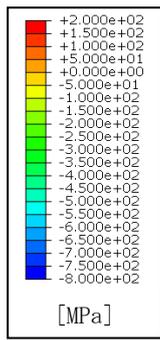


(b) SP 施工幅 50mm

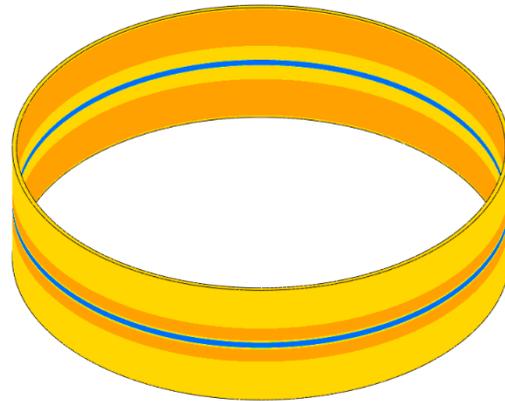


(c) SP 施工幅 100mm

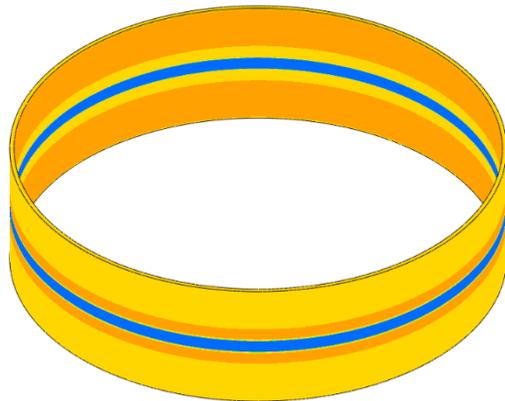
図 3.3.1.2(1)1)-20(2/3) SP による残留応力(解析ケース B)
(周方向応力のコンター図)



(a) SP 施工幅 36mm



(b) SP 施工幅 50mm

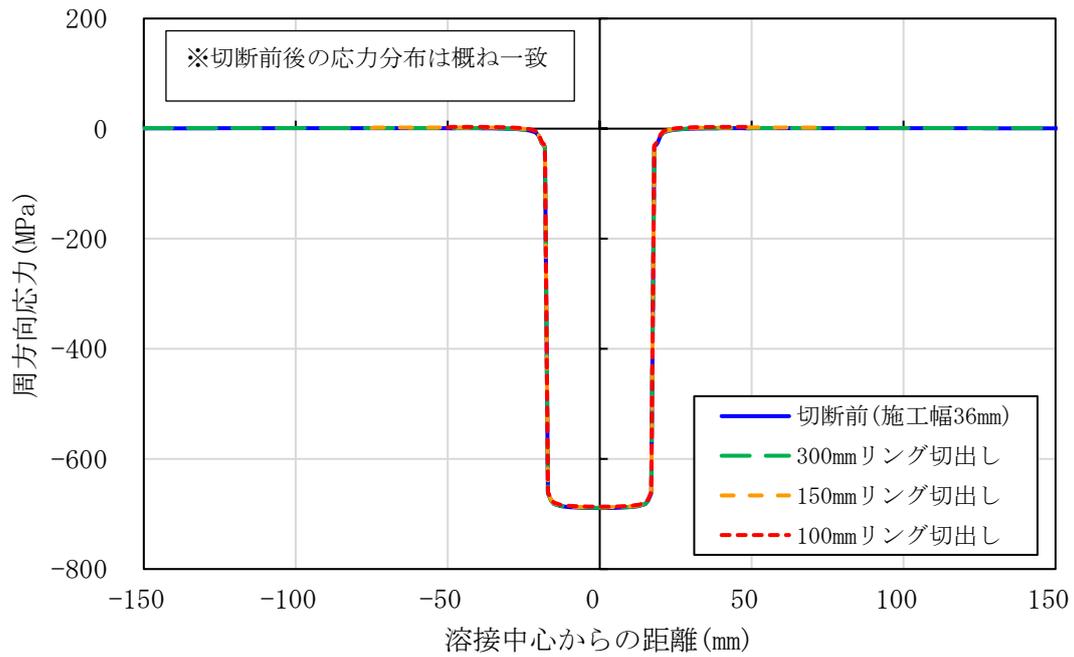


(c) SP 施工幅 100mm

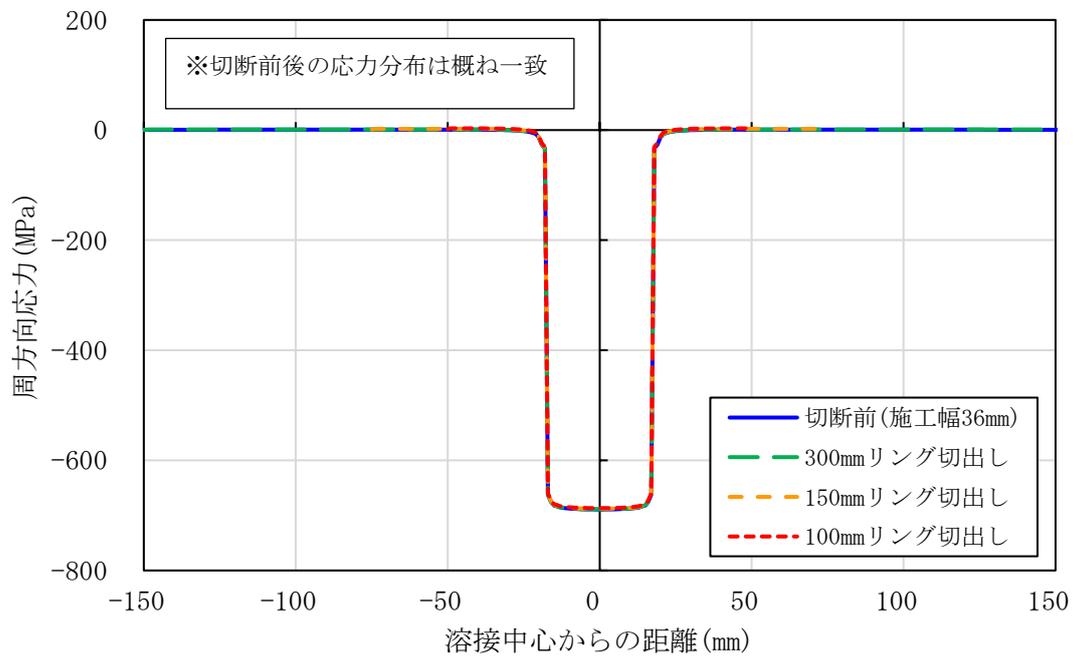


図 3.3.1.2(1)1)-20(3/3) SP による残留応力(解析ケース B)

(軸方向応力のコンター図)

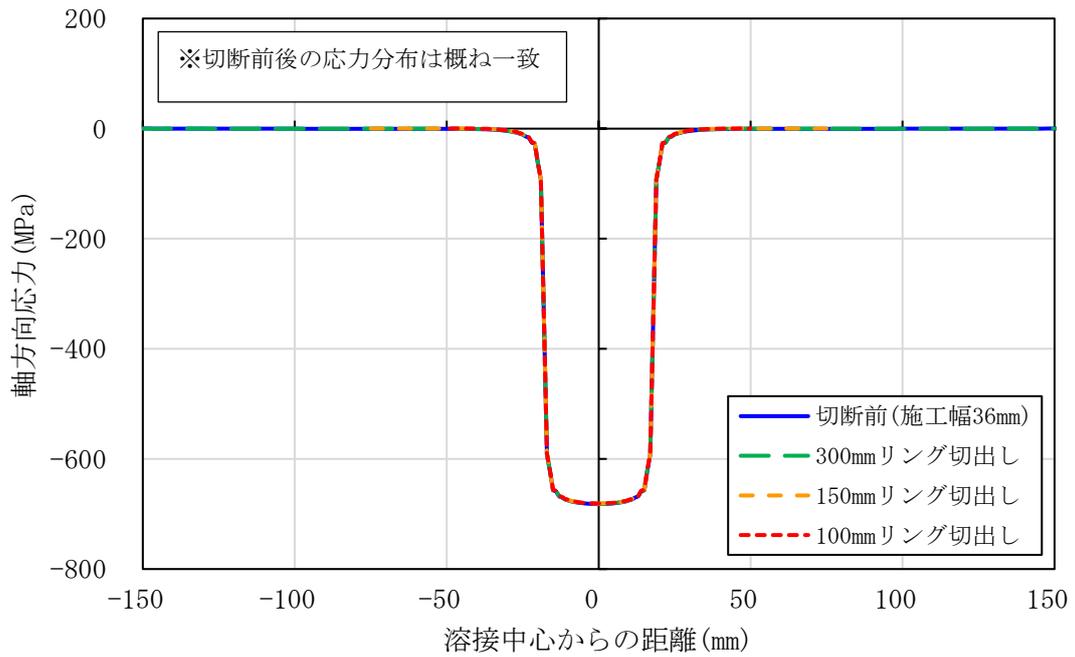


(a) 内表面

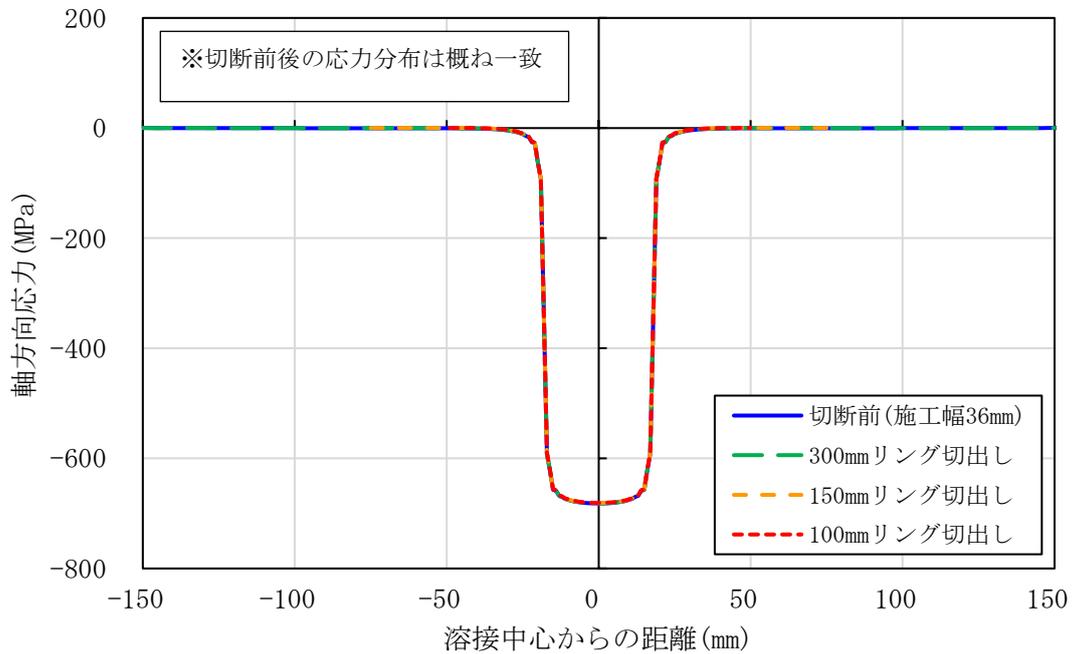


(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)1)-21(1/6) SPによる残留応力(解析ケース B)に対する切断影響
(円筒内外表面における周方向応力、SP 施工幅 36mm)

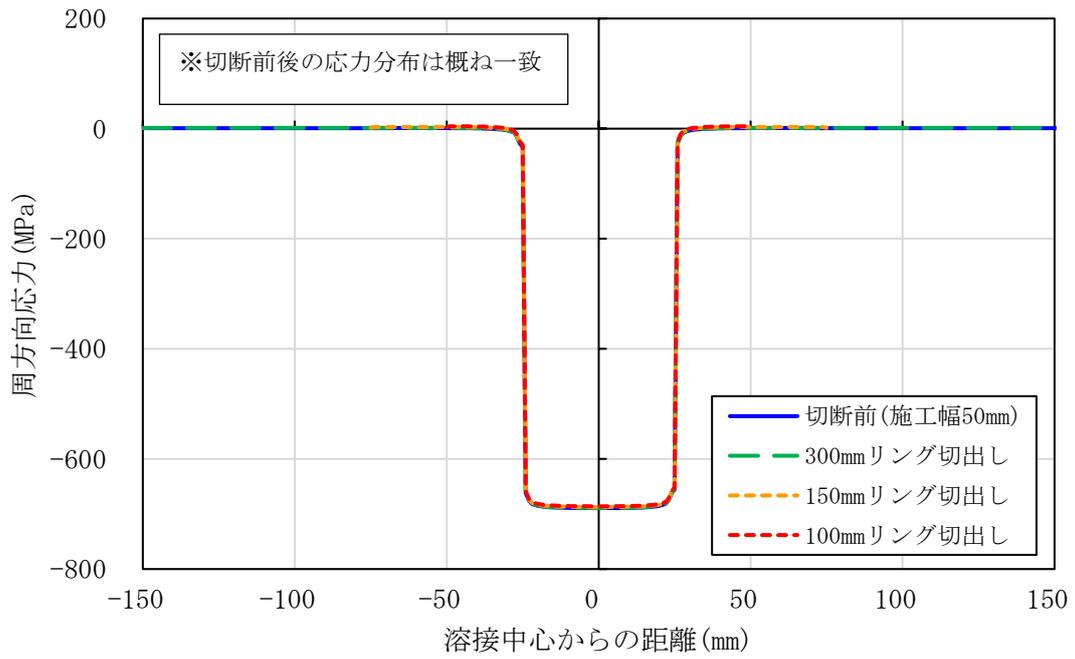


(a) 内表面

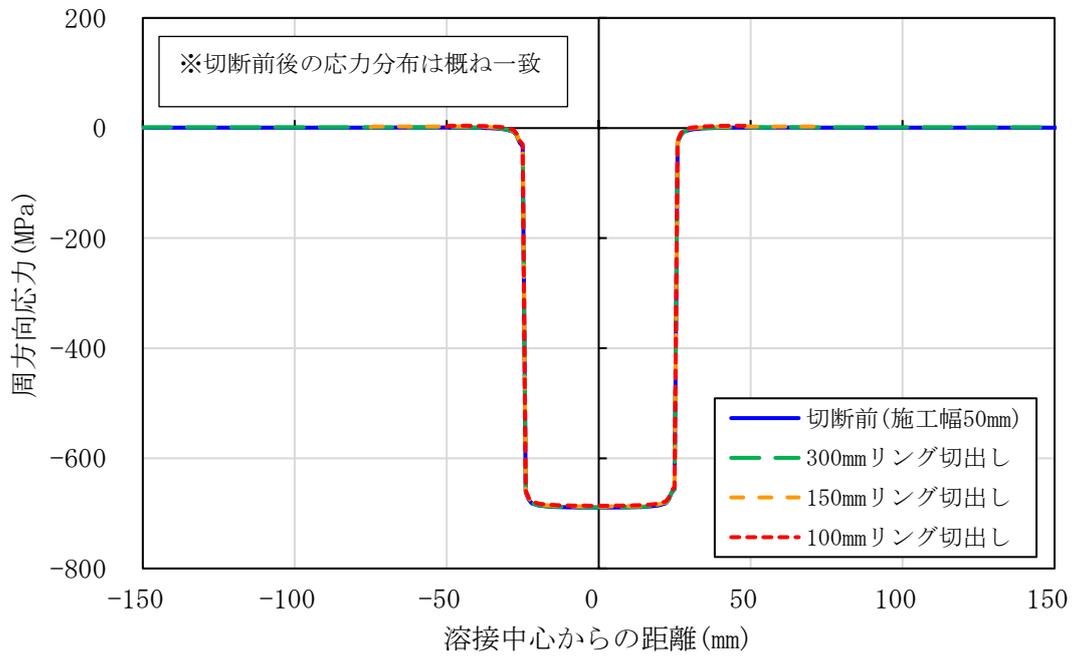


(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)1)-21(2/6) SPによる残留応力(解析ケース B)に対する切断影響
(円筒内外表面における軸方向応力、SP 施工幅 36mm)

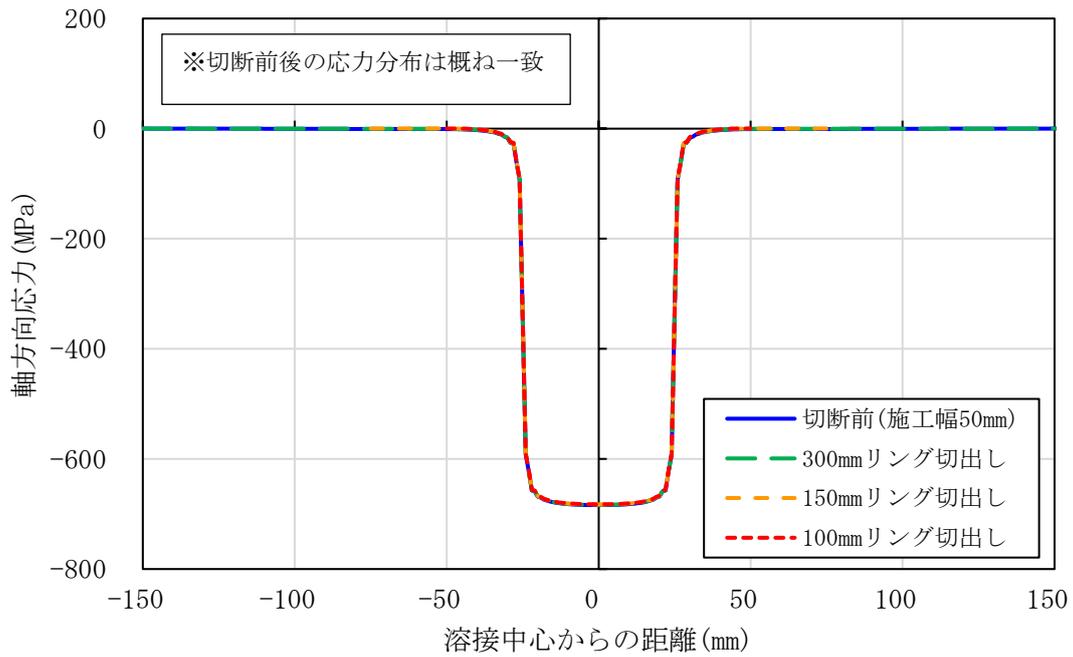


(a) 内表面

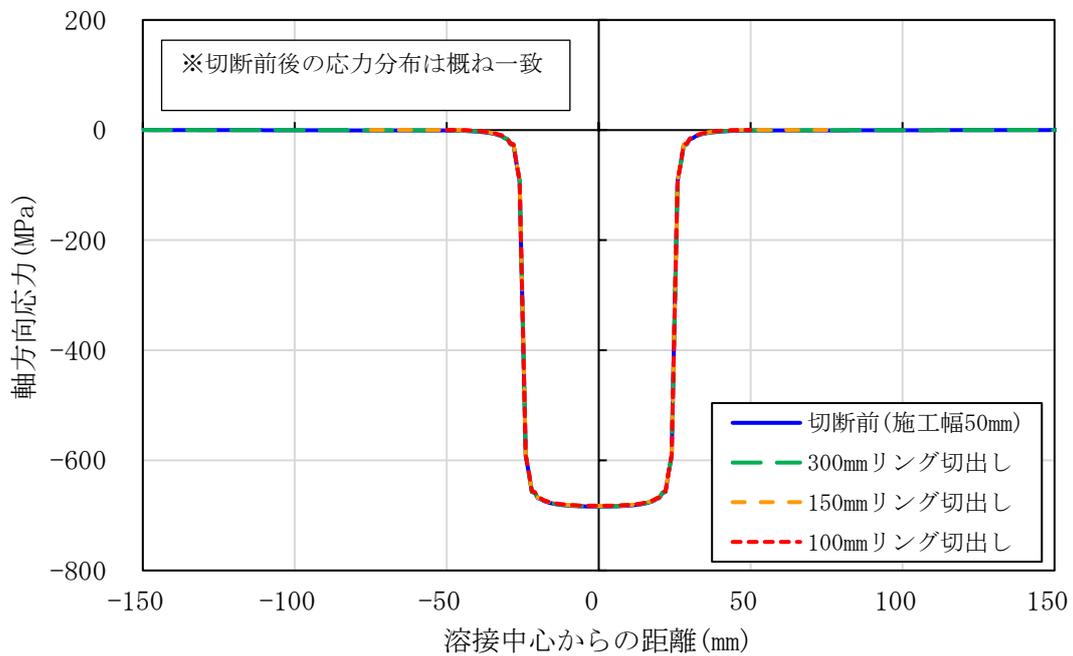


(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)1)-21(3/6) SPによる残留応力(解析ケース B)に対する切断影響
(円筒内外表面における周方向応力、SP 施工幅 50mm)

