令和5年度原子力規制庁委託成果報告書

原子力施設等防災対策等委託費 (実機材料等を活用した経年劣化評価・検証 (実機材料を活用した健全性評価に係る研究))

> 一般財団法人 電力中央研究所 令和6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. まえがき |
| 2. 実施計画 |
| 2.1 事業の目的 |
| 2.2 実施概要及び内容 |
| 2.2.1 実機材料を用いた実機材料を活用した安全研究マップの |
| 定期的な見直し |
| 2.2.2 靭性低下に係る研究 |
| (1) 試験体採取工法の工事基本実施計画(案)の策定2-2 |
| (2) 事業計画案の見直し ···································· |
| 2.2.3 予防保全対策技術の保守性に係る研究 |
| 試験仕様詳細の検討 |
| (2) 試験の実施 |
| (3) 事業計画案の見直し ···································· |
| 2.2.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究2-3 |
| 試験片の製作 |
| (2) 試験の実施 |
| (3) 事業計画案の見直し ···································· |
| 2.2.5 研究実施体制及び実施方法 |
| (実機材料を活用した安全研究検討委員会) |
| 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3.1-1 |
| 3.1.1 実機材料を用いた材料健全性研究に関する |
| 計画・実施状況の調査 |
| (1) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する国外の計画・ |
| 実施状況の調査 |
| (2) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する国内の計画・ |
| 実施状況の調査 |
| 3.1.2安全研究マップの見直し |
| 研究課題整理表の更新 ···································· |
| (2) 安全研究マップへの反映 |
| (3) 安全研究マップへの定期的な見直し |
| 3.2 靭性低下に係る研究 |
| 3.2.1 試験体採取工法の工事基本実施計画(案)の策定3.2.1-1 |

i

| 3.2.1. | 1 機器解体時の試験体採取工法の工事基本実施計画 | |
|---------|------------------------------|-----------------------|
| | (廃炉工事開始前の事前サンプリング工法) | 3.2.1.1(1)-1 |
| (1) | 試験体の仕様 | 3.2.1.1(1)-1 |
| (2) | 試験体採取方法 | 3.2.1.1(2)-1 |
| (3) | 実機工事に向けたロードマップの検討 | 3.2.1.1(3)-1 |
| 3.2.1. | 2 機器解体時の試験体採取工法の工事基本実施計画の策定 | |
| | (廃炉工事に同調したサンプリング) | 3.2.1.2(1)-1 |
| (1) | 国内の大型改造工事案件等で実施された試験体採取実施例 | を調査 |
| | | 3.2.1.2(1)-1 |
| (2) | 炉内機器解体時の試験体採取工法の工事基本実施計画の検 | 討 |
| | | ···3.2.1.2(2)-1 |
| 3.2.1. | 3 放射能測定による試験体照射量評価手法の検証 | 3.2.1.3(1)-1 |
| (1) | 監視試験材を使った照射量評価・・・・・・ | 3.2.1.3(1)-1 |
| (2) | 実機サンプリング材分析(浜岡原子力発電所3号機監視試験) | カプセル及び |
| | バスケット材) | 3.2.1.3(2)1)-1 |
| (3) | 実機サンプリング材中性子照射量解析(浜岡原子力発電所3- | 号機監視試験 |
| | カプセル及びバスケット材) | 3.2.1.3(3)-1 |
| (4) | 放射能測定による試験体照射量評価手法の検証 | 3.2.1.3(4)-1 |
| 3.2.1.4 | 4 試験体採取工法の材料への影響評価 | 3.2.1.4-1 |
| (1) | 切断工法の選定 | 3.2.1.4(1)-1 |
| (2) | 試験体準備 | 3.2.1.4(2)-1 |
| (3) | 切断時温度測定試験 | 3.2.1.4(3)-1 |
| (4) | 試験体採取工法の材料への影響評価まとめ | 3.2.1.4(4)-1 |
| 3.2.2 | 事業計画案の見直し | 3.2.2-1 |
| 3.3 予防的 | 呆全対策技術の保守性に係る研究 | 3.3-1 |
| 3.3.1 🖡 | 式験仕様詳細の検討 | 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) | PWRプラント廃炉時の除染の影響確認試験計画の検討 | 3.3.1.1(1)-1 |
| (2) | PWRプラントの放射線環境下での応力測定の成立性検証・ | 3.3.1.1(2)-1 |
| 3.3.1.2 | 2 要素試験体による解析手法の妥当性確認の検討 | ···3.3.1.2 - 1 |
| (1) | 要素試験体による切断影響確認(試験的アプローチ) | 3.3.1.2(1)-1 |
| (2) | 要素試験体の模擬解析による切断影響確認(解析的アプロー | ・チ) |
| | | 3.3.1.2(2)-1 |
| 3.3.2 🖡 | ⊀験の実施 ・・・・・ | ···3.3.2-1 |