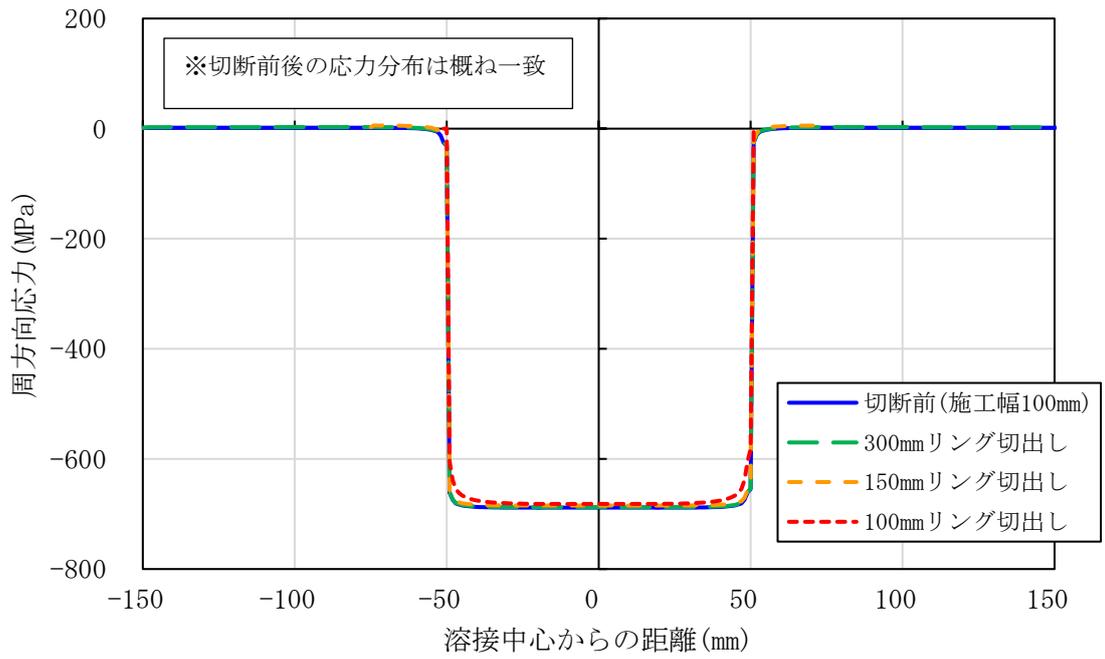


(a) 内表面

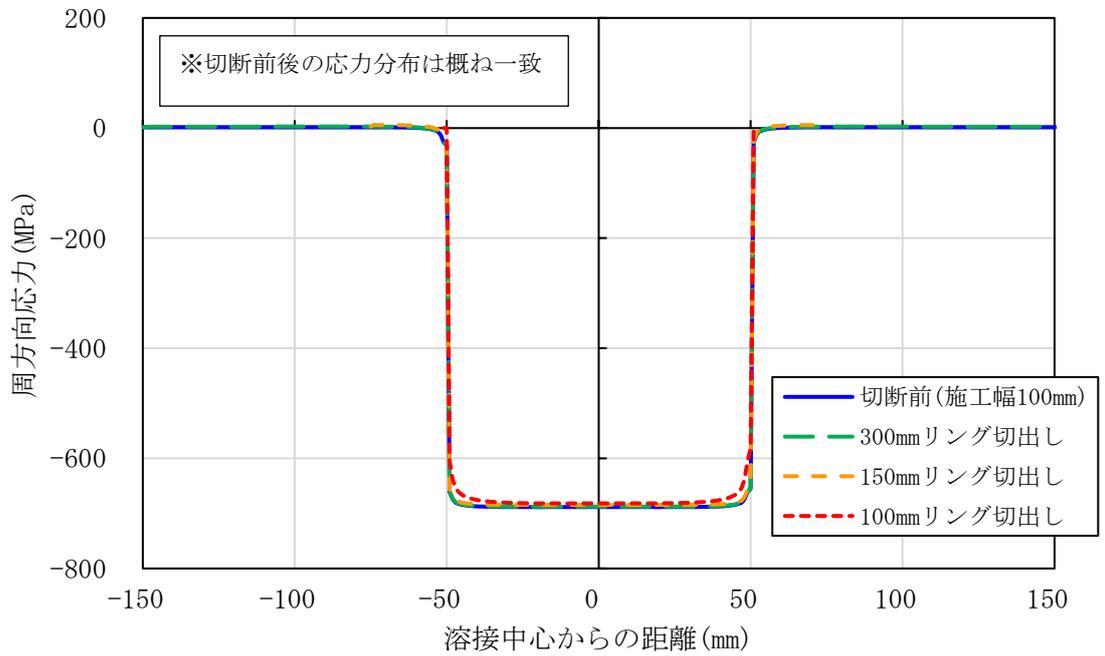


(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)1)-21(4/6) SPによる残留応力(解析ケース B)に対する切断影響
(円筒内外表面における軸方向応力、SP 施工幅 50mm)

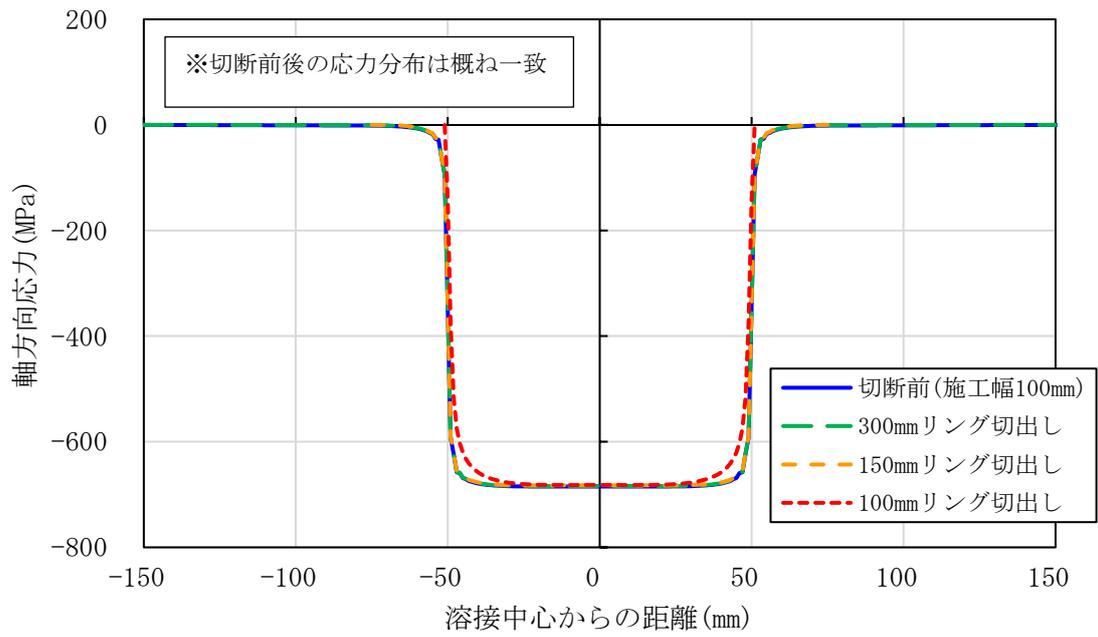


(a) 内表面

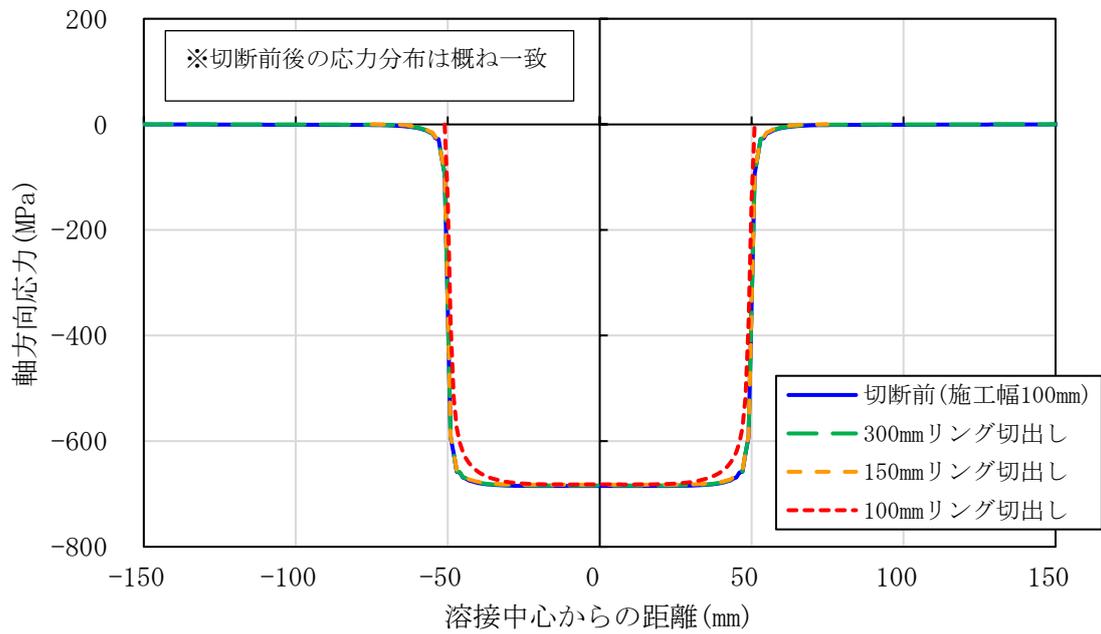


(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)1)-21(5/6) SPによる残留応力(解析ケース B)に対する切断影響
(円筒内外表面における周方向応力、SP 施工幅 100mm)



(a) 内表面



(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)1)-21(6/6) SPによる残留応力(解析ケース B)に対する切断影響
(円筒内外表面における軸方向応力、SP 施工幅 100mm)

2) 重畳した残留応力場に対する切断影響確認

個別の残留応力場を模擬した解析モデルによる切断影響の確認結果を踏まえて、溶接残留応力と SP による残留応力を重畳させた残留応力場を模擬した切断影響を、FEM 解析モデルを用いて確認した。

なお、本切断影響確認は、重畳した残留応力場を再現する方法として、溶接及び SP による個別の残留応力を直接足し合わせる方法（解析ケース A）と、溶接及び SP による個別のひずみを足し合わせることで重畳した残留応力を求める方法（解析ケース B）の2つの手法により実施した。

① 解析ケース A: 個別の応力因子による残留応力を直接足し合わせる方法

i. 解析条件

3.3.1.2(1)1項にて個別に評価した溶接と SP による各残留応力について、それぞれの応力値を直接足し合わせることで重畳した残留応力場を模擬する。

ここで足し合わせる応力値は、溶接は 3.3.1.2(1)1項の②の解析条件で評価した応力値、SP は 3.3.1.2(1)1項の③-1の解析条件で評価した応力値とする。

また切断条件については、図 3.3.1.2(1)1-8 に示す切断条件①及び切断条件②の2パターンとする。

ii. 解析結果

解析ケース A における溶接と SP の残留応力の重畳を模擬した応力分布を、切断前と切断後（切断条件①及び切断条件②）と比較して図 3.3.1.2(1)2-1 に示す。また、図 3.3.1.2(1)2-1 のうちシュラウド切断前と最終切断後の残留応力分布を抜き出して比較した結果を図 3.3.1.2(1)2-2 に示す。影響確認の結果、この重畳した残留応力場は切断の影響を受けた。

なお、本解析では、3.3.1.2(1)1②項に示すとおり、溶接と SP の重畳した残留応力場の模擬は、国内許認可申請や高経年化技術評価で実績のある溶接残留応力の FEM 解析モデルを用いていることとし、解析メッシュは改めて切り直すなどの解析条件の最適化などは実施していない。これら解析条件

の最適化などが結果に影響を及ぼす可能性があることから、本年度は実績のある解析モデルで重畳を模擬した影響を確認する方針とした。

実機施工条件と以下の相違があることに注意が必要である。

- **SP 施工範囲：**

実機施工では溶接止端部から **25mm** 幅程度だが、本解析では解析モデルのメッシュサイズの制約により溶接止端部から **10mm** 幅と設定。

- **重畳した残留応力場の再現：**

実機施工では **SP** 施工範囲の表層部は、均一に圧縮応力が付与されると想定されるが（注記）、本解析では、溶接及び **SP** による残留応力を直接足し合わせることで重畳した残留応力を模擬。

（注記）ピーニングの基本原理は、施工表面を塑性変形させ発生した引張応力を、周囲からの部材により拘束することで表面に圧縮応力場を形成することから、**SP** 施工範囲の表層部の応力は、溶接残留応力などの施工前残留応力分布に依らず、施工後は均一な圧縮応力となる。

このことから、今後実施の解析モデルによる切断の影響の解析的アプローチでは、実際に溶接継手を製作して **SP** 施工し切断するとともに、切断過程の応力測定をするなどし、必要なデータ等を取得（試験的アプローチ）し、解析モデルによる重畳した応力場の再現等の検討が必要である。

② 解析ケース **B**: 個別の応力因子によるひずみの足し合わせにより残留応力を求める方法

i. 解析条件

3.3.1.2(1)1)項にて個別に評価した溶接と **SP** による各残留応力について、それぞれの **FEM** 解析より求めたひずみを足し合わせることで重畳した残留応力場を模擬する。

ここで足し合わせるひずみは、溶接は 3.3.1.2(1)1)項の②の解析条件で評価したひずみ、**SP** は 3.3.1.2(1)1)項の③-1 の

解析条件で評価したひずみとする。

また切断条件については、図 3.3.1.2(1)1)-8 に示す切断条件①とする。

ii. 解析結果

図 3.3.1.2(1)2)-3 に解析ケース A と解析ケース B により溶接と SP の残留応力の重畳を模擬した応力分布を、切断した場合の応力変化を比較して示す。ここでは切断条件①におけるシュラウド内表面における周方向応力を一例として示す。解析ケース B における溶接及び SP の残留応力の重畳を模擬した応力分布は、解析手法は異なるものの、解析ケース A にて求めた残留応力分布と一致した。

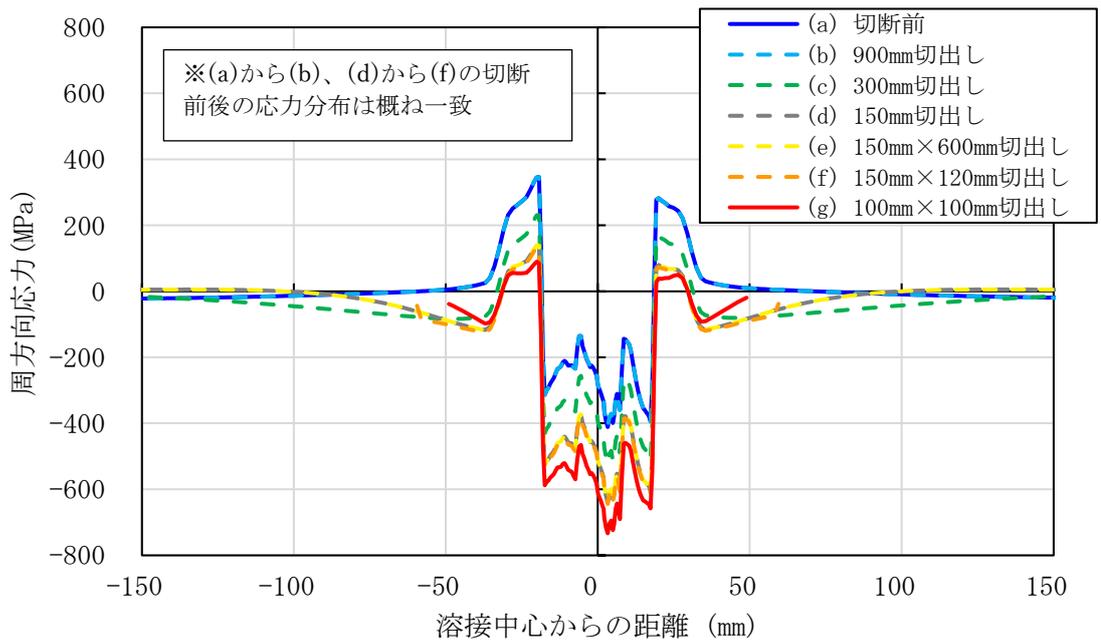
③ まとめ

溶接と SP の残留応力が重畳した残留応力場を模擬した解析モデルは、個別の解析モデルの応力値を直接足し合わせることで模擬する手法（解析ケース A）と、個別の解析モデルのひずみを足し合わせることで模擬する手法（解析ケース B）を用いた FEM 解析モデルにて切断の影響を評価した。

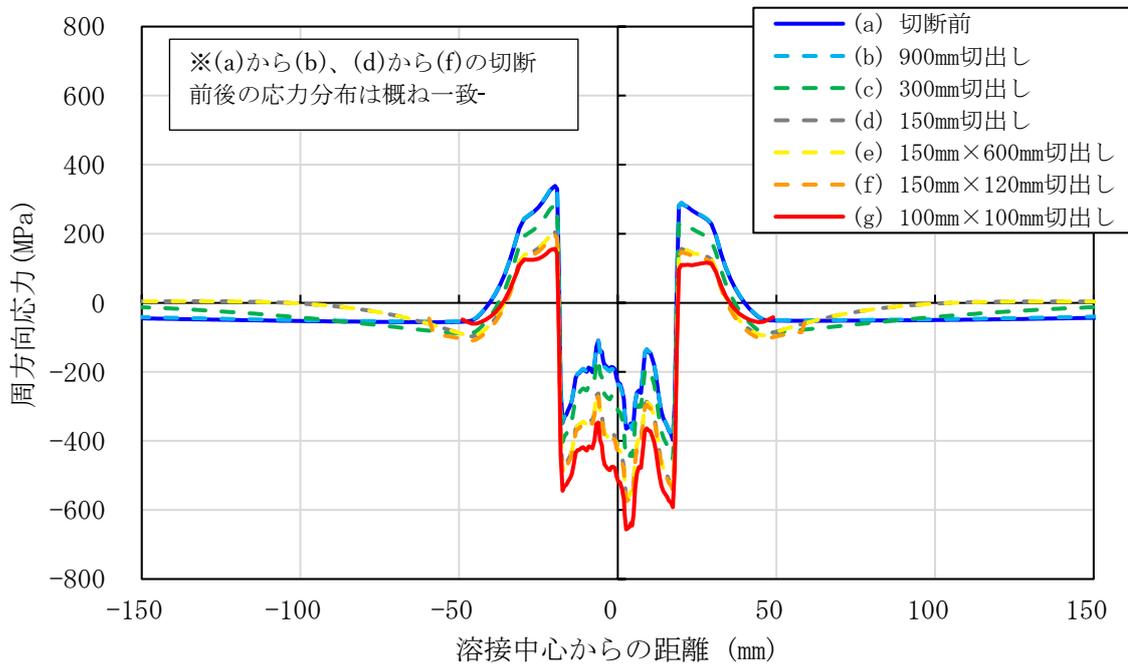
その結果、解析ケース A 及び解析ケース B で模擬した溶接と SP の残留応力の重畳した応力分布は完全に一致し、個別の応力因子による残留応力が重畳した残留応力場の解析モデルによる再現模擬は、個別の応力因子による残留応力の足し合わせとして求めることができることを確認した。また、単独で模擬した SP のみによる残留応力は切断の影響を受けないものの、溶接による残留応力は切断の影響を受け、この両因子を組み合わせた溶接と SP の重畳した残留応力場は、溶接残留応力の切断の影響を受けて影響があることを確認した。

なお、SP の応力場の解析による模擬方法は確立されていないこと、ピーニングの原理を踏まえると施工範囲表層部の SP 施工後の応力は、溶接残留応力などの施工前残留応力分布に依らず、施工後に均一な圧縮応力となることなど、解析モデルによる模擬方法については今後も検討が必要である。事業計画で今後実施予定の要素試験体を用いた試験的アプローチにおいては、実際に溶

接継手を製作し SP 施工し切断するとともに、切断過程の応力測定をするなどし、要素試験にて取得したデータから、必要な解析モデルの境界条件を検討していく必要がある。

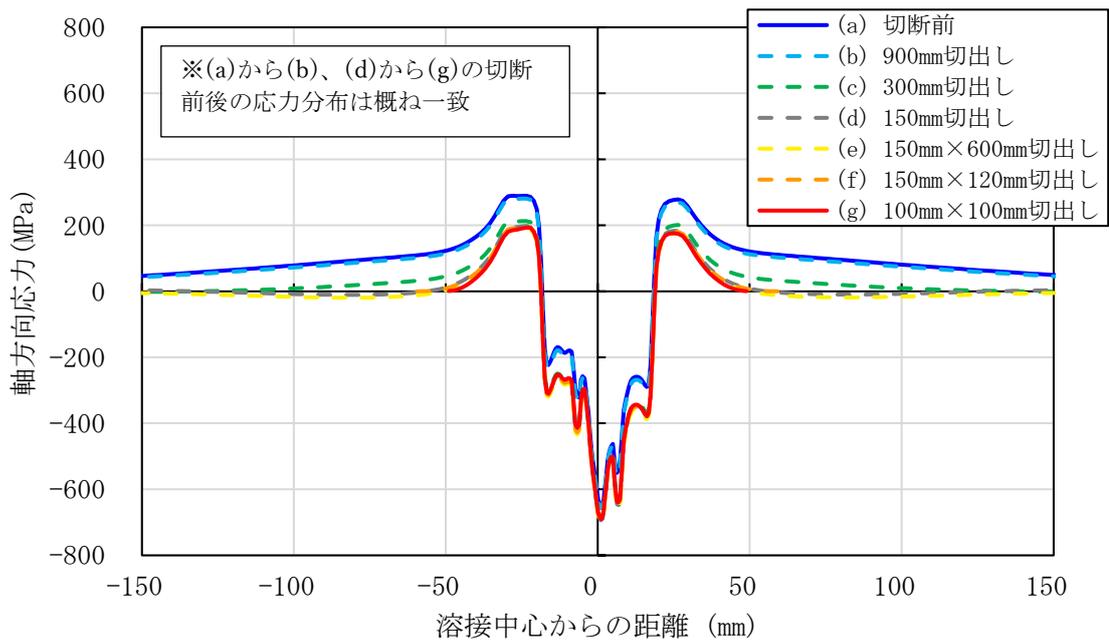


(a) 内表面

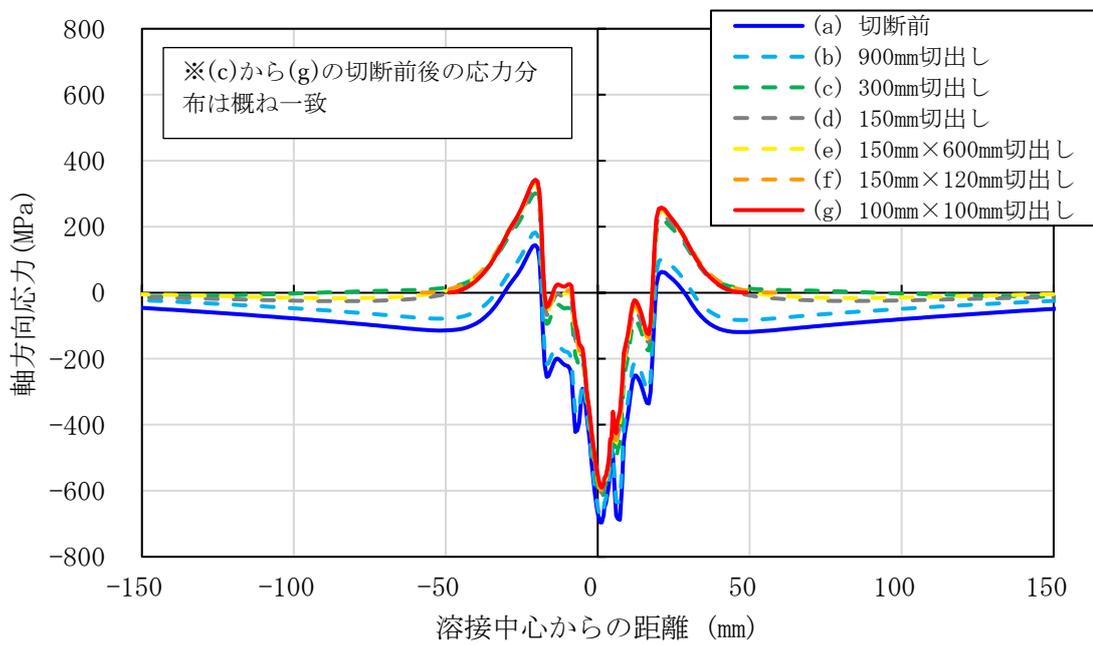


(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)2)-1(1/4) 溶接及び SP による残留応力に対する切断影響
(シュラウド内外表面における周方向応力、切断条件①)

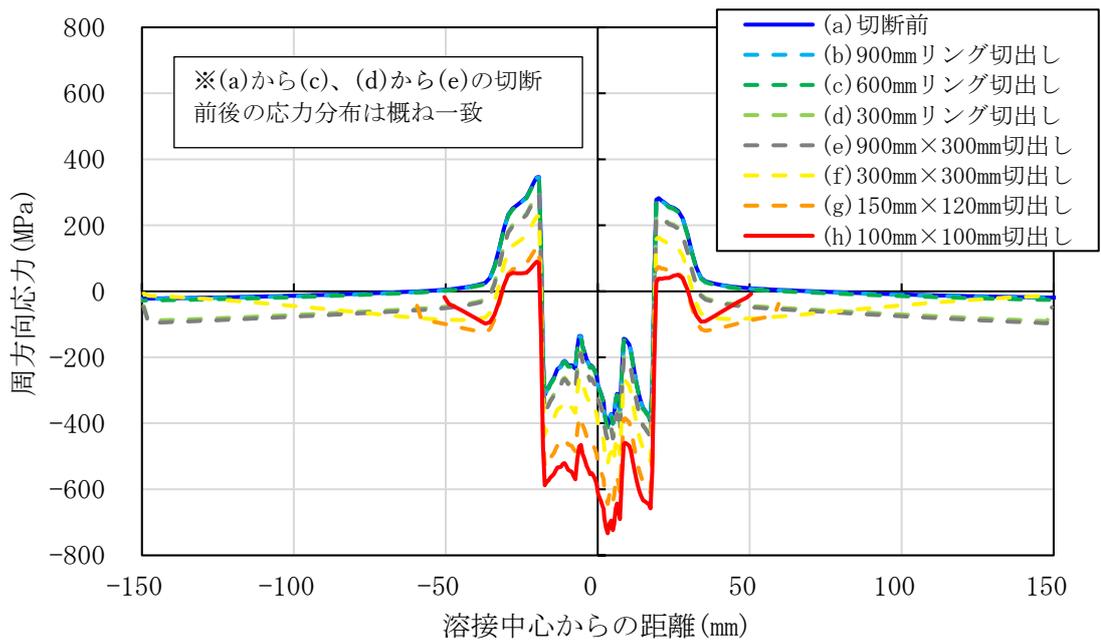


(a) 内表面

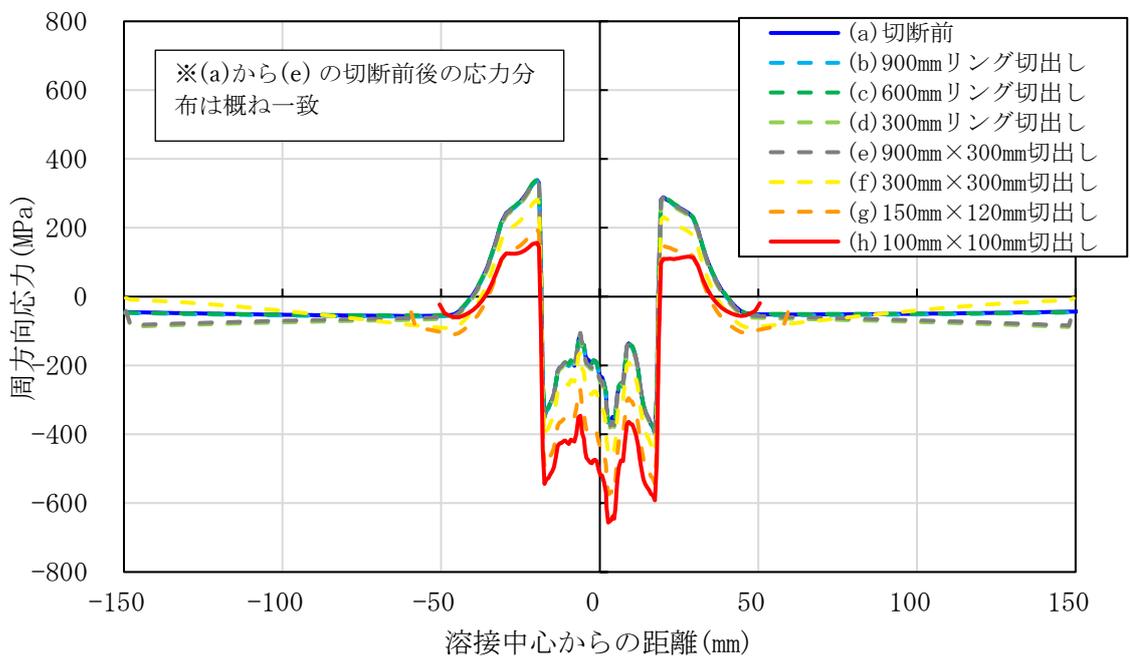


(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)2)-1(2/4) 溶接及び SP による残留応力に対する切断影響
(シュラウド内外表面における軸方向応力、切断条件①)

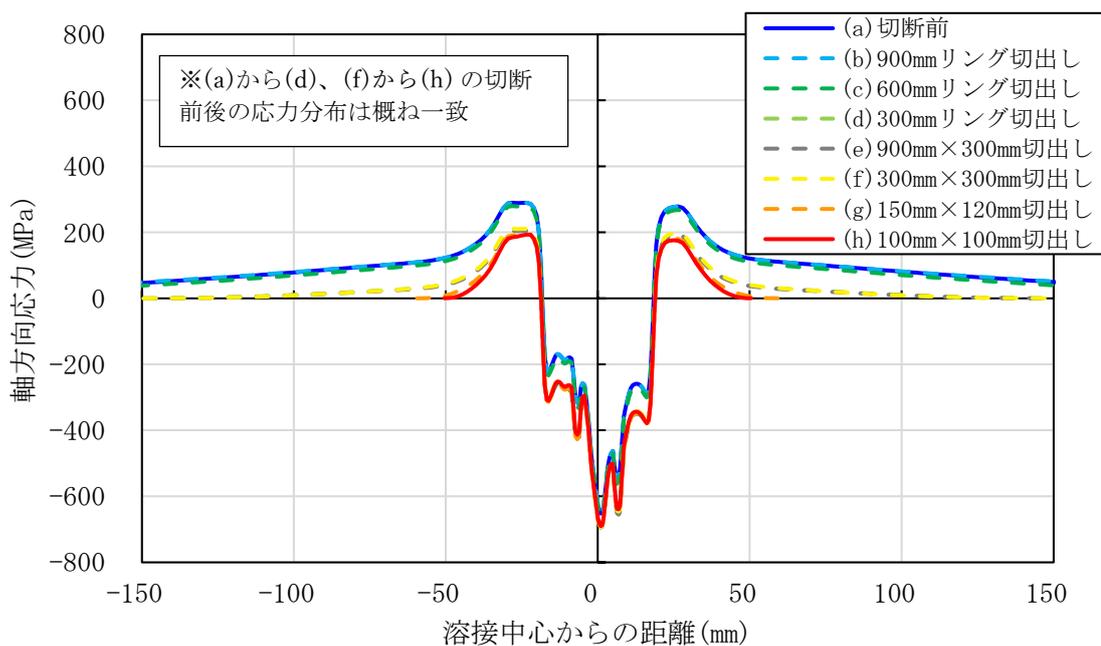


(a) 内表面

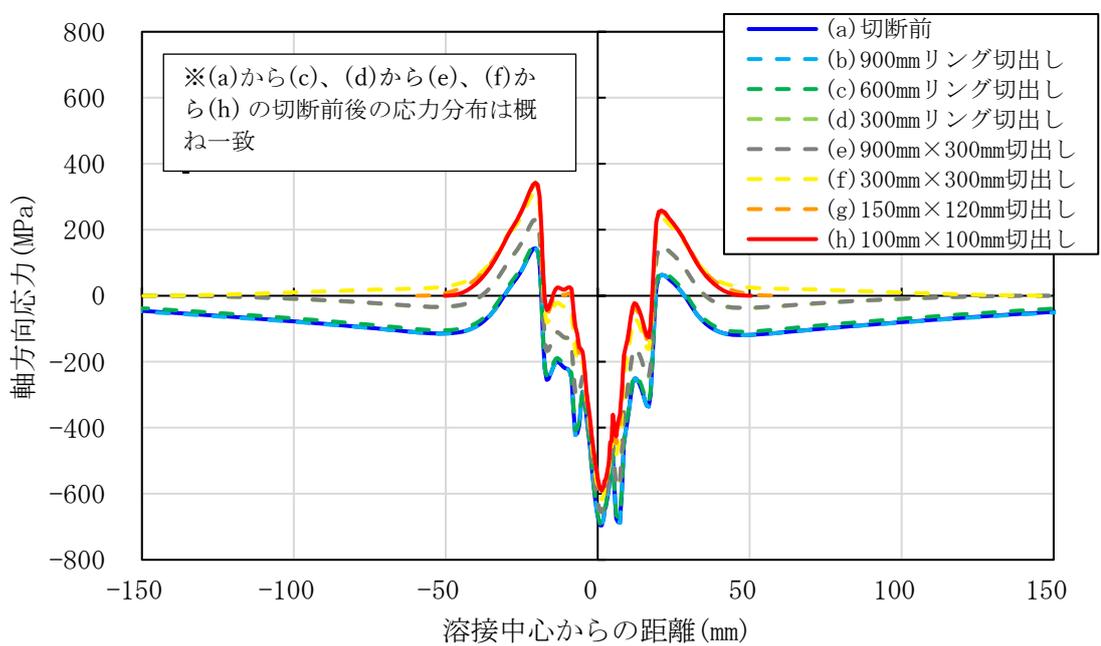


(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)2)-1(3/4) 溶接及びSPによる残留応力に対する切断影響
(シュラウド内外表面における周方向応力、切断条件②)

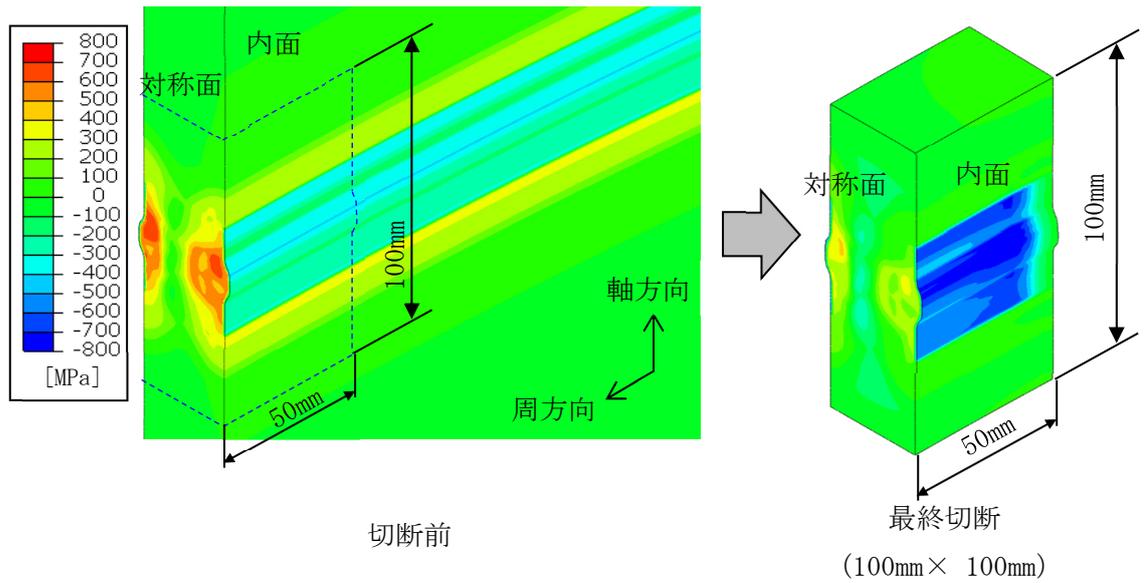


(a) 内表面



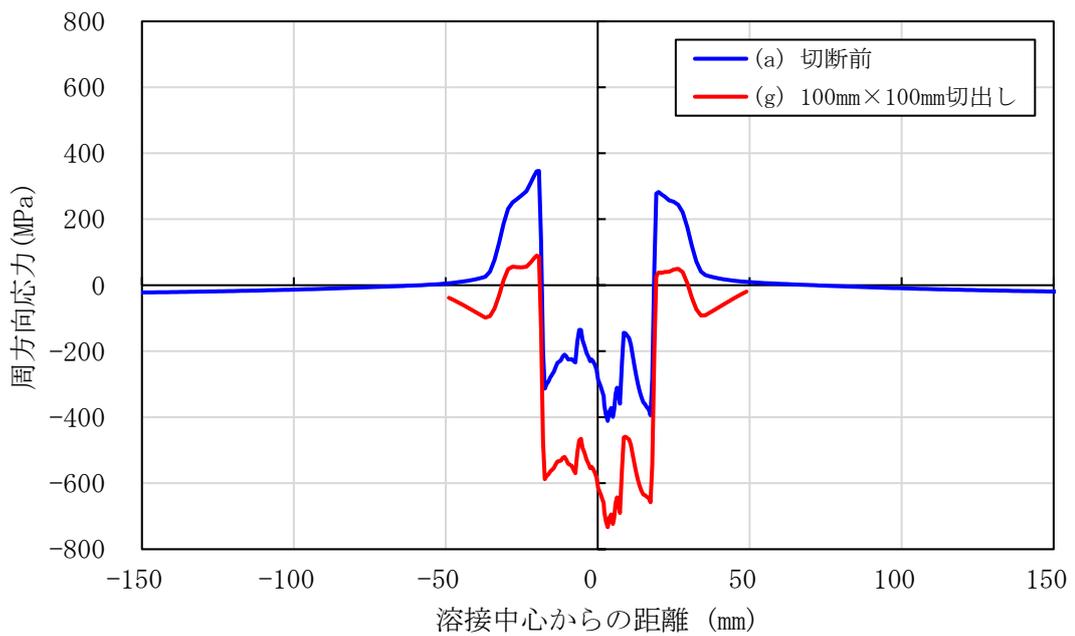
(b) 外表面

図 3.3.1.2(1)2)-1(4/4) 溶接及び SP による残留応力に対する切断影響
(シュラウド内外表面における軸方向応力、切断条件②)



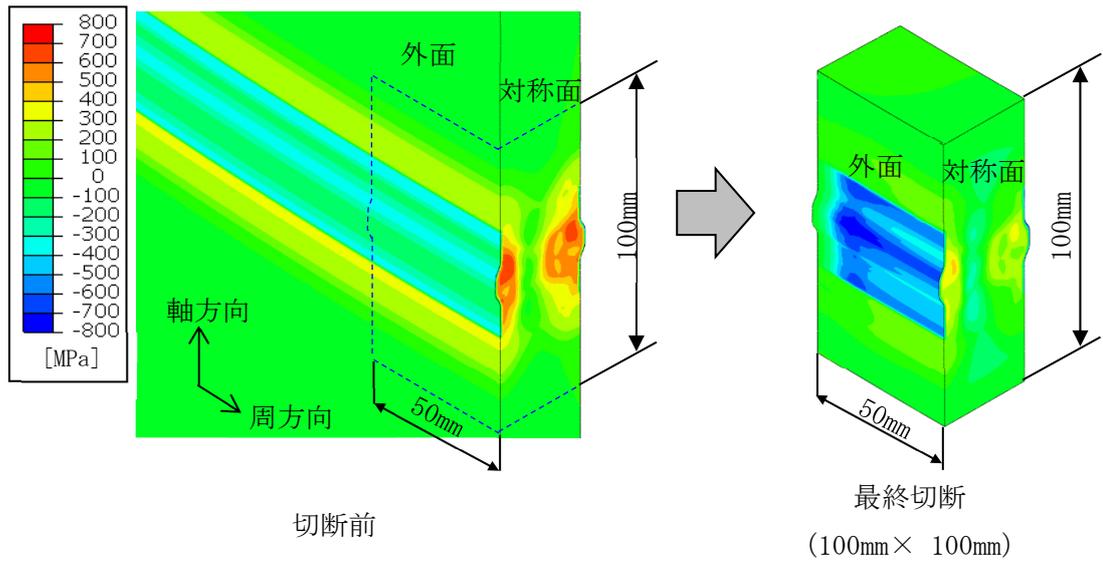
※対称面で切断した範囲を示す。

(a) コンター図



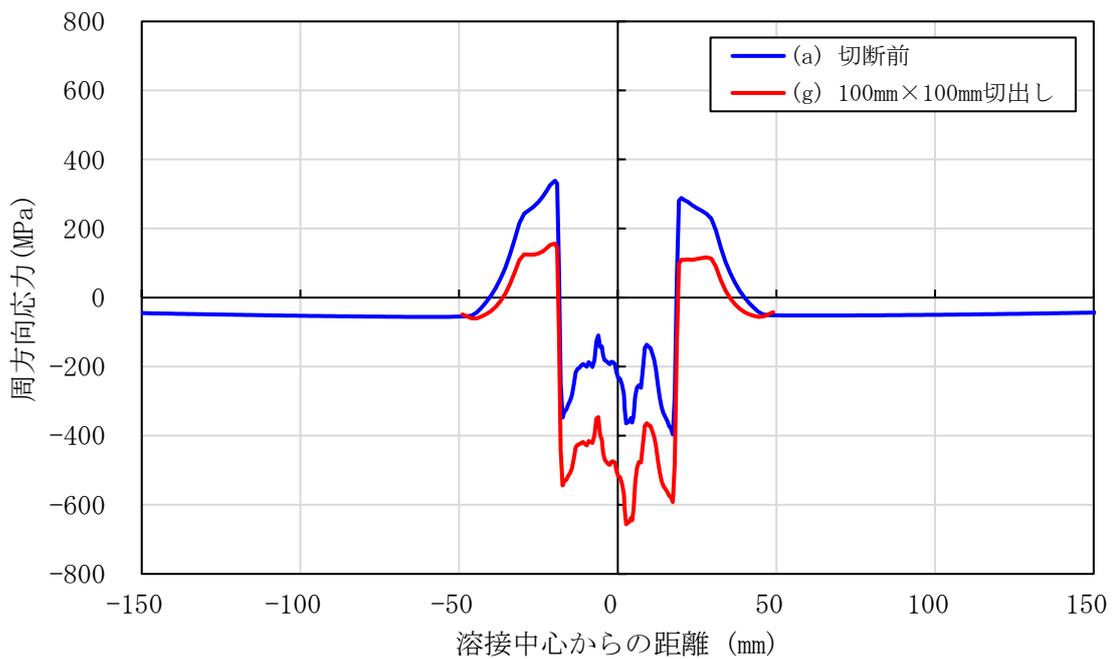
(b) 表面の残留応力分布

図 3.3.1.2(1)2)-2(1/4) 切断前と最終切断後の溶接及び SP による残留応力
(シュラウド内表面における周方向応力)