3.3.2.1 BWRプラント廃炉時の除染の影響確認試験 ………………3.3.2.1(1)-1

| (1) | 試験計画の概要 | |
|------------|---|---------------------------|
| (2) | 除染試験片の準備 | |
| (3) | 除染試験装置の準備 | |
| (4) | BWRプラント廃炉時の除染の | の影響確認試験まとめ3.3.2.1(4)-1 |
| 3.3.3 | 『業計画の見直し | |
| (1) | 試験仕様詳細の検討 | |
| (2) | 試験の実施 | |
| (3) | 事業計画案の見直し | 3.3-3 |
| 3.4 ステン | ノレス鋼製機器の健全性評価に | 係る研究 |
| 3.4.1 章 | ≾験片の製作 ⋯⋯⋯⋯⋯ | |
| (1) | 試験片の形状及び寸法 | |
| (2) | 試験体の粗切断 | |
| (3) | 試験片の加工 | |
| 3.4.2 | ጜ験の実施 ⋯⋯⋯⋯⋯⋯ | |
| (1) | 引張試験 | |
| (2) | 破壊靭性試験 | |
| (3) | アトムプローブトモグラフィ | -(APT) |
| (4) | 化学成分分析 | |
| 3.4.3 | 、テンレス鋼製機器の熱時効脆 | 化予測手法(H3Tモデル)の |
| 住 | R守性について | |
| 3.4.4 | 『業計画案の見直し | |
| 4. 実機材料 | を活用した安全研究検討委員会 | 会等の開催実績4.1.1-1 |
| 4.1 実機材 | 材料を活用した安全研究検討委 | 員会4.1.1-1 |
| 4.1.1 枚 | 討委員会の設置 | |
| (1) | 名称 | |
| (2) | 体制 | |
| (3) | 運営 | |
| 4.1.2 厚 |]催実績 | 4.1.2-1 |
| (1) | 令和5年度 第一回 廃炉材 | を活用した |
| | 安全研究検討委員会 | 4.1.2-1 |
| (2) | 令和5年度 第二回 廃炉材 | を活用した |
| | 空令研究检到禾昌合 | 4.1.2-2 |
| | 女主刎九侠討安貝云 | |
| (3) | 令和5年度 第三回 廃炉材 | を活用した |
| (3) | 令和5年度 第三回 廃炉材 安全研究検討委員会 | を活用した 4.1.2-3 |
| (3) (4) | 令和5年度 第三回 廃炉材 安全研究検討委員会 令和5年度 第四回 廃炉材 | を活用した 4.1.2-3 を活用した |

| 4.2 | 原子ス | 力規制庁への進捗報告4.2-1 |
|------|-----|--------------------------------|
| | (1) | 電中研-原子力規制庁 第一回打合せ4.2-1 |
| | (2) | 試験の実施状況原子力規制庁視察(1)4.2-1 |
| | (3) | 電中研-原子力規制庁 第二回打合せ4.2-1 |
| | (4) | 試験の実施状況原子力規制庁視察(2)4.2-2 |
| | (5) | 電中研-原子力規制庁 第三回打合せ4.2-2 |
| | (6) | 電中研-原子力規制庁 第四回打合せ4.2-1 |
| 5. ま | とめ… | |
| 5.1 | 実機材 | 材料を活用した安全研究マップの定期的な見直し5-1 |
| | (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 |
| | (2) | 安全研究マップの見直し |
| 5.2 | 靭性の | 氐下に係る研究 |
| | (1) | 試験体採取工法の工事基本実施計画(案)の策定5-2 |
| | (2) | 事業計画案の見直し |
| 5.3 | 予防的 | 呆全対策技術の保守性に係る研究 |
| | (1) | 試験仕様詳細の検討 |
| | (2) | 試験の実施 |
| | (3) | 事業計画案の見直し |
| 5.4 | ステン | ノ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) | ステンレス鋼製機器の健全性評価(H3Tモデル)の保守性5-7 |
| | (4) | 事業計画案の見直し |
| 5.5 | 研究領 | 実施体制及び実施方法(実機材料を活用した安全研究検討委員会) |
| | | |
| | (1) | 実機材料を活用した安全研究検討委員会 |
| | (2) | 原子力規制庁への進捗報告 |
| 5.6 | まとる | b ·····5-9 |