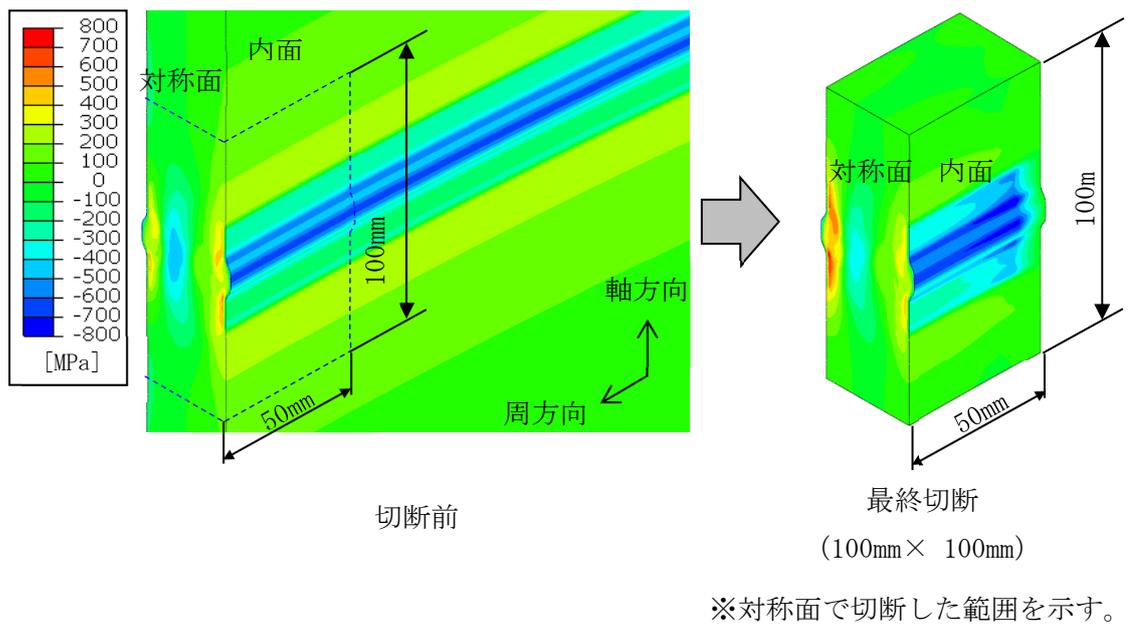
※対称面で切断した範囲を示す。

(a) コンター図

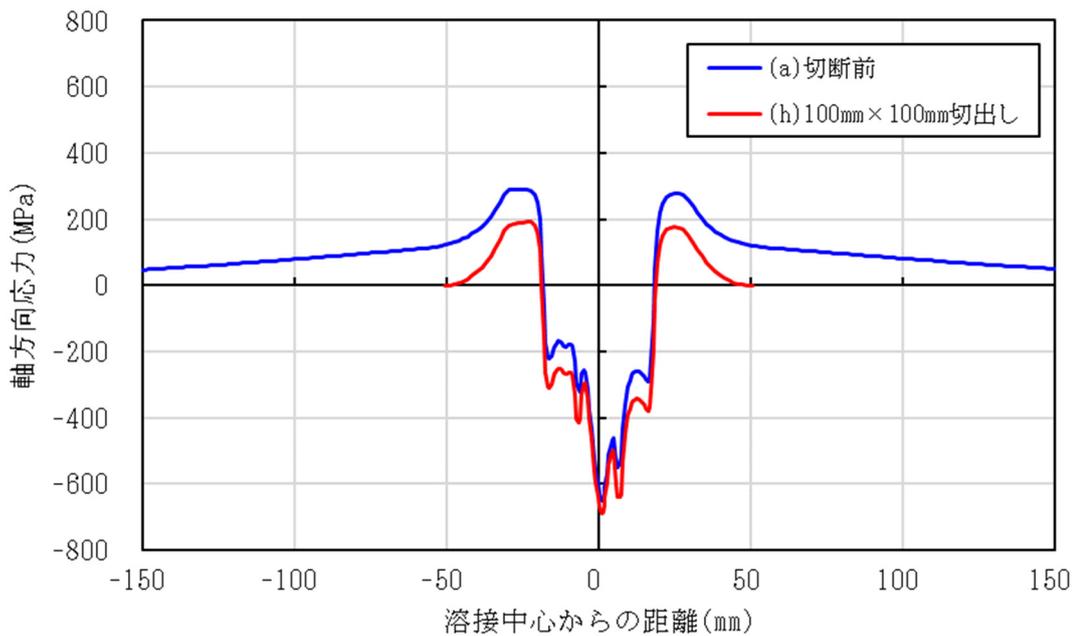


(b) 表面の残留応力分布

図 3.3.1.2(1)2)-2(2/4) 切断前と最終切断後の溶接及び SP による残留応力
(シュラウド外表面における周方向応力)



(a) コンター図



(b) 表面の残留応力分布

図 3. 3. 1. 2 (1) 2) -2 (3/4) 切断前と最終切断後の溶接及び SP による残留応力
(シュラウド内表面における軸方向応力)

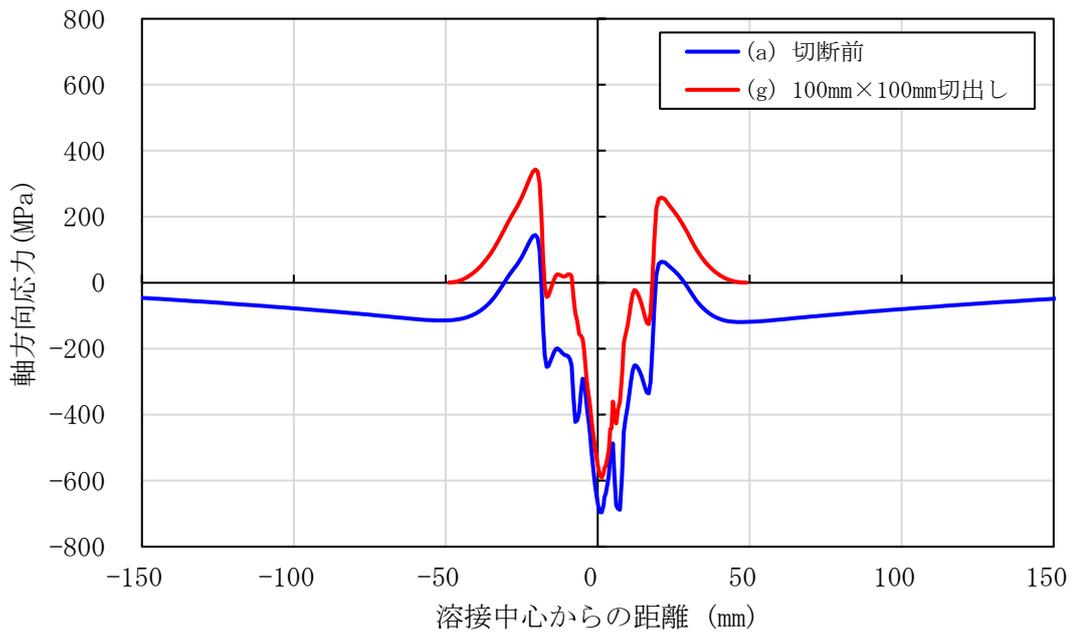
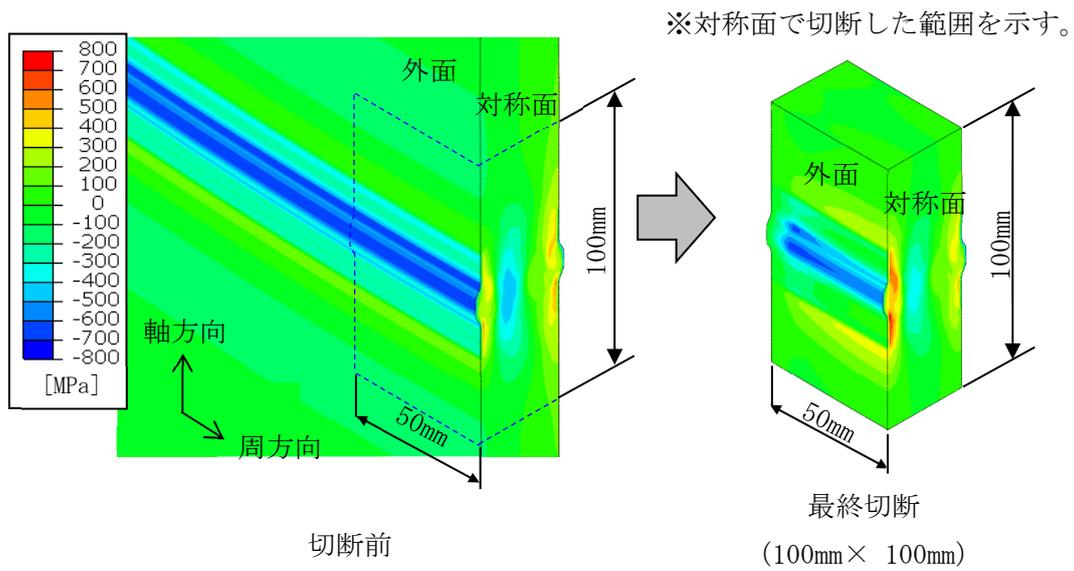
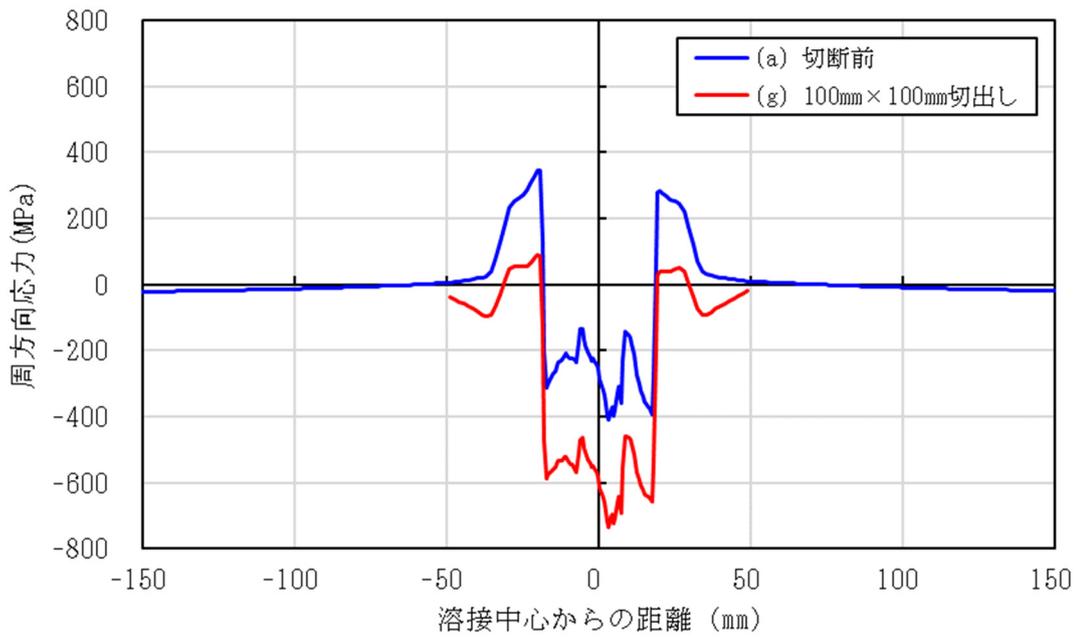
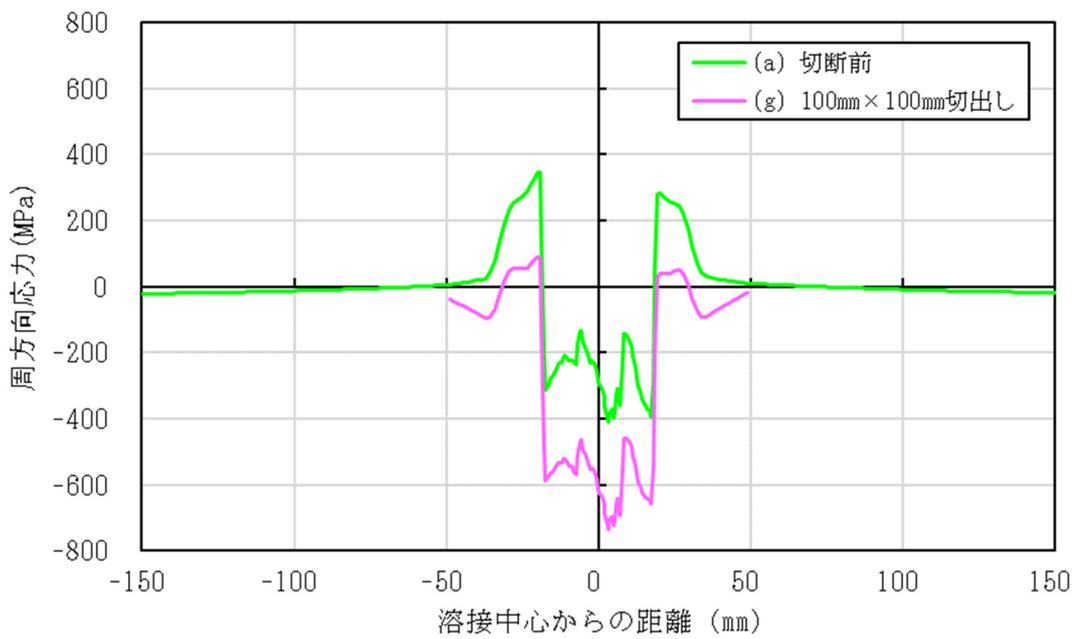


図 3.3.1.2(1)2)-2(4/4) 切断前と最終切断後の溶接及び SP による残留応力
(シュラウド外表面における軸方向応力)



(a) 解析ケース A



(b) 解析ケース B

図 3.3.1.2(1)2)-3 解析手法の影響確認
(シュラウド内表面における周方向応力、切断条件①)

(2) 試験的アプローチによる切断影響確認

本項では要素試験体を用いた試験的アプローチにより解析手法の妥当性を確認するとともに、実機構造模擬解析に資する試験データを取得することを目的とした試験要領の詳細を立案した。

1) 要素試験に用いる試験体の検討

要素試験に用いる試験体の製作時に考慮する実機模擬項目を表 3.3.1.2(2)-1 に示す。要素試験に用いる試験体は、国内 500MWe 級 BWR プラントのシュラウド中間胴 (H4 溶接部含む) を模擬し、板厚約 30mm のステンレス鋼板 (平板) を突合せ溶接した構造とする。この H4 溶接部を模擬した要素試験体は、実機に対する SCC 予防保全を目的としたピーニング施工と同様に、溶接止端部より溶接熱影響部を含む約 25mm の範囲に SP を施工する。

なお、今年度実施した影響確認において、曲げ加工による残留応力は切断の影響を受けないことを確認したため、試験体製作において、シュラウド製造過程における曲げ加工は模擬しないこととする。

また、実機シュラウドにおける溶接及び SP は、大径の円筒構造物であるシュラウドの自己拘束条件下において施工されているため、本試験体の製作では、実機シュラウドの自己拘束を模擬するような拘束治具が必要となる。本拘束治具の形状及び寸法等の詳細については、事前に解析を実施し、その結果を基に具体的な仕様などを検討する。

次に、要素試験体の寸法は、以下の 3 点を考慮して、図 3.3.1.2(2)-1 に示すとおり 500~600mm (X 方向) ×300mm (Y 方向) ×約 30mm (板厚) とした。

- SP 施工設備及び残留応力測定装置の制約の考慮
- 残留応力に対する切断影響として約 30~50%の周方向応力の変化の確認が可能な寸法 (本年度の解析モデルによる影響確認結果より計画寸法で確認できると判断)
- 試験体の実機材料模擬を念頭としたステンレス鋼板 (平板) の調達性
(合理的な調達費用と事業計画を遂行するにあたり適切な調達期間)

2) 要素試験における実験結果と模擬解析結果との比較による解析的アプローチの妥当性検証

解析的アプローチで適用する解析モデルによる重畳応力場の再現等の妥当性を確認するため、要素試験体より得られる試験結果と、同条件を模擬した模擬解析結果との比較検証が必要である。なお、要素試験体は溶接施工及びSP施工を行った段階で残留応力を測定し、その結果を模擬解析結果に反映、切断後の残留応力測定結果と、模擬解析結果を比較する。

要素試験体の表層部残留応力の測定方法としては、極表層部の板厚方向分布の測定が可能なX線回折法を適用するが、必要に応じて、ひずみゲージ切断解放法を組み合わせる。

表 3.3.1.2(2)-1 要素試験体の模擬項目

対象プラント	500MWe 級プラント		
対象機器	炉心シュラウド中間胴 (H4 溶接部を含む)		
要素試験体における 模擬項目	施工条件	反映要否及び仕様	備考
	曲げ加工	模擬不要	曲げ加工による残留応力は切断の影響を受けないことが解析から得られている
	溶接	同型プラントの実機施工条件模擬 ・開先形状：両側開先 (表面における溶接幅：約 16mm) ・溶接パス数：片側 20 パス 全 40 パス ・入熱条件：同型プラントにおける実績より設定	大径の円筒構造物であるシュラウドの自己拘束条件を模擬するよう拘束治具を設けて実施
	SP 施工	溶接止端部より約 25mm の範囲	

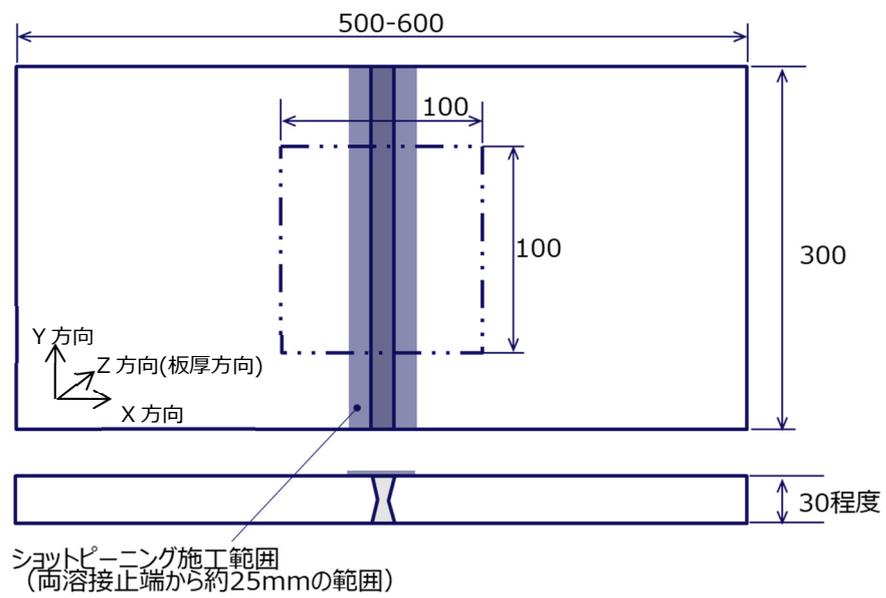


図 3.3.1.2(2)-1 要素試験体寸法案

3.3.2 現地気中環境における残留応力測定工法の成立性検討

3.3.2.1 既存の施工システムの調査

PWR 蒸気発生器管台の予防保全として実施した出入口管台セーフエンド溶接部近傍の超音波ショットピーニング施工部位に対して、廃炉段階で表層部の応力測定を行う場合、アクセスは気中環境となる。

廃炉段階の進捗によるが、蒸気発生器や接続する一次冷却材管（MCP）が既設時のままで撤去開始になっていない（既設状態のまま）場合は、定期検査時の予防保全と同様に、蒸気発生器下部マンホールから水室内部に測定機材を搬入設置して応力測定部位にアクセスして測定する方法（案①）が工法として有力である。

蒸気発生器管や接続系統配管の廃棄撤去等が開始されている場合は、出入口管台セーフエンド溶接部近傍から十分離れた位置（配管切断がピーニング施工部位の残留応力に影響を与えない距離）で MCP を切断し、応力測定部位にアクセスする方法（案②）が考えられる。

案①と案②の施工システムの構成は案①の方が水室内からのアクセスであることから複雑であり検討課題が案②よりも多いこと、案①の方が実施時期の制約が低いこと等を踏まえ、現地気中環境における残留応力測定工法の成立性検討は案①にて検討することとした。なお、案①は廃炉時に除染を実施しているものの、一次冷却材が通水していた下部水室での作業となり、高い放射線環境であり、作業員が長時間立ち入って直接測定することが困難である。そのため、遠隔にて当該部までアクセス可能な既存設備について調査した。

(1) 超音波ショットピーニング設備

超音波ショットピーニング設備は、蒸気発生器出入口管台セーフエンド溶接部表面近傍に各種ツール（装置）を案内するための装置である。装置概念図を図 3.3.2.1(1)-1 に示す。旋回及び前後スライドの 2 軸構成のベース（旋回支柱（①）・スライドテーブル（②））に 7 軸のマニピュレータ（③）及び先端ツール（④）で構成され、大きく分けて 3 部構成となっている。水室内にはそれぞれ順番に搬入して組み立てる構造となっている。