| 表一覧 |
|-----|
|-----|

| 表 2.2-1 実施工程 | 2.5 |
|--------------------|---|
| 表 3.1.1(1)-1 (1/5) | ASME PVP 2023 Pressure Vessels & Piping Conference |
| | 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表3.1.1(1)-18 |
| 表 3.1.1(1)-1 (2/5) | ASME PVP 2023 Pressure Vessels & Piping Conference 実機材料 |
| | を用いた材料健全性研究に関する発表 |
| 表 3.1.1(1)-1 (3/5) | ASME PVP 2023 Pressure Vessels & Piping Conference 実機材料 |
| | を用いた材料健全性研究に関する発表 |
| 表 3.1.1(1)-1 (4/5) | ASME PVP 2023 Pressure Vessels & Piping Conference 実機材料 |
| | を用いた材料健全性研究に関する発表 |
| 表 3.1.1(1)-1 (5/5) | ASME PVP 2023 Pressure Vessels & Piping Conference 実機材料 |
| | を用いた材料健全性研究に関する発表 |
| 表 3.1.1(1)-2 (1/5) | ENVDEG 2022 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表 |
| | (20th International Conference on Environmental Degradation of |
| | Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors) $\cdots 3.1.1(1)\mbox{-}23$ |
| 表 3.1.1(1)-2 (2/5) | ENVDEG 2022 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表 |
| | (20th International Conference on Environmental Degradation of |
| | Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors) \cdots 3.1.1(1)-24 |
| 表 3.1.1(1)-2 (3/5) | ENVDEG 2022 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表 |
| | (20th International Conference on Environmental Degradation of |
| | Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors) …3.1.1(1)-25 |
| 表 3.1.1(1)-2 (4/5) | ENVDEG 2022 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表 |
| | (20th International Conference on Environmental Degradation of |
| | Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors) …3.1.1(1)-26 |
| 表 3.1.1(1)-2 (5/5) | ENVDEG 2022 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表 |
| | (20th International Conference on Environmental Degradation of |
| | Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors) 3.1.1(1)-27 |
| 表 3.1.1(1)-3 (1/2) | ENVDEG 2023 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表 |
| | (21st International Conference on Environmental Degradation of |
| | Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors) 3.1.1(1)-28 |
| 表 3.1.1(1)-3 (2/2) | ENVDEG 2023 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表 |
| | (21st International Conference on Environmental Degradation of |
| | Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors) 3.1.1(1)-29 |
| 表 3.1.1(2)-1 日本 | 原子刀字会 2023 年春の年会 実機材料を用いた |
| 材料 | · 便全性研究に関する発表 |

| 表 3.1.1(2)-2 日本 | :原子力学会 2023 年秋の大会 実機材料を用いた |
|--------------------|-----------------------------|
| 材料 | 健全性研究に関する発表 |
| 表 3.1.1(2)-3 (1/2) | 日本保全学会 第19回学術講演会 実機材料を用いた |
| | 材料健全性研究に関する発表 |
| 表 3.1.1(2)-3 (2/2) | 日本保全学会 第19回学術講演会 実機材料を用いた |
| | 材料健全性研究に関する発表 |
| 表 3.1.2(1)-1 令和 | 5年度に課題整理表に追加した課題 |
| 表 3.1.2(1)-2 (1/6) | 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【1】 |
| | (経年劣化評価) |
| 表 3.1.2(1)-2 (2/6) | 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【1】 |
| | (経年劣化評価) |
| 表 3.1.2(1)-2 (3/6) | 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【1】 |
| | (経年劣化評価) |
| 表 3.1.2(1)-2 (4/6) | 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【1】 |
| | (経年劣化評価) |
| 表 3.1.2(1)-2 (5/6) | 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【1】 |
| | (経年劣化評価) |
| 表 3.1.2(1)-2 (6/6) | 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【1】 |
| | (経年劣化評価) |
| 表 3.1.2(1)-3 (1/2) | 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【2】 |
| | (日常保全) |
| 表 3.1.2(1)-3 (2/2) | 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【2】 |
| | (日常保全) |
| 表 3.1.2(1)-3 (2/2) | 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【2】 |
| | (日常保全) |
| 表 3.1.2(1)-4 実機 | 材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【3】 |
| (スコ | ューピング段階) |
| 表 3.1.2(1)-5 実機 | 材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【4】 |
| (高さ | +イクル熱疲労、シビアアクシデント) |
| 表 3.1.2(3)-1 (1/4) | 実機材料を活用した安全研究マップ【1】 |
| | (経年劣化評価) |
| 表 3.1.2(3)-1 (2/4) | 実機材料を活用した安全研究マップ【1】 |
| | (経年劣化評価) |
| 表 3.1.2(3)-1 (3/4) | 実機材料を活用した安全研究マップ【1】 |
| | (経年劣化評価) |
| 表 3.1.2(3)-1 (4/4) | 実機材料を活用した安全研究マップ【1】 |