① 旋回支柱：

搭載するマニピュレータ部の向きや高さを変える機能を有した支柱

② スライドテーブル：

搭載したマニピュレータ部をスライドさせ、施工設備の回転半径方向の

位置を前後させる機能を有するテーブル

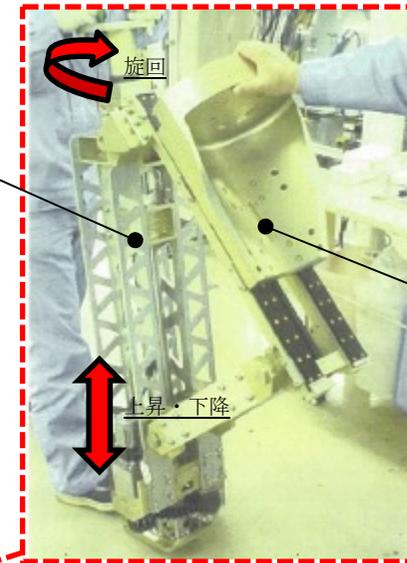
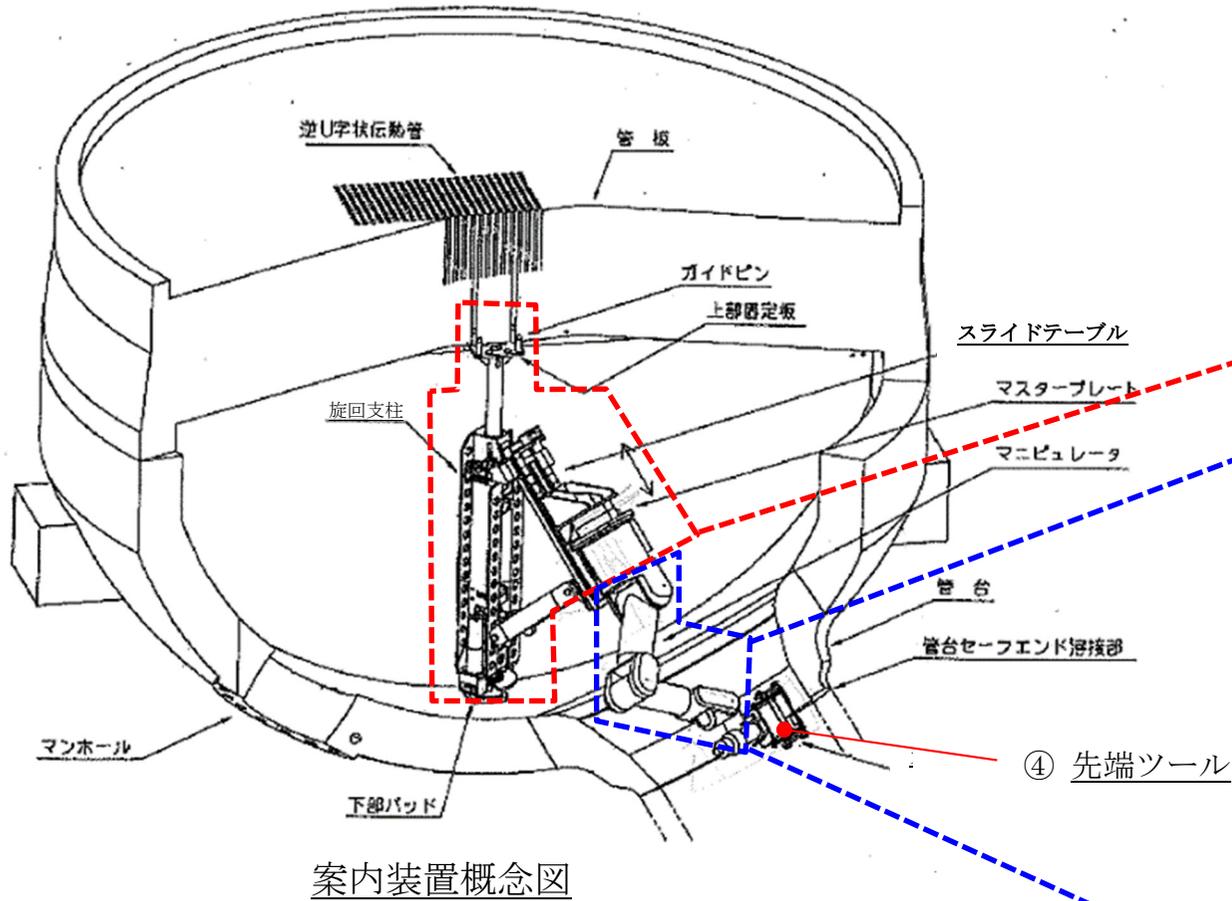
③ マニピュレータ：

施工する先端ツール（超音波ショットピーニング施工ヘッド等）を施工対象部位の出入口管台内面に自在に案内する機構を搭載したマニピュレータアーム

④ 先端ツール：

先端ツールはマニピュレータ先端に接続され、超音波ショットピーニング装置を搭載する。

図 3.3.2.1(1)-1 に示すように蒸気発生器水室内に施工設備を設置するためには、まず、旋回支柱部ユニット(①)と、スライドテーブル部ユニット(②)それぞれをマンホールより搬入し、水室内部にて2つを組み立てる。組み立て後は蒸気発生器外部よりマニピュレータ部(③)をマンホールから搬入し、スライドテーブル部に取り付けることで装置の組立据付が完了する。装置据付完了後は遠隔操作によりマニピュレータ先端部をマンホールより出して各種ツールを装着する。その後、水室内に引き込み旋回支柱を出入口管台方向へ回転させ、マニピュレータが各種先端ツールを案内させる構造である。旋回支柱及びスライドテーブルは、超音波ショットピーニングの施工反力確保を踏まえ設備剛性を向上させている。



① 旋回支柱

② スライド
テーブル

① 旋回支柱 ② スライドテーブル



③ マニピュレータ部

図 3.3.2.1(1)-1 超音波ショットピーニング設備概念図

(2) 蒸気発生器出入口管台内面供用期間中検査装置

供用期間中検査装置は、蒸気発生器水室内の上部に設置された蒸気発生器伝熱管が固定されている管板面に設置し、蒸気発生器管台内面の渦流探傷試験 ECT もしくは超音波探傷試験 UT を行う装置である。装置概念図を図 3.3.2.1(2)-1 に示す。装置はマニピュレータベース (①)、マニピュレータ (②) 及び先端ツール (③) で構成され、大きく分けて 2 部構成となっている。水室内にはそれぞれ順番に搬入して組み立てる構造となっており、超音波ショットピーニング設備に比べ、組み立てによる水室内作業が少ない特徴がある。

① マニピュレータベース：

管板面に固定するためのクランプ機構、管板面を歩行するための歩行機能及びマニピュレータの向きや高さを変える機能を有している。

② マニピュレータ：

施工する先端ツールを管台内面に自在に案内する機構を搭載したマニピュレータアーム

③ 先端ツール：

先端ツールはマニピュレータ先端に接続され、ECT や UT 等の各種検査装置を搭載する。

マニピュレータベースは管板面に固定するためのクランプ機構、管板面を歩行するための歩行機能及びマニピュレータを蒸気発生器マンホールと管台方向に向けるスイング機構を有している。

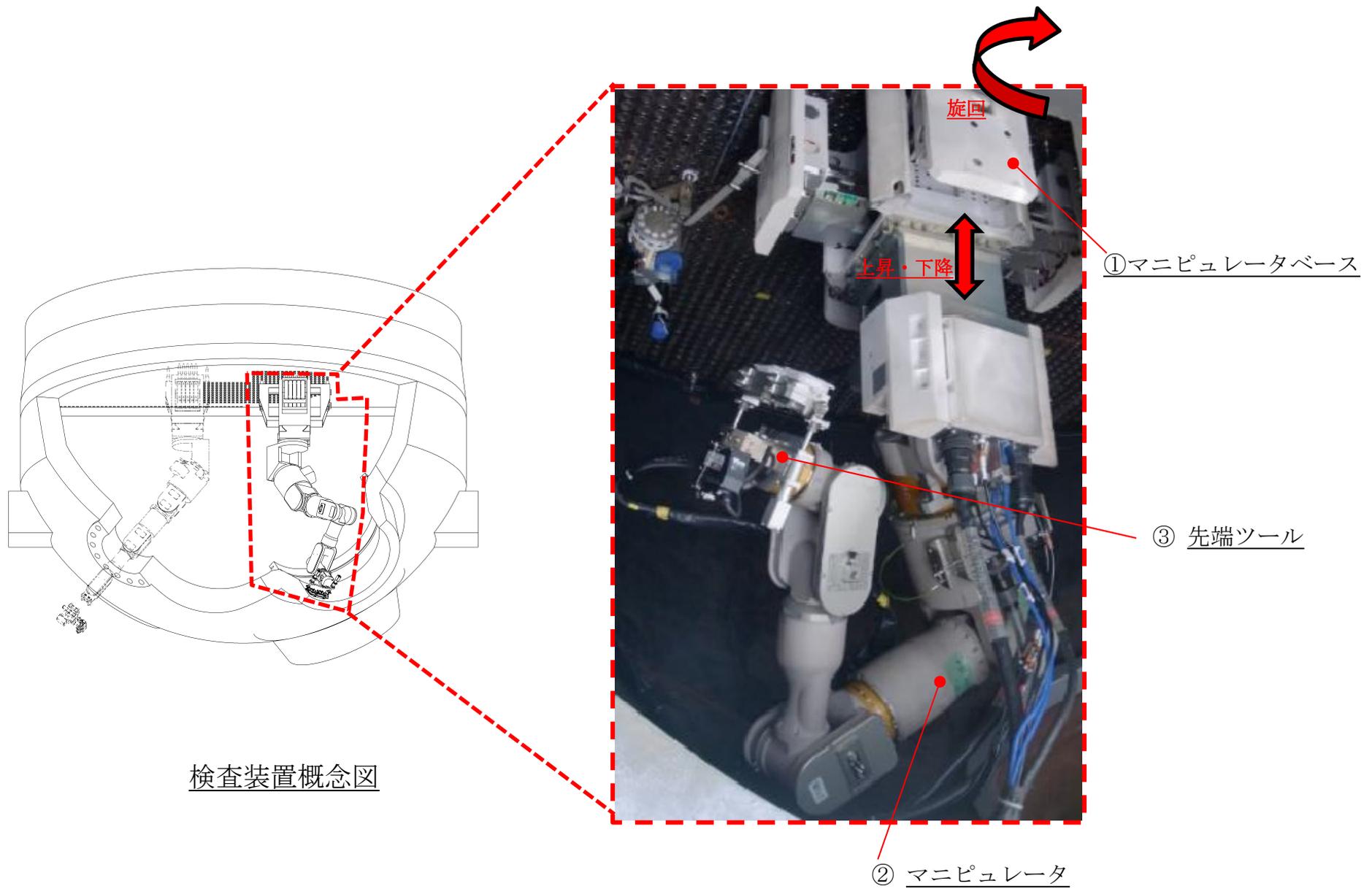


図 3.3.2.1(2)-1 蒸気発生器出入口管台内面供用期間中検査装置概念図

(3) 施工システムの選定

蒸気発生器出入口管台部へのアクセスは両方の設備で可能であり、施工上は作業性等への問題はないと考える。また、設備の構成及び配置についても類似しており、図 3.3.2.1(3)-1 及び図 3.3.2.1(3)-2 に示す通り作業計画上也配置レイアウトの成立性等には、問題はないと考える。

超音波ショットピーニング設備は、旋回支柱とスライドテーブルでピーニング施工時の反力を得る必要があり設備全体の剛性を高くしており、搬入設備・作業量が供用期間中検査装置に比べ多く、設備搬入作業に伴う従事者被ばくも大きくなると考えられる。

今回先端ツールに搭載する残留応力測定機材は、非接触型であり、管台からの反力も考慮する必要がなく、使用目的は供用期間中検査装置と類似している。

以上より、ピーニング施工部位の残留応力測定施工システムとして、蒸気発生器出入口管台内面供用期間中検査装置を選定し、装置の先端ツールに残留応力測定機材を搭載した場合の工法の成立性について検討することとした。

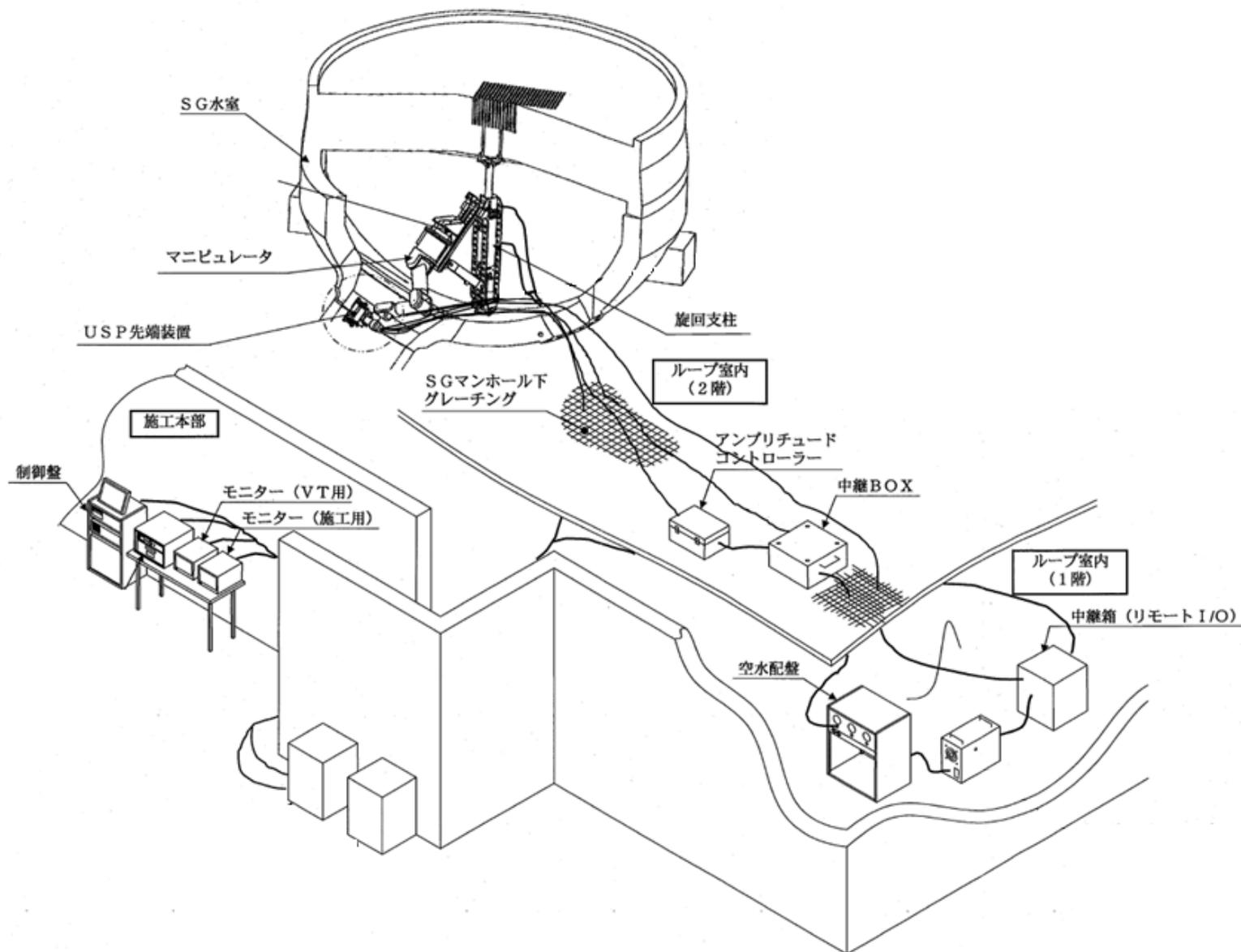


図 3.3.2.1(3)-1 超音波ショットピーニング設備 全体配置図

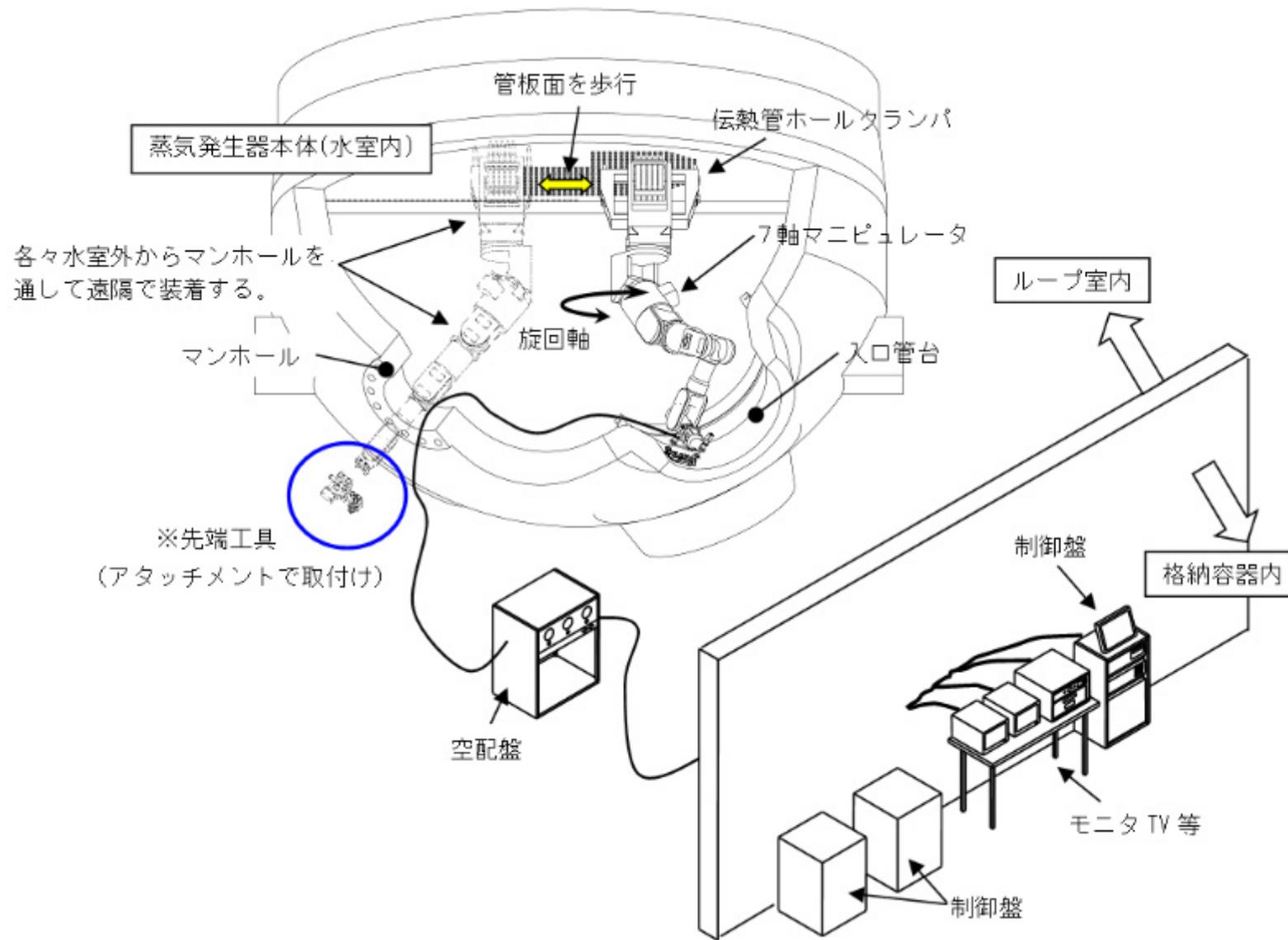


図 3.3.2.1(3)-2 蒸気発生器出入口管台内面供用期間中検査装置 全体配置図

3.3.2.2 残留応力機材搭載時の工法への影響

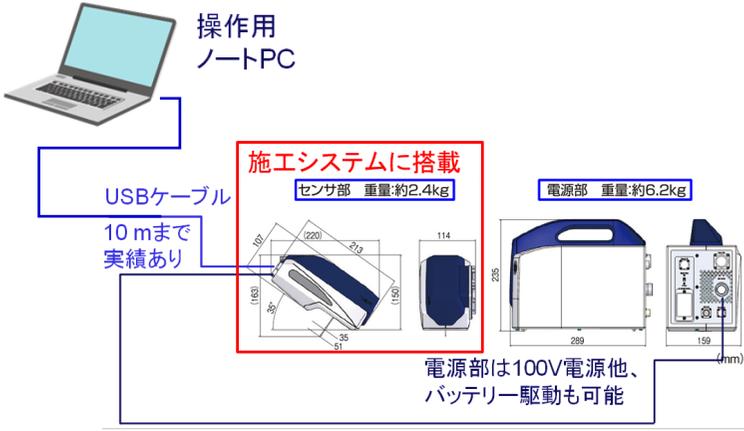
3.3.2.1 項で選定した施工システムである供用期間中検査装置の先端ツール部に残留応力測定機材を搭載した場合の工法の成立性を評価するため、搭載する残留応力測定機材を選定し、搬入性・機材の配置、また蒸気発生器管台へのアクセス性について検討した。

(1) 搭載する残留応力測定機材の候補

搭載する残留応力側機材は汎用品としてカタログ注文が可能な機材とし、搭載する重量が施工システム側の制限である重量 **25kg** 以下で比較的コンパクトなものとし、使用可能な温度や湿度範囲を踏まえて、以下に示す **2** 候補を選定した。以下の機種は、いずれもピーニング施工部に対する応力測定に関しては実績のある装置である。

- 候補機材1:
ポータブル型 X 線残留応力測定装置 μ -X360S(パルステック工業㈱)
 - 候補機材2:
可搬型X線応力測定装置 SmartSite RS(株式会社リガク)
- それぞれの機材の仕様を比較して表 3.3.2.2(1)-1 に示す。