| | (経年劣化評価) | |
|--------------------|--|------|
| 表 3.1.2(3)-2 実材 | 幾材料を活用した安全研究マップ【2】(日常保全)3.1.2(3)-6 | |
| 表 3.2.1.1(1)-1 A | A 型輸送物として適合させるための対応事項3.2.1.1(1)-1 | 10 |
| 表 3.2.1.1(2)-1 均 | 辺断工法の比較結果 | 7 |
| 表 3.2.1.1(2)-2 均 | 辺削工具の比較検討結果 | 8 |
| 表 3.2.1.1(2)-3 第 | 実機試験体採取工事の使用機材 | 9 |
| 表 3.2.1.1(3)-1 第 | 実機工事に向けたロードマップ(上部格子板)3.2.1.1(3)-2 | 2 |
| 表 3.2.1.1(3)-2 第 | 実機工事に向けた各年度のロードマップ | |
| e | 炉心シュラウド)・・・・・・3.2.1.1(3)-5 | 3 |
| 表 3.2.1.2(2)-1 角 | 解体工事側との調整事項 | 4 |
| 表 3.2.1.2(2)-2 詐 | 式験体採取工事における現地作業項目 | 5 |
| 表 3.2.1.2(2)-3 詐 | 式験体採取工事における準備品(案) | 6 |
| 表 3.2.1.2(2)-4 (1/ | 3) 試験体採取手順の具体化に向けた課題 | |
| | および対策方針 | 7 |
| 表 3.2.1.2(2)-4 (2/ | 3) 試験体採取手順の具体化に向けた課題 | |
| | および対策方針 | 8 |
| 表 3.2.1.2(2)-4 (3/ | 3) 試験体採取手順の具体化に向けた課題 | |
| | および対策方針 | 9 |
| 表 3.2.1.3(1)-1 J | IIS 記載のオーステナイト系ステンレス鋼の化学成分3.2.1.3(1)- | 5 |
| 表 3.2.1.3(1)-2 语 | 高速中性子束の評価に使用されている核種一覧3.2.1.3(1)-6 | 6 |
| 表 3.2.1.3(1)-3 生 | ±成核種の半減期が比較的長い核反応一覧 ⋯⋯⋯⋯⋯3.2.1.3(1)-7 | 7 |
| 表 3.2.1.3(1)-4 N | √b 1g を想定したときの照射前後の重量変化3.2.1.3(1)-6 | 8 |
| 表 3.2.1.3(1)-5 M | Mo 1g を想定したときの照射前後の重量変化3.2.1.3(1)-9 | 9 |
| 表 3.2.1.3(2)1)-1 | SUS316 と SUS316L の JIS 規格 |)-2 |
| 表 3.2.1.3(2)1)-2 | SUS304 と SUS304L の JIS 規格 |)-2 |
| 表 3.2.1.3(2)2)-1 | 試験片の質量測定結果 |)-3 |
| 表 3.2.1.3(2)3)-1 | Nb と Mo の天然同位体比(原子数比) |)-11 |
| 表 3.2.1.3(2)3)-2 | ^{93m} Nb と ⁹³ Mo の核データ(半減期と主な放出放射線)3.2.1.3(2)3 |)-12 |
| 表 3.2.1.3(2)4)-1 | 溶解に供した試験片と溶解液の質量3.2.1.3(2)4 |)-5 |
| 表 3.2.1.3(2)4)-2 | 元素濃度の測定結果 |)-6 |
| 表 3.2.1.3(2)4)-3 | ^{93m} Nb 放射能測定試料調製時の Nb 回収率 |)-7 |
| 表 3.2.1.3(2)4)-4 | ^{93m} Nb 放射能測定試料の放射能測定結果 |)-8 |
| 表 3.2.1.3(2)4)-5 | Nb 回収率の測定結果 |)-9 |
| 表 3.2.1.3(2)4)-6 | ⁹³ Mo 放射能測定試料調製時の Mo 回収率3.2.1.3(2)4 |)-10 |
| 表 3.2.1.3(2)4)-7 | ⁹³ Mo 放射能測定試料の放射能測定結果3.2.1.3(2)4 |)-11 |
| 表 3.2.1.3(2)4)-8 | ⁹³ Mo 放射能測定試料調製時の Mo 回収率 |)-12 |