表 3.3.2.2(1)-1 搭載する残留応力測定機材の候補

測定機材 (メーカー及び品名)	候補1:ポータブル型 X 線残留応力測定装置 μ -X360S	候補2:可搬型X線応力測定装置 SmartSite RS
特徴	<ul style="list-style-type: none"> ● 世界で初めて $\cos \alpha$ 法の製品化 ● 公益社団法人日本材料学会の「$\cos \alpha$ 法による X 線応力測定法標準」に対応 ● 検出器はイメージングプレートを採用し、自動消去機能有り。 ● 小型・軽量・高速・高精度・低価格を実現 	<ul style="list-style-type: none"> ● 半導体 2 次元検出器を用いた高速残留応力測定装置 ● 単一入射による半導体 2 次元検出器を用いた高速残留応力測定を実現(2D-XRD 法)。X線に対する保安回路内蔵 ● 小型・軽量(3kg)のコンパクトデザイン。
装置構成概要	 <p>操作用ノートPC</p> <p>USBケーブル 10 m まで実績あり</p> <p>施工システムに搭載</p> <p>センサ部 重量:約2.4kg</p> <p>電源部 重量:約6.2kg</p> <p>電源部は100V電源他、バッテリー駆動も可能</p>	 <p>電源ユニット</p> <p>操作PC (有線接続可)</p> <p>測定ヘッドユニット</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 測定ヘッドユニットを施工システムに搭載 (同左)
概略仕様	<ul style="list-style-type: none"> ● センサ部(搭載部) 重量 約 2.4kg 寸法 約 220mm 長さ×約 115mm 幅×約 110mm 高さ 使用環境 動作温度:5~40°C 動作湿度:20~90% 但し、結露しないこと ● 電源ユニット 20kg 本体・電源間高圧ケーブル長 5 m(固定) 	<ul style="list-style-type: none"> ● 測定ヘッドユニット部(搭載部) 重量 約 3kg 寸法 約 250mm 長さ×約 115mm 幅×約 110mm 高さ 使用環境 動作温度:-10~50°C (変動幅±4°C) 動作湿度:1~70% ● 電源ユニット 6.2kg 本体・電源間高圧ケーブル最長 3 m(固定)
製品情報	<p>パルステック工業(株) https://www.pulstec.co.jp/product/x-ray/</p>	<p>株式会社リガク https://japan.rigaku.com/ja/products/stress/smartsite-rs</p>

(2) 残留応力測定機材搭載時の搬入性及び機材配置

供用期間中検査装置に残留応力測定機材を搭載した場合の工法及び作業影響について検討した。

① 工法・作業性

供用期間中検査装置等の既存機材の蒸気発生器水室内への搬入は実績もあり、残留応力測定機材搭載時を想定しても工法・作業性に影響ないと考える。

② 関連機材・設備の配置

関連機材・設備は蒸気発生器が設置されているループ室内外に配置することとなる。残留応力測定機材を搭載した場合に想定されるループ室内機材配置の例を図 3.3.2.2(2)-1 に示した。機材が若干増加するものの全体の機材配置や作業員配置に影響ないと考える。

③ 関連機材・設備のシステム構成

関連機材・設備のシステム構成するための確認事項としてケーブル関係の長さが課題として挙げられた。

■ 今後の確認項目 1：電源ケーブルの延長可否

候補としている残留応力測定機材側の電源ケーブルが長さは 3m（候補 1）又は 5m（候補 2）である。これに対し、残留応力測定機材を蒸気発生器出入口管台内面の応力測定部に、アクセス機材へ搭載して位置決めするためには、図 3.3.2.2(2)-2 に示すように約 10m 以上の長さが必要である。対策は、電源ケーブルの延長となるが、必要電圧の低下やノイズの影響等が考えられ今後確認が必要である。

■ 今後の確認項目 2：電源の放射線環境場の使用可否

なお、確認項目 1 の電源ケーブルの延長が不可の場合は、電源部を水室内部に配置する必要がある、放射線環境場の影響等を確認する必要がある。

■ 今後の確認項目 3：制御系 USB ケーブルの延長可否

制御に使用する USB ケーブルは 10m の実績（候補 1）があるが、蒸気発生器から本部位置までを考慮すると約 30~40m のケーブルが必要となる。USB ケーブルは一般汎用品で最大 50mm まで延長可能であるが、放射線環境下ではノイズの影響等が考えられ今後確認が必要

である。

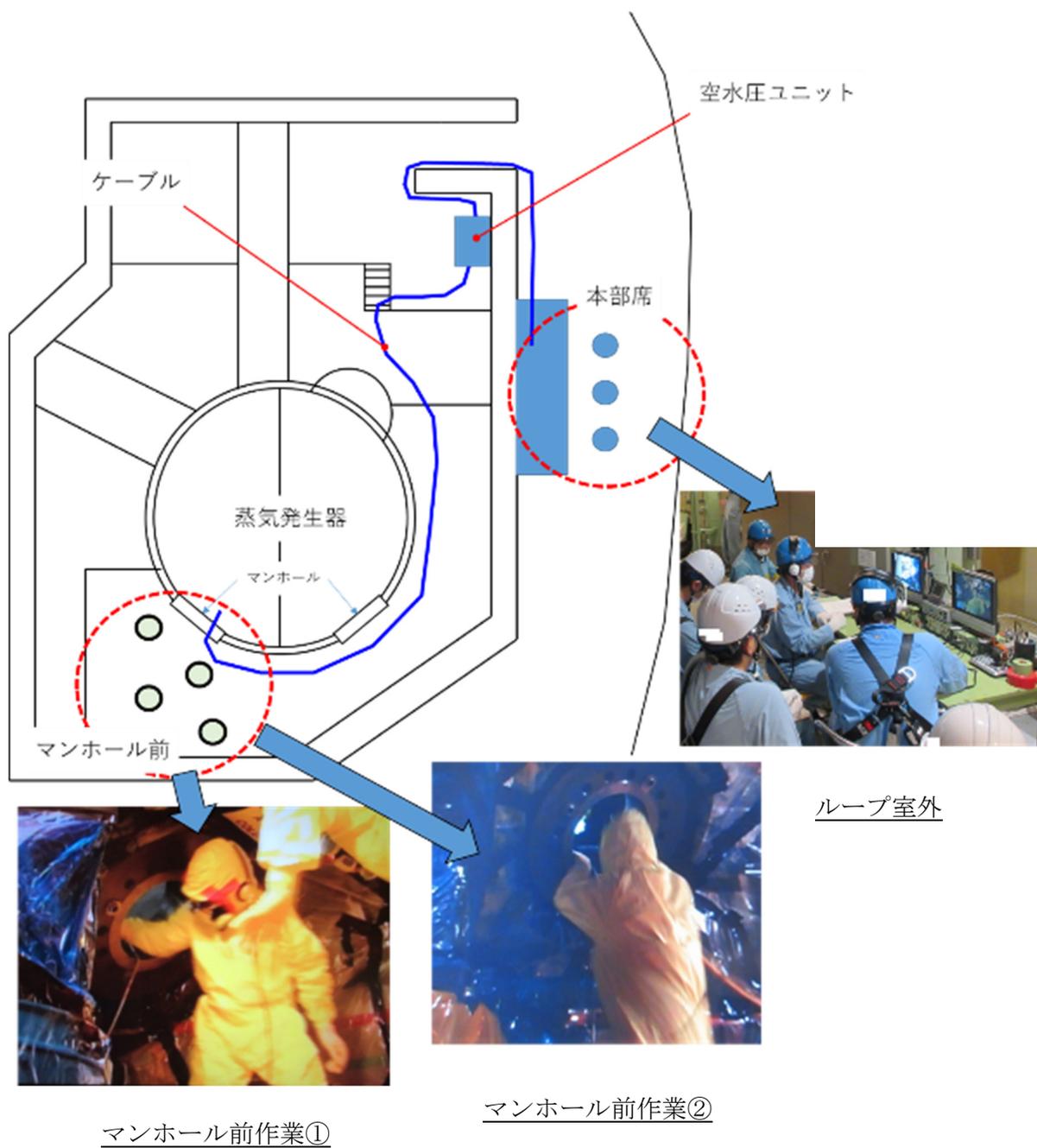


図 3.3.2.2(2)-1 ループ室内機材配置 (例)

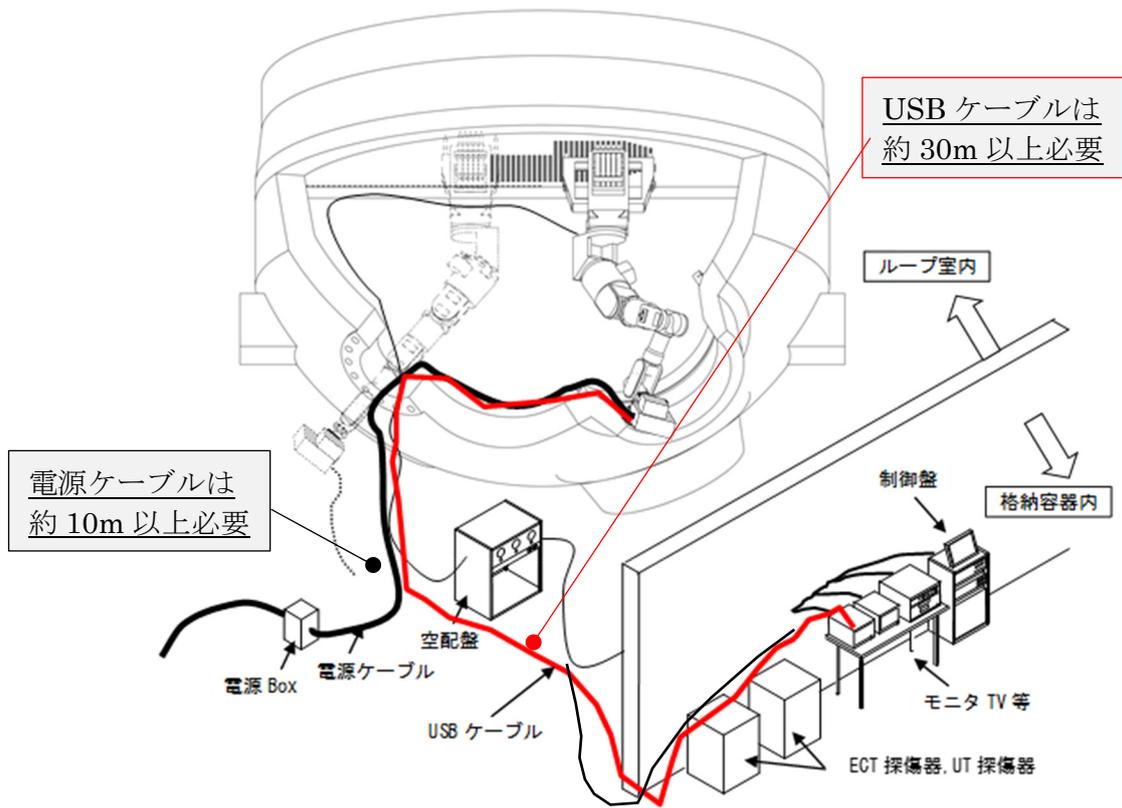


図 3.3.2.2(2)-2 残留応力測定機材の配置

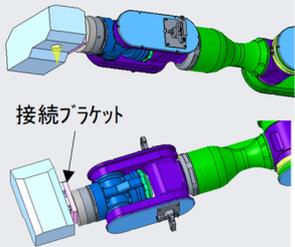
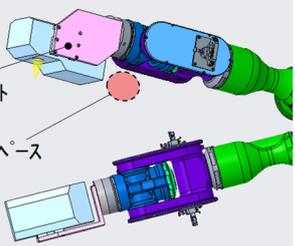
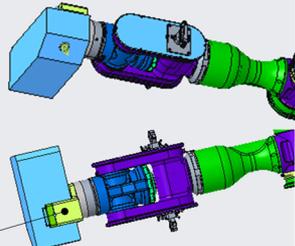
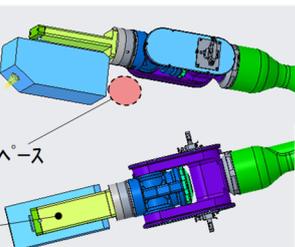
(3) 施工システムへの残留応力測定機材搭載検討

施工システム（蒸気発生器出入口管台内面供用期間中検査装置）のマニピュレータ先端に表 3.3.2.2(1)-1 で示した残留応力測定機材 2 種を搭載した際の成立性を検討した。検討フローを図 3.3.2.2(3)-1 に示す。残留応力測定機材の搭載構造を検討し、「マンホール搬入」から「SG 管台溶接部測定」のフローにおいてマニピュレータの許容姿勢で作業ができることをシミュレータで確認すると共に、蒸気発生器管台へのアクセス成立性（SG との干渉がないこと）を 3D-CAD にて確認を実施した。

2 種類の残留応力測定機材に対し、マニピュレータ先端への搭載構造として取付方向を各 2 パターン検討し、計 4 パターンの評価を実施した。検討結果のまとめを表 3.3.2.2(3)-1 に示す。図 3.3.2.2(3)-2 から図 3.3.2.2(3)-5 にそれぞれの評価結果を示す。「No.2」と「No.4」の搭載構造において、シミュレーションによるマニピュレータ姿勢評価及び 3D-CAD によるアクセス性評価にて成立を確認できた。なお、残留応力測定機材の 2 種類共に機材後方からケーブルが出ていることから、「No.2」と「No.4」のマニピュレータとの接続において干渉のないようにケーブル取出スペースを設けた。

次に SG 管台へのアクセス成立性を確認できた「No.2」と「No.4」に関して、検討範囲を広げ「マンホール搬入」から「SG 管台溶接部測定」までのマニピュレータの動作フローを検討した結果を図 3.3.2.2(3)-6 及び図 3.3.2.2(3)-7 に示す。いずれにおいても搬入～溶接部測定までの動作フローに干渉などの問題ないことを確認した。

表 3.3.2.2(3)-1 アクセス成立性評価結果まとめ

No.	残留応力測定機材	搭載構造	シミュレーションによるマニピュレータ姿勢評価	3D-CADによるアクセス性評価	総合評価
1	<p>μ-X360s_パルステック</p> 	 <p>接続フラケット</p>	○ マニピュレータの許容姿勢で作業が可能	× SGとの干渉が発生	×
2		 <p>接続フラケット ケーブル取出スペース</p>	○ マニピュレータの許容姿勢で作業が可能	○ SGとの干渉なくアクセス可能	○
3	<p>SmartSite RS_Rigaku</p> 	 <p>接続フラケット</p>	○ マニピュレータの許容姿勢で作業が可能	× SGとの干渉が発生	×
4		 <p>ケーブル取出スペース 接続フラケット</p>	○ マニピュレータの許容姿勢で作業が可能	○ SGとの干渉なくアクセス可能	○

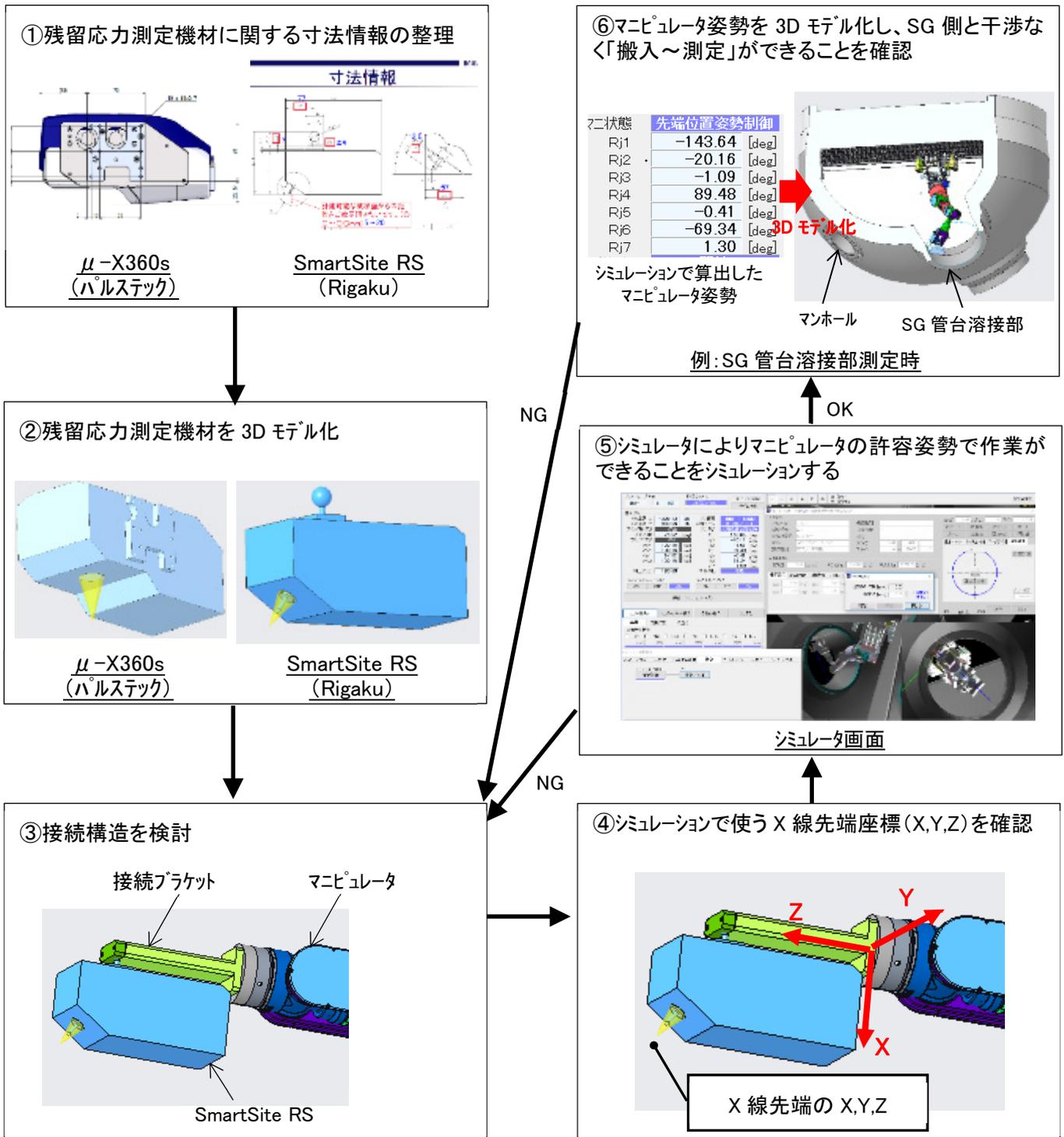
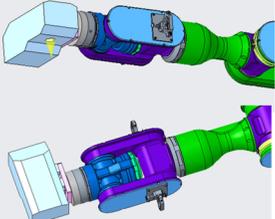
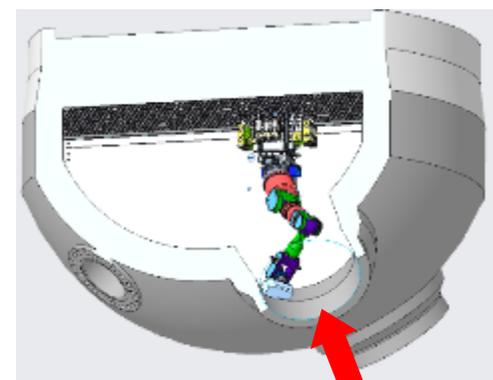


図 3.3.2.2(3)-1 アクセス性検討フロー

No.1 の SG 溶接部検査時のアクセス性確認結果

No.	残留応力測定機材	搭載構造	シミュレーションによるマニピュレータ姿勢評価	3D-CADによるアクセス性評価	総合評価
1	 μ-X360s_パルステック		<p>○ マニピュレータの許容姿勢で作業が可能</p>	<p>× SGとの干渉が発生</p>	<p>×</p>



視線方向

3.3.2.2(3)-4

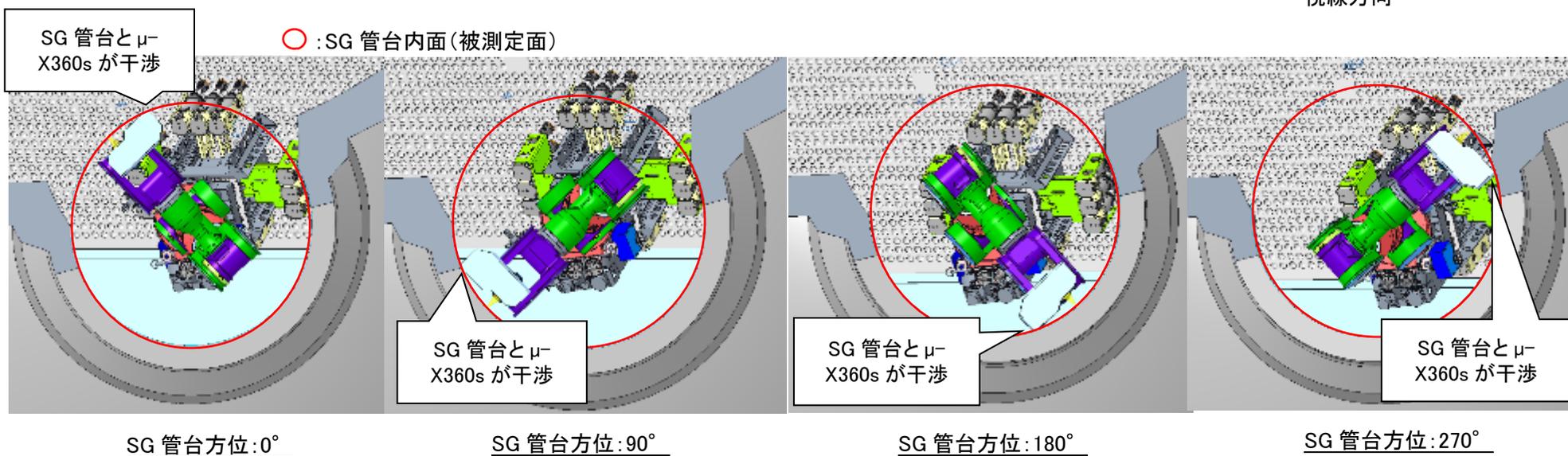
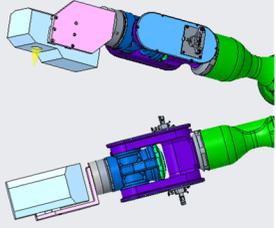
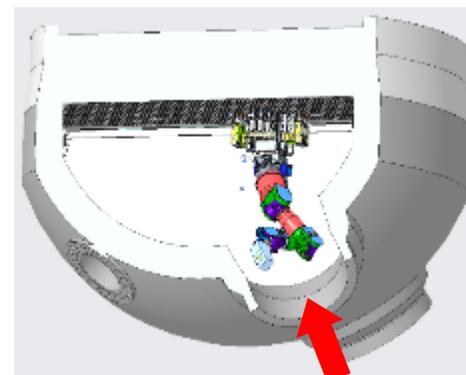