| 表 3.2.1.3(2)4)-9 | 放射能濃度の測定結果 | ·3.2.1.3(2)4)-13 |
|------------------|---|-------------------------|
| 表 3.2.1.3(2)5)-1 | Mo 起源の 93mNb 放射能量算出のために必要なパラメー | タと設定方法 |
| | | ·3.2.1.3(2)5)-8 |
| 表 3.2.1.3(2)5)-2 | 2 ^{93m} Nb と ⁹³ Mo の壊変定数 | ·3.2.1.3(2)5)-9 |
| 表 3.2.1.3(2)5)-3 | 3 Mo 起源及び Nb 起源の ^{93m} Nb 放射能濃度の算出結果 … | ·3.2.1.3(2)5)-9 |
| 表 3.2.1.3(2)5)-4 | 4 元素 1g あたりの放射能量の比較 | ·3.2.1.3(2)5)-10 |
| 表 3.2.1.3(2)5)-5 | 5 元素濃度の算出時の各値 | ·3.2.1.3(2)5)-11 |
| 表 3.2.1.3(2)5)-6 | 3 ^{93m} Nb 放射能測定試料中の Mo 量 | ·3.2.1.3(2)5)-12 |
| 表 3.2.1.3(2)5)-7 | 7 Nb 回収率の測定結果 | ·3.2.1.3(2)5)-13 |
| 表 3.2.1.3(3)-1 | Mo 起源核種に係る測定値と(参考値)*及びその比 | ·3.2.1.3(3)-8 |
| 表 3.2.1.3(3)-2 | Nb 起源核種に係る測定値と解析値及びその比 | ·3.2.1.3(3)-9 |
| 表 3.2.1.3(3)-3 | Nb 起源の 93mNb から評価した中性子照射量評価結果 | ·3.2.1.3(3)-10 |
| 表 3.2.1.4-1 各 | 種切断工法の試験体への影響・作業性の整理 | ·3.2.1.4-2 |
| 表 3.2.1.4(2)-1 | 浜岡原子力発電所1号機 各部位の材質と照射量 | ·3.2.1.4(2)-4 |
| 表 3.3.1.1(1)-1 (| 1/3) 廃炉プラントにおけるピーニング施工部位の中性子照 | 段射量、 |
| | 形状、廃炉措置後の状況(化学的除染の実施状況)等 | についての調査 |
| | | ·3.3.1.1(1)-9 |
| 表 3.3.1.1(1)-1 (| 2/3) 廃炉プラントにおけるピーニング施工部位の中性子照 | 影射量、形状、 |
| | 廃炉措置後の状況(化学的除染の実施状況)等につい | ての調査 |
| | | ·3.3.1.1(1)-10 |
| 表 3.3.1.1(1)-1 (| 3/3) 廃炉プラントにおけるピーニング施工部位の中性子照 | 段射量、形状、 |
| | 廃炉措置後の状況(化学的除染の実施状況)等につい | ての調査 |
| | | ·3.3.1.1(1) - 11 |
| 表 3.3.1.1(1)-2 | PWR と BWR のピーニング施工部の比較 | ·3.3.1.1(1)-12 |
| 表 3.3.1.1(1)-3 | 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(1)-13 |
| 表 3.3.1.1(1)-4 | 各試験設備における除染工程・条件の模擬可否 | ·3.3.1.1(1)-14 |
| 表 3.3.1.1(1)-5 | 除染試験条件 | ·3.3.1.1(1)-15 |
| 表 3.3.1.1(1)-6 | 除染試験マトリクス案 | ·3.3.1.1(1)-16 |
| 表 3.3.1.1(1)-7 | 簡易ループ試験装置概略仕様 | ·3.3.1.1(1)-17 |
| 表 3.3.1.1(1)-8 | バッチ試験装置概略仕様 | ·3.3.1.1(1)-18 |
| 表 3.3.1.1(2)-1 | 美浜発電所 1/2 号機 系統除染工事の除染効果 | ·3.3.1.1(2)-10 |
| 表 3.3.1.1(2)-2 | 試験マトリックスおよび結果概要 | ·3.3.1.1(2)-11 |
| 表 3.3.1.1(2)-3 | IPの耐久性試験マトリックス | ·3.3.1.1(2)-12 |
| 表 3.3.1.1(2)-4 | 環境放射線によるバックグラウンドへの影響評価試験マト | リックス |
| | | ·3.3.1.1(2)·12 |

| 表 3.3.1.1(2)-5 | 応力測定準備中の照射影響評価試験マトリックス | ·3.3.1.1(2)-12 |
|-------------------|---|------------------------|
| 表 3.3.1.1(2)-6 | 応力測定が可能な環境線量率の評価試験マトリックス | ·3.3.1.1(2)-12 |
| 表 3.3.1.1(2)-7 | 実機測定模擬および遮蔽体効果評価試験マトリックス | •3.3.1.1(2)-1 |
| 表 3.3.1.1(2)-8 | 空間線量率の分布 | ·3.3.1.1(2)-13 |
| 表 3.3.1.1(2)-9 | SP 施工条件 | ·3.3.1.1(2)-14 |
| 表 3.3.1.1(2)-10 | 非照射環境における応力測定結果 | ·3.3.1.1(2)-14 |
| 表 3.3.1.1(2)-11 | ガンマ線と回折環が重畳した場合の応力測定結果 | ·3.3.1.1(2)-14 |
| 表 3.3.1.1(2)-12 | ガンマ線と回折環が重畳した場合の応力測定における S/I | V 比と応力測定 |
| | 可否との関係 | ·3.3.1.1(2)-15 |
| 表 3.3.1.1(2)-13 | 遮蔽体の影響を考慮した残留応力測定結果 | •3.3.1.1(2)-16 |
| 表 3.3.1.2(1)-1 | 要素試験体の製作条件 | ·3.3.1.2(1)-4 |
| 表 3.3.1.2(1)-2 | 残留応力測定条件 | ·3.3.1.2(1)-5 |
| 表 3.3.1.2(1)-3 | 要素試験体の残留応力測定結果のまとめ(表面) | ·3.3.1.2(1)-6 |
| 表 3.3.1.2(1)-4 | 要素試験体の残留応力測定結果のまとめ(裏面) | ·3.3.1.2(1)-7 |
| 表 3.3.1.2(2)-1 | 溶接残留応力の解析条件 | ·3.3.1.2(2)-6 |
| 表 3.3.2.1(1)-1 | 除染試験マトリクス | $\cdot 3.3.2.1(1) - 2$ |
| 表 3.3.2.1(1)-2 | バッチ試験装置の仕様 | ·3.3.2.1(1)-3 |
| 表 3.3.2.1(2)-1 | 各試験片の条件 | ·3.3.2.1(2)-3 |
| 表 3.3.2.1(2)-2 | 酸化皮膜付与前後の試験片重量測定結果 | ·3.3.2.1(2)-4 |
| 表 3.3.2.1(3)-1 | 除染試験装置の仕様 | ·3.3.2.1(3)-2 |
| 表 3.3.2.1(4)-1 | 除染試験条件 | ·3.3.2.1(4)-2 |
| 表 3.3.2.1(4)-2 | バッチ試験におけるサイクルごとの除染時間 | ·3.3.2.1(4)-3 |
| 表 3.4.1(3)-1 声 | 【験体と引張試験片番号の対応 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ | ·3.4.1(3)-3 |
| 表 3.4.1(3)-2 弓 | 張試験片寸法測定結果 | ·3.4.1(3)-4 |
| 表 3.4.1(3)-3 声 | は験体とシャルピー衝撃試験片番号の対応 | ·3.4.1(3)-5 |
| 表 3.4.1(3)-4 シ | /ャルピー衝撃試験片寸法測定結果 | ·3.4.1(3)-6 |
| 表 3.4.1(3)-5 化 | と学成分分析用試料と試験片管理番号の対応 | ·3.4.1(3)-7 |
| 表 3.4.1(3)-6 化 | 2学成分分析用試料重量測定結果 | ·3.4.1(3)-7 |
| 表 3.4.2-1 令和 | 15年度の試験マトリックス | ·3.4.2-2 |
| 表 3.4.2(1)-1 弓 | 張試験(試験温度 室温)結果 | ·3.4.2(1)-3 |
| 表 3.4.2(2)-1 0 | 按壞靭性試験条件 | ·3.4.2(2)-6 |
| 表 3.4.2(2)-2 0 | 技面上での亀裂長さ測定結果 | ·3.4.2(2)-7 |
| 表 3.4.2(2)-3 弹 | ¥塑性破壊靱性試験結果 | ·3.4.2(2)-7 |
| 表 3.4.2(2)-4 (1/2 | 2) Validity 判定結果のまとめ | ·3.4.2(2)-8 |
| 表 3.4.2(2)-4 (2/2 | 2) Validity 判定結果のまとめ | ·3.4.2(2)-9 |
| 表 3.4.2(2)-5 ジ | 7ェライト量測定結果 | ·3.4.2(2)·10 |