図 3.3.2.2(3)-2 No.1 の検討結果

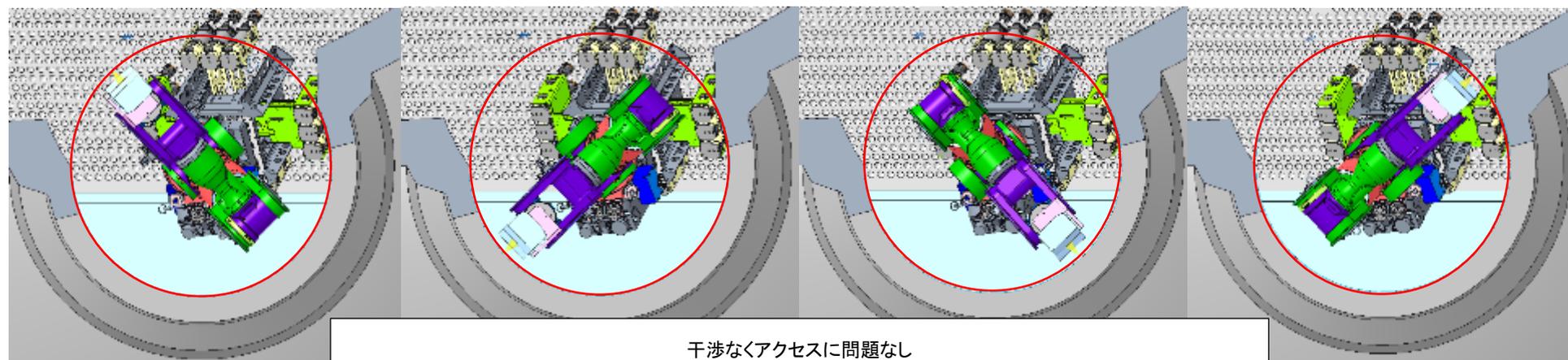
No.2 の SG 管台溶接部測定時のアクセス性確認結果

No.	残留応力測定機材	搭載構造	シミュレーションによるマニピュレータ姿勢評価	3D-CADによるアクセス性評価	総合評価
2			<p>○ マニピュレータの許容姿勢で作業が可能</p>	<p>○ SGとの干渉なくアクセス可能</p>	<p>○</p>



視線方向

○ : SG 管台内面 (被測定面)



SG 管台方位: 0°

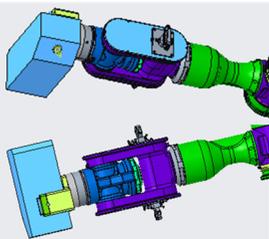
SG 管台方位: 90°

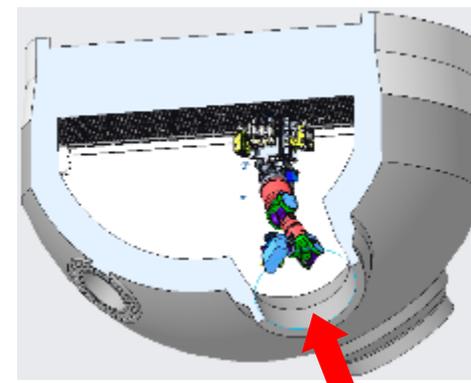
SG 管台方位: 180°

SG 管台方位: 270°

図 3.3.2.2(3)-3 No.2 の検討結果

No.3 の SG 溶接部検査時のアクセス性確認結果

No.	残留応力測定機材	搭載構造	シミュレーションによるマニピュレータ姿勢評価	3D-CADによるアクセス性評価	総合評価
3	SmartSite RS_Rigaku 		○ マニピュレータの許容姿勢で作業が可能	× SGとの干渉が発生	×



視線方向

3.3.2.2(3)-6

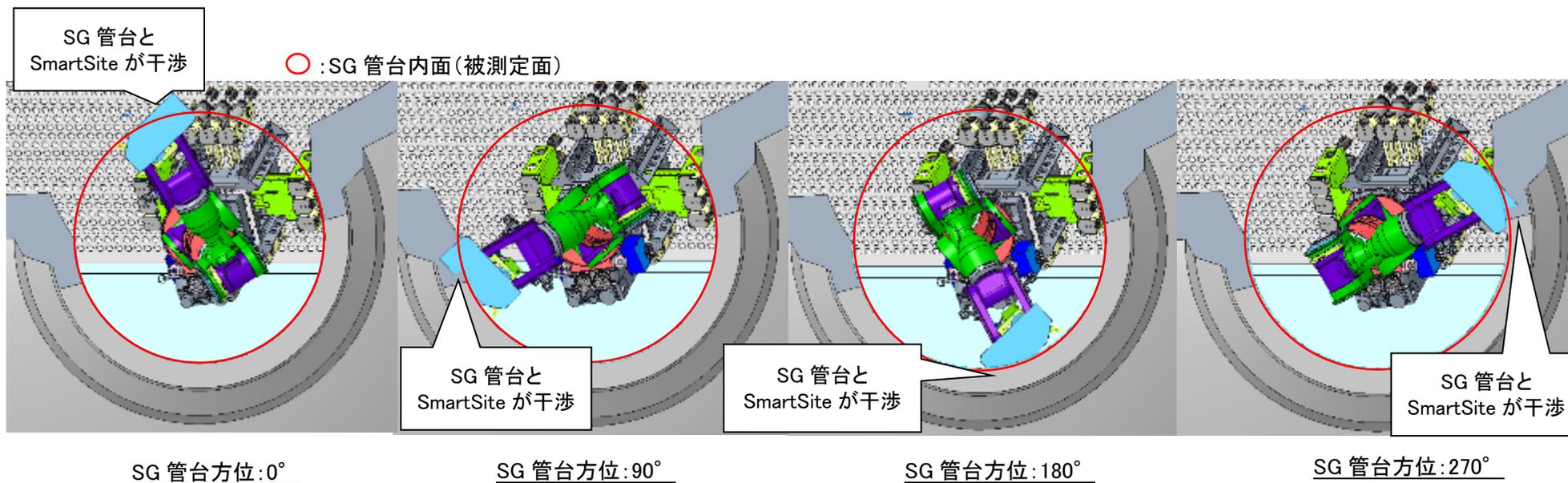
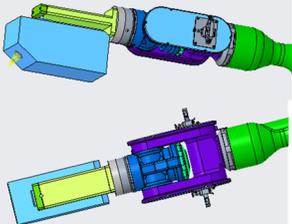
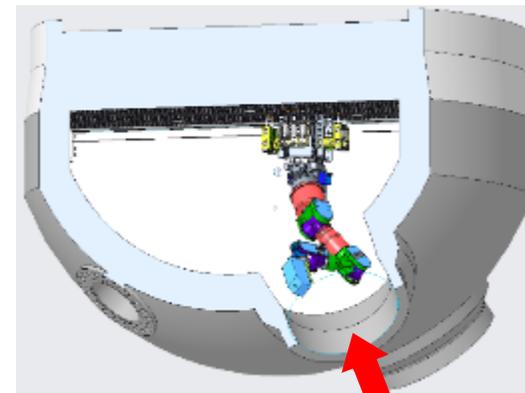


図 3.3.2.2(3)-4 No.3 の検討結果

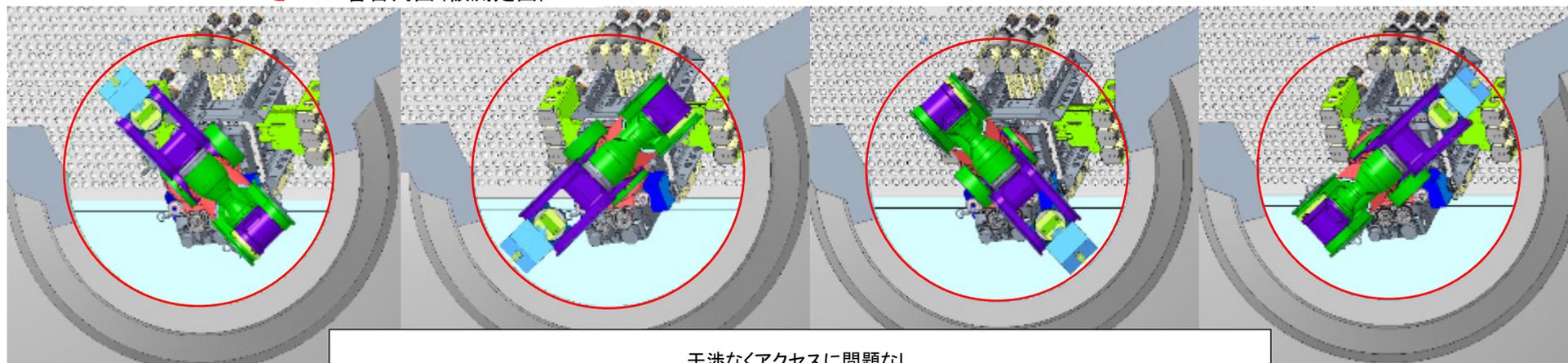
No.4 の SG 管台溶接部測定時のアクセス性確認結果

No.	残留応力測定機材	搭載構造	シミュレーションによるマニピュレータ姿勢評価	3D-CADによるアクセス性評価	総合評価
4	SmartSite RS_Rigaku 		○ マニピュレータの許容姿勢で作業が可能	○ SGとの干渉なくアクセス可能	○



視線方向

○ : SG 管台内面(被測定面)



干渉なくアクセスに問題なし

SG 管台方位:0°

SG 管台方位:90°

SG 管台方位:180°

SG 管台方位:270°

図 3.3.2.2(3)-5 No.4 の検討結果

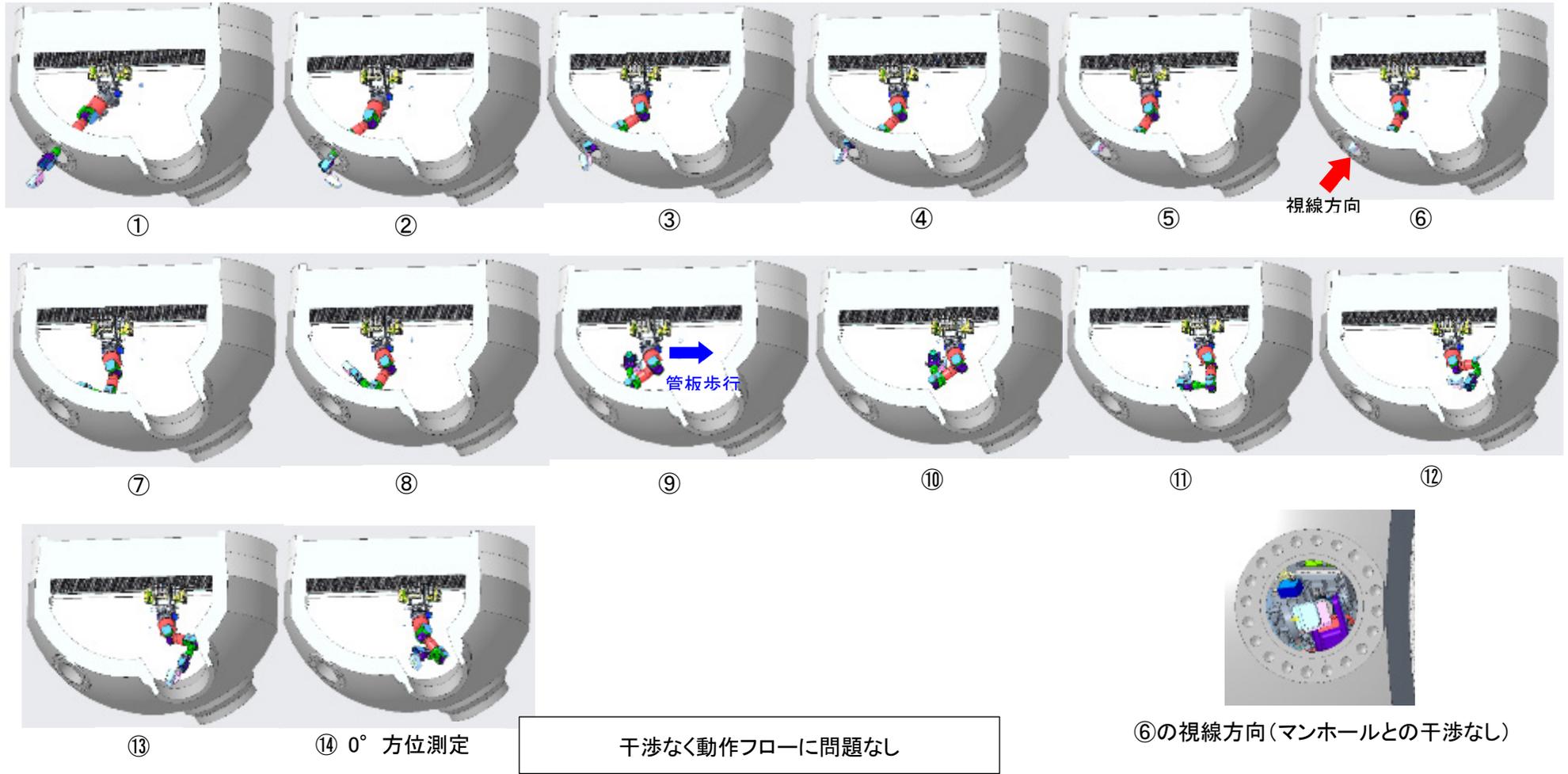


図 3.3.2.2(3)-6 搬入～溶接部測定までの動作フロー (No. 2 の検討結果)

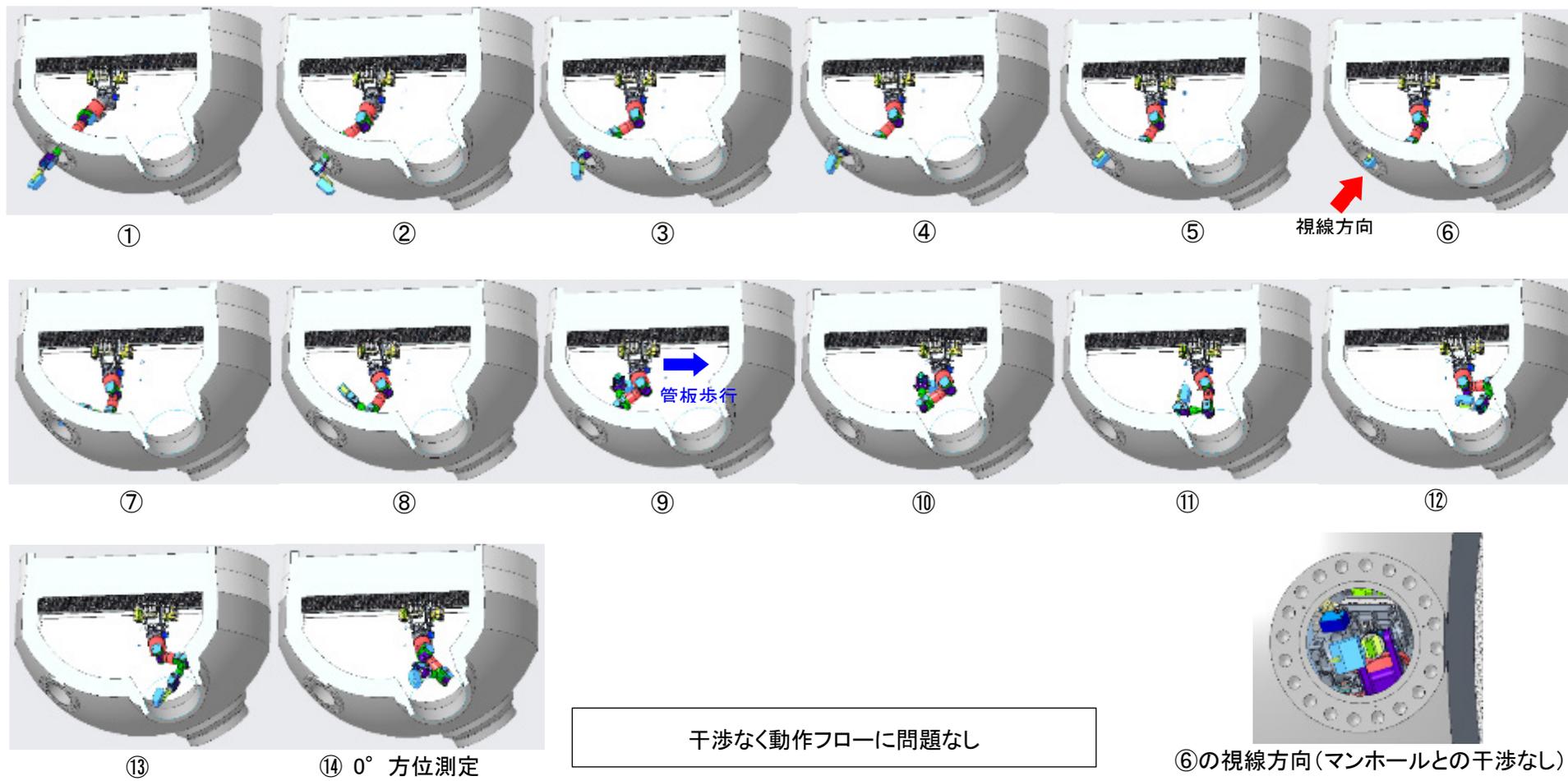


図 3.3.2.2(3)-7 搬入～溶接部測定までの動作フロー (No.4の検討結果)

3.3.2.3 蒸気発生器内の環境に関する調査

残留応力測定機材の施工部位環境に対する耐放射線性、耐水性に関する検討のため、超音波ショットピーニング施工部位の放射線量環境、温度・湿度等の環境に関する調査を実施した。

(1) 蒸気発生器内系統除染後の環境線量

蒸気発生器作業場所及び水室内の系統除染後の環境線量率については、文献^[3.3.2.3(1)-1]に関西電力美浜1号機及び2号機の系統除染前後の環境線量率の参考値が報告されており、概要を表3.3.2.3(1)-1にまとめた。

残留応力測定部位は、蒸気発生器下部水室内の一次冷却材系統出入口管台セーフエンド溶接部近傍であり、一次冷却材系統配管であることから、表3.3.2.3(1)-1より0.015~0.025mSv/hとの測定参考値があるが、測定箇所具体的な場所は明確に示されていない。ここで、下部水室の上部には蒸気発生器伝熱管が多数位置していることを踏まえると、蒸気発生器伝熱管の0.36~0.43mSv/h相当の環境線量率となる可能性も否定できない。国際放射線防護委員会(ICRP)の2007年勧告では、放射線作業を行う職業人の実効線量限度は5年間で100mSv、特定の1年間に50mSvと定められている。5年間の線量限度100mSvを1年当たりとした数値は20mSvとなるが、上記蒸気発生器伝熱管における線量下での作業を想定した場合、合計25h程度の作業で1年当たりの線量限度に達することになるため、現場での作業時間が制限されることとなる。

測定機器側への放射線環境の影響については、一般的に市販の応力測定用機材はこのような制限のある放射線環境場での使用を想定していないことが挙げられる。また、候補機器1の検出器に採用されているイメージングプレート(IP)は通常のX線フィルムと比較して1000倍にも及ぶ放射線感度を持ち、測定に使用するX線のみならず、γ線、β線、α線、中性子等のあらゆる放射線を測定可能であるが、換言すれば、その高い感度故に、測定に用いるX線以外の放射線が存在する環境の影響が無視できないと考えられる。候補装置はいずれも水室内に設置した供用期間中検査設備のマニピュレータ先端ツール部に取りつけられ、放射線環境での一定期間設置のまま(準備や測定していない間の待機)となるとともに、測定も同環境が前提となる。したがって、放射線環下の使用によりIP製の検出器を用いた測定で適切な値が得られるかどうかについては明らかでなく、

必要に応じてその遮蔽方法等の調査・検討の必要がある。

表 3.3.2.3(1)-1 美浜発電所 1/2 号機 系統除染工事の除染効果^{[3.3.2.3(1)-1]より引用し作表}

部位	美浜 1 号機 代表部位の線量率（参考 値） [mSv/h]		美浜 2 号機 代表部位の線量率（参考 値） [mSv/h]	
	除染前	除染後	除染前	除染後
	蒸気発生器伝熱管	36	0.43	20
蒸気発生器胴部*	0.21	0.001	0.11	<0.001
一次冷却材系統配管他	1.7	0.025	0.7	0.015

*：蒸気発生器胴部自体は除染していないが、蒸気発生器伝熱管の除染により胴部の線量率も低下

(2) 作業周辺の温度・湿度

作業場所の温度・湿度は、プラント運転状況（廃止措置の場合、格納容器内空調の稼働有無等）及び実施時期により変化する。実測データなどの公開情報はないが、施工システム設計時の環境条件を参考にすると蒸気発生器水室内及びその他作業場所の想定温度・湿度は以下の通りであり、廃止措置後のプラント環境を鑑みる（熱源がない状態）と想定温度についても十分低くなっているものと考えられる。以上より、残留応力測定機材の仕様範囲内であることを確認した。

- 装置設計時の想定温度：50℃以下
- 装置設計時の想定湿度：MAX85%（結露無き事）

<参考文献>

[3.3.2.3(1)-1] 谷内ら，“原子力施設の合理的な廃止措置へ向けた取組み”，三菱重工技報，Vol.57 No.4，2020.