| 表 3.4.2(3)-1 | _ 各試験片の重み付き平均 Variation | 3.4.2(3)-4 |
|--------------|--------------------------|------------------|
| 表 3.4.2(4)-1 | 1 化学成分分析結果 | 3.4.2(4)-3 |
| 表 3.4.3-1 | 全体マトリックス及び令和6年度実施範囲 | 3.4.3-3 |
| 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 | 4.1.1 - 3 |

| 図一覧 | |
|-----|--|
|-----|--|

| 図 3.1.2-1 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3.1.2-6 |
|--|
| 図 3.2.1.1(1)-1 核燃料輸送物の定義 |
| 図 3.2.1.1(1)-2 本研究におけるターゲット照射量の案 |
| 図 3.2.1.1(1)-3 引張試験片 |
| 図 3.2.1.1(1)-4 上部格子板から水平方向に試験体を採取するケース3.2.1.1(1)-14 |
| 図 3.2.1.1(1)-5 上部格子板から水平方向に試験体を採取するケース |
| (減衰考慮) |
| 図 3.2.1.1(1)-6 上部格子板全高にわたって試験体を採取するケース3.2.1.1(1)-16 |
| 図 3.2.1.1(1)-7 試験体放射能量導出の考え方 |
| 図 3.2.1.1(1)-8 試験片寸法に基づく必要な試験体幅(垂直方向)3.2.1.1(1)-18 |
| 図 3.2.1.1(1)-9(1/2) 炉心シュラウド試験体からの試験片基本採取案3.2.1.1(1)-19 |
| 図 3.2.1.1(1)-9 (2/2) 炉心シュラウド試験体からの試験片基本採取案3.2.1.1(1)-20 |
| 図 3.2.1.1(1)-10 照射量解析での周方向モデル |
| 図 3.2.1.1(1)-11 上部格子板の中性子束分布イメージ図(上部格子板下端)…3.2.1.1(1)-22 |
| 図 3.2.1.1(1)-12 上部格子板の中性子束分布イメージ図(中心軸)3.2.1.1(1)-23 |
| 図 3.2.1.1(1)-13 下側格子板から複数の試験体を採取した場合の状況3.2.1.1(1)-24 |
| 図 3.2.1.1(1)-14 上部格子板試験体採取箇所(4 体採取) |
| 図 3.2.1.1(1)-15 炉心シュラウドにおける周方向照射量分布3.2.1.1(1)-26 |
| 図 3.2.1.1(1)-16 炉心シュラウド試験体からの試験片基本採取案3.2.1.1(1)-27 |
| 図 3.2.1.1(2)-1 上部格子板の切断イメージ |
| 図 3.2.1.1(2)-2 (1/2) 切断装置の概要 |
| 図 3.2.1.1(2)-2 (2/2) 切断装置の概要 |
| 図 3.2.1.1(2)-3 切断装置の設置 |
| 図 3.2.1.1(2)-4 試験体回収装置の概要 |
| 図 3.2.1.1(2)-5 試験体採取装置の設置 |
| 図 3.2.1.1(2)-6 (1/6) 試験体採取工事作業 |
| 図 3.2.1.1(2)-6 (2/6) 試験体採取工事作業 |
| 図 3.2.1.1(2)-6 (3/6) 試験体採取工事作業 |
| 図 3.2.1.1(2)-6 (4/6) 試験体採取工事作業 |
| 図 3.2.1.1(2)-6 (5/6) 試験体採取工事作業 |
| 図 3.2.1.1(2)-6 (6/6) 試験体採取工事作業 |
| 図 3.2.1.1(2)-7 (1/2) システム系統図(案) |
| 図 3.2.1.1(2)-7 (2/2) 機器全体配置計画(案) |
| 図 3.2.1.1(2)-8 (1/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順3.2.1.1(2)-24 |