(<https://www.mhi.co.jp/technology/review/pdf/574/574200.pdf>)

(閲覧日 2023.2.13)

3.3.2.4 工法の成立性検討のまとめ

PWR 蒸気発生器管台へのショットピーニング等の施工システムや、既存のシステムを対象として、気中環境における残留応力測定方法及びその適用性について調査を実施した。

その結果、既存装置の候補として、蒸気発生器入口管台の超音波ショットピーニングの施工システム設備と、供用期間中検査装置が候補となり、残留応力測定機材の搭載を想定し、工法の成立性を検討した。その結果、

- 残留応力測定機材を適用しても、機材搬入・配置・装置取付・水室内での干渉等の工法及び作業性、機材施行姿勢やアクセス性に影響なく、既存の予防保全・検査装置との組み合わせによる応力測定工法の成立性を確認した。
- ◆ ただし、残留応力測定機材の電源ケーブル、並びに制御系 USB ケーブルが既製システムの構成では短く、現場適用において延長した場合には、必要電圧の低下やノイズの影響などが想定され、延長可否の検討が必要であることが分かった。
- 蒸気発生器の水室内環境のうち、温度と湿度については実測データがないものの、今回工法の成立性検討に資した蒸気発生器管台の予防保全・検査設備の設計時の想定環境を踏襲することで、残留応力測定機材の仕様範囲内であることを確認した。
- ◆ ただし、蒸気発生器の水室内環境のうち、放射線環境という観点では、実測データの文献値より水室上部の蒸気発生器伝熱管の除染後の環境線量として約 0.4mSv/h との参考測定結果があり、蒸気発生器管台の予防保全・検査設備は除染前の供用期間中に使用する設備として設計され問題はないが、搭載する残留応力測定機材は放射線環境場での使用を前提としていないことから、その影響確認が必要であることが分かった。

以上より、今後の課題として

【残留応力測定系の課題】

- ✓ 電源ケーブル、並びに制御系 USB ケーブルの延長検討
- ✓ 応力測定系への放射線環境の影響確認

が必要と判断し、今後の検討確認が必要な事項とした。

3.3.3 事業計画案の見直し

3.3.1 項並びに 3.3.2 項に示す成果を総合的に検討し、令和 5 年度以降の予防保全対策技術の保守性に係る研究の事業計画案（実施不可も含む）を見直した。事業計画の項目と見直し内容を比較して表 3.3.3-1 に示す。また、見直した事業計画を図 3.3.3-1 に示す。

(1) 切断・加工仕様策定のための試験計画の検討

本検討の計画は、表 3.3.3-1 に示すように令和 3 年度に【1】の「要素試験」と、【2】の「影響確認（複合的要因）」との位置づけを明確にし、要素試験を 3 ケース計画した。

令和 4 年度は、本年度の成果を踏まえ、以下の見直しを行った。

① 要素試験 2：ピーニング応力への除染影響（PWR 条件の試験計画の検討追加）

除染後測定表面性状が応力測定に与える影響やピーニング応力の緩和・喪失がないことの確認を目的として、廃炉が先行する BWR プラントの除染影響確認試験を計画し令和 5 年度より試験に着手するとともに、令和 6 年度完了を念頭に実験室系で可能なバッチ試験を選定した。PWR プラントについては、ピーニング（超音波ショットピーニング）気中環境施工部位に対する残留応力測定工法として、供用期間中検査装置に市販の残留応力測定機材を搭載しての残留応力測定工法の成立性が確認された。課題として応力測定系のケーブル延長可否の確認（必要電圧確保、ノイズの影響）や放射線環境の影響確認等の課題が挙げられ、後者の放射線の影響確認試験の詳細検討に着手することとした（(2)後述）が、その他に PWR 廃炉環境として特有な条件に廃炉時の除染があることから、PWR プラントにおける除染の影響確認試験の立案を実施することとした。

② 影響確認（複合的要因）の区分と名称変更

令和 3 年度に、【2】実機構造模擬試験の試験計画案の立案の区分として、【1】要素試験の結果を踏まて、要素を重ね合わせた応力場を模擬して切断の影響の確認試験を実施するプロセスを追加した。令和 4 年度は、溶接残留応力、製造時の製缶加工を踏まえた曲げによる残留応力、ピーニング施工を模擬した残留応力をそれぞれ解析モデルで模擬し、試験片採取を念頭に解析モデル上で切断してそれぞれの応力への影響の有無について

解析を実施した。これらの解析で切断の影響が顕著となった溶接残留応力と、影響を確認する対象のピーニング施工を模擬した応力（解析ではピーニング単独応力場に対する切断の影響無し）が重畳した応力場を、それぞれ個別の解析にて評価した応力場を重ね合わせる（解析モデル要素の応力値を加算）ことで模擬し切断に対する解析を実施した。その結果、今回実施した重ね合わせ応力場に対して、切断の影響が確認された。ただし、ピーニング応力場の解析モデルによる再現や、重畳応力の再現を解析モデル上でどのように重ね合わせることが妥当かという知見がないことから、令和5年度以降に平板溶接継手を製作し、溶接部近傍にピーニング施工した要素試験体を実際に切断するとともに、残留応力等を実測し解析に必要な境界条件を取得することとして計画を具体化した。このアプローチは令和3年度に区分した「実機構造模擬試験の立案及び試験の実施」ステップではなく、「影響確認試験計画の立案及び試験の実施」の区分として実施計画や成果を整理することが妥当と判断し、区分を見直して、項目を「要素試験体を用いた重ね合わせ応力に対する切断の影響確認（要素組み合わせ）」とした。なお、実施内容や方針等に変更は無い。

(2) 残留応力測定方法・設備等の課題解決方法の検討

本検討にあたり、(1)①に既述したが、PWRプラントの蒸気発生器で入口管台内面のピーニング（超音波ショットピーニング）施工部位（気中環境）に直接アクセスして残留応力を測定する工法として、供用期間中検査装置に市販の残留応力測定機材を搭載しての残留応力測定工法の成立性が確認された。課題として応力測定系のケーブル延長可否の確認や放射線環境の影響確認等の課題が挙げられ、後者の放射線の影響については文献値で0.4mSv/hとの情報があるが、実測値がなく、測定対象の位置する蒸気発生器下部水室にはバックグラウンドの高い蒸気発生器伝熱管が多数あることから、このシステムに搭載することを想定した応力測定機材の測定系構成部材を用いて「残留応力測定系の課題対応」として「ケーブルの延長検討」と「放射線環境の影響確認」が上げられ、実現性確認の観点から後者を優先して実施する事業計画に見直した。

表 3.3.3-1 「切断・加工仕様策定のための試験計画の検討」の事業計画の見直し

令和3年度 事業計画	令和4年度 事業計画	見直しの説明
<p>【1】実機構造模擬試験の立案及び試験の実施 (影響確認(要素試験))</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 要素試験1:ピーニング応力への切断影響 ピーニング施工部位の切断採取により応力の緩和・解放がないことの確認。 【試験的アプローチ:令和3年度完了】 ・ピーニング施工平板試験片による切断影響確認試験 【解析的アプローチ:令和4年度実施】 ・ピーニング応力模擬解析モデルの切断による感度解析 ● 要素試験2:ピーニング応力への除染影響 除染後測定表面性状が応力測定に与える影響やピーニング応力の緩和・喪失がないことの確認。 【BWR 廃炉時除染の影響確認試験】 ・令和3年度 基本計画策定 ・令和4年度 詳細仕様検討(試験方法選定:バッチ試験) ・令和5年度より試験着手 ● 要素試験3:残留応力に対する切断影響 構造部材内部の残留応力分布に対する切断影響の確認 【解析的アプローチ:令和4年度実施】 ・製造時曲げ加工後残留応力模擬解析モデルの切断による感度解析 ・溶接残留応力模擬解析モデルの切断による感度解析 <p>【2】実機構造模擬試験の試験計画案の立案 実機施工部位の自己拘束等も踏まえた実機構造模擬(モックアップ)試験の計画立案</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 影響確認(複合的要因) ● 要素試験の結果を踏まえ、要素を重ね合わせた応力場を模擬し切断の影響を確認検討するステップ。 ● 実機構造模擬試験(令和8年度以降) 実機予防保全施工部位の形状・寸法や切断による自己拘束力解放等の影響も想定したモックアップ試験 	<p>【1】実機構造模擬試験の立案及び試験の実施 (影響確認(要素試験))</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 要素試験1:ピーニング応力への切断影響 ピーニング施工部位の切断採取により応力の緩和・解放がないことの確認。 【試験的アプローチ:令和3年度完了】 ・ピーニング施工平板試験片による切断影響確認試験 【解析的アプローチ:令和4年度実施】 ・ピーニング応力模擬解析モデルの切断による感度解析 ● 要素試験2:ピーニング応力への除染影響 除染後測定表面性状が応力測定に与える影響やピーニング応力の緩和・喪失がないことの確認。 【BWR 廃炉時除染の影響確認試験】 ・令和3年度 基本計画策定 ・令和4年度 詳細仕様検討(試験方法選定:バッチ試験) ・令和5年度より試験着手～令和6年完了 【PWR 廃炉時除染の影響確認試験】 ・令和5年度 試験詳細仕様検討 ● 要素試験3:残留応力に対する切断影響 構造部材内部の残留応力分布に対する切断影響の確認 【解析的アプローチ:令和4年度実施】 ・製造時曲げ加工後残留応力模擬解析モデルの切断による感度解析 ・溶接残留応力模擬解析モデルの切断による感度解析 ● 要素試験体を用いた重ね合せ応力に対する切断影響確認(要素試験で考慮した応力の組み合わせ) 要素試験の結果を踏まえ、要素を重ね合わせた応力場を模擬して、切断の影響を確認検討するステップ。 【試験的アプローチ】平板継手試験製作にピーニング施工した供試体を切断し、ピーニング施工部位の残留応力測定実施 【解析的アプローチ】試験的アプローチを解析モデルで再現し解析モデル切断により感度解析を実施(影響を評価) <p>【2】実機構造模擬試験の試験計画案の立案 実機施工部位の自己拘束等も踏まえた実機構造模擬(モックアップ)試験の計画立案</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 実機構造模擬試験(令和8年度以降) 実機予防保全施工部位の形状・寸法や切断による自己拘束力解放等の影響も想定したモックアップ試験 	<p>実施期間の明確化 令和4年度成果を踏まえた実施項目の追加</p> <p>試験区分の見直し</p> <p>項目名称は変更したが実施方針や目的は変更なし</p> <p>実施内容の明確化</p>

3.3.3-3

備考: 試験的アプローチ(試験片等による実測によるデータ取得と評価の実施) 解析的アプローチ(解析モデル等による評価の実施)

令和4年度改定：実施計画案

(1) 切断・加工仕様策定のための試験計画の検討

【1】影響確認試験計画の立案及び試験の実施

残留応力分布に影響を与える要因として、

- ✓ **要素試験1：ピーニング応力への切断影響**
施工面の切断に伴う供試体寸法縮小による残留応力の緩和・解放がないことの確認
- ✓ **要素試験2：ピーニング応力への除染影響**
測定表面性状が応力測定に与える影響やピーニングの表面近傍応力の緩和・喪失がないことの確認
【令和5年度】BWR条件試験開始/PWR条件計画及び仕様検討

- ✓ **要素試験3：残留応力に対する切断影響**
機器製造来歴を踏まえた曲げ加工、溶接による構造部材内部の残留応力分布に対する切断影響の確認
【令和5年度】平板継手試験体による切断試験と解析的検討

R4 ✓ **要素試験体を用いた重ね合せ応力に対する切断の影響確認（要素組み合わせ）**

【2】実機構造模擬試験の試験計画案の立案

実機施工部位の自己拘束等も踏まえたモックアップ試験の試験計画案を立案

- ✓ 実機予防保全施工部位は薄肉円筒構造物、管台及び配管接続部等（実機構造部分模擬試験体等）
- ✓ 寸法の影響のみならず切断による自己拘束力解放の影響が想定

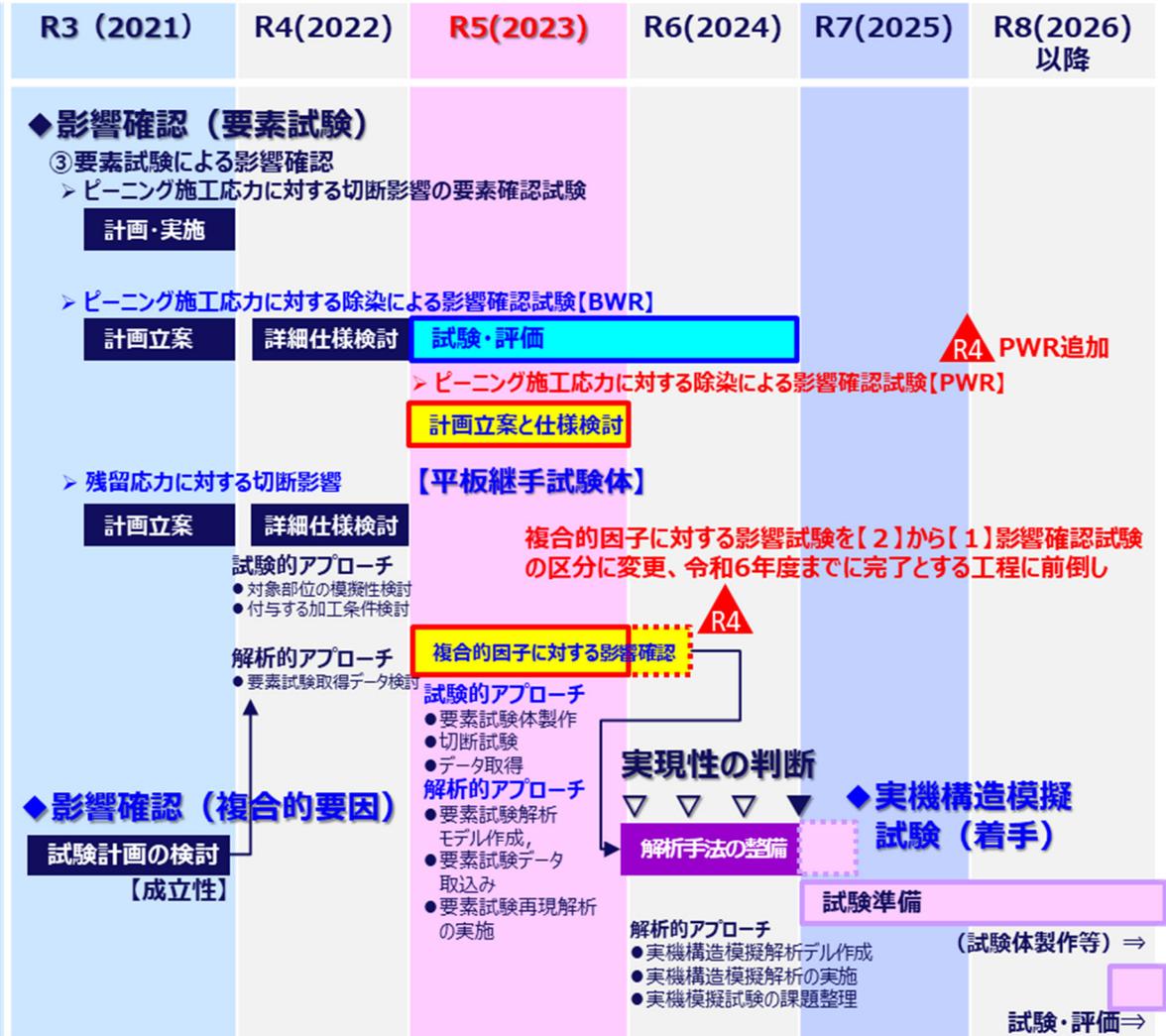


図 3.3.3-1(1/2) 予防保全対策技術の保守性に係る研究 令和5年度以降の事業計画案

令和4年度改定：実施計画案

(2) 残留応力測定方法・設備等の課題解決方法の検討

【1】影響確認試験計画の立案及び試験の実施

基本的な工法分類6種4工法と応力測定手法の技術課題に対する解決方法を検討し、具体的な課題を解決する研究計画案を検討

● 気中施工部位（PWR SG管台 USP施工部位 代表）

【令和4年度：SG管台内面ISI装置】

開発要素は含まれるが、基本技術は既存の組み合わせによる成立が見込まれ、引き続き作業性や放射線等の課題詳細調査とその解決方法を検討（継続）

● 水中環境施工部位（RPV管台・炉底部、炉内機器）

【令和3年度：検討を本事業ではHOLD】

遠隔操作システム等で測定となり、既存測定機材に対する技術開発要素（耐水性・耐放性、小型化、リモート化等）が多くハードルは高く、これらの課題と具体的な解決方針をまとめ、本研究では一時Hold。

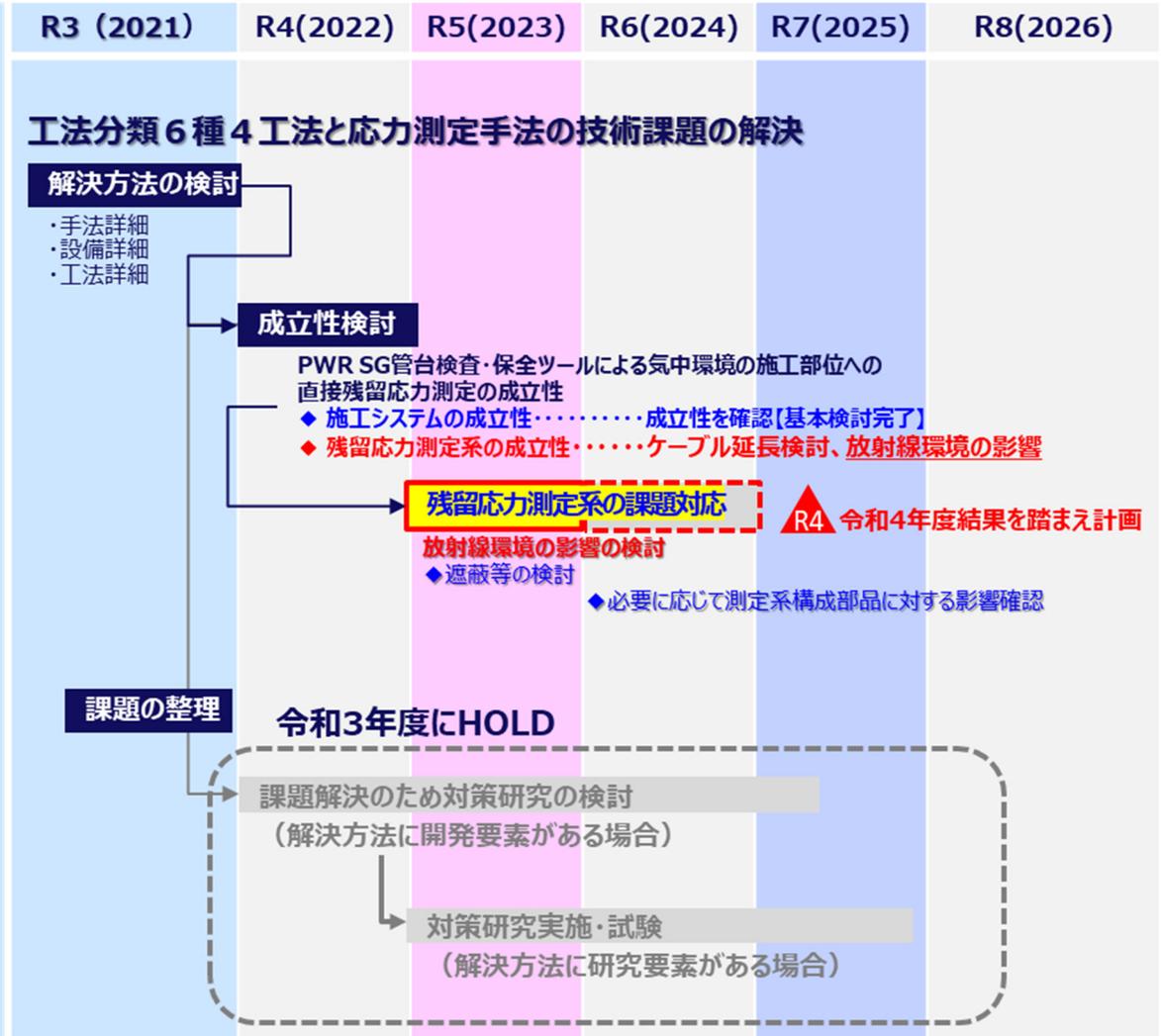


図 3.3.3-1(2/2) 予防保全対策技術の保守性に係る研究 令和5年度以降の事業計画案