| 図 3.2.1.1(2)-8 (2/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順 | 3.2.1.1(2)-25 |
|--|----------------|
| 図 3.2.1.1(2)-8 (3/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順 | 3.2.1.1(2)-26 |
| 図 3.2.1.1(2)-8 (4/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順 | 3.2.1.1(2)-27 |
| 図 3.2.1.1(2)-8 (5/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順 | 3.2.1.1(2)-28 |
| 図 3.2.1.1(2)-8 (6/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順 | 3.2.1.1(2)-29 |
| 図 3.2.1.1(2)-8 (7/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順 | 3.2.1.1(2)-30 |
| 図 3.2.1.1(2)-8 (8/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順 | 3.2.1.1(2)-31 |
| 図 3.2.1.1(2)-8 (9/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順 | 3.2.1.1(2)-32 |
| 図 3.2.1.1(2)-9 オペフロのレイダウン計画 | 3.2.1.1(2)-33 |
| 図 3.2.1.1(2)-10 現地(サイト)体制図(例) | 3.2.1.1(2)-34 |
| 図 3.2.1.1(3)-1 全体工程案 | 3.2.1.1(3)-4 |
| 図 3.2.1.2(1)-1 供試材切断作業フロー | 3.2.1.2(1)-3 |
| 図 3.2.1.2(1)-2 供試材切断作業ステップ図 | 3.2.1.2(1)-4 |
| 図 3.2.1.2(2)-1 炉心シュラウドの試験体採取作業フロー(案) | 3.2.1.2(2)-10 |
| 図 3.2.1.2(2)-2 上部格子板の試験体採取作業フロー(案) | 3.2.1.2(2)-11 |
| 図 3.2.1.2(2)-3 炉心シュラウドからの試験片採取作業プロセス概略図 … | 3.2.1.2(2)-12 |
| 図 3.2.1.2(2)-4 上部格子板からの試験片採取作業プロセス概略図 | 3.2.1.2(2)-13 |
| 図 3.2.1.2(2)-5(1/4) 炉心シュラウドからの試験体採取作業の詳細ステッ | プ図 (STEP 1) |
| | 3.2.1.2(2)-14 |
| 図 3.2.1.2(2)-5 (2/4) 炉心シュラウドからの試験体採取作業の詳細ステッ | プ図 (STEP 2) |
| | 3.2.1.2(2)-15 |
| 図 3.2.1.2(2)-5 (3/4) 炉心シュラウドからの試験体採取作業の詳細ステッ | プ図 (STEP 3) |
| | 3.2.1.2(2)-16 |
| 図 3.2.1.2(2)-5(4/4) 炉心シュラウドからの試験体採取作業の詳細ステッ | プ図 (STEP 4) |
| | 3.2.1.2(2)-17 |
| 図 3.2.1.3(1)-1 監視試験片の炉内への装荷状況 | 3.2.1.3(1)-10 |
| 図 3.2.1.3(1)-2 監視試験片の照射量束評価フロー | 3.2.1.3(1)-11 |
| 図 3.2.1.3(1)-3 ドシメータの有感エネルギー域と半減期 | 3.2.1.3(1)-12 |
| 図 3.2.1.3(1)-4 ^{93m} Nb、60Co及び 55Feの生成パス | 3.2.1.3(1)-13 |
| 図 3.2.1.3(1)-5 Nb と Mo からの ^{93m} Nb の生成経路 | 3.2.1.3(1)-14 |
| 図 3.2.1.3(1)-6 Nb、Moの照射前後における質量変化のイメージ | 3.2.1.3(1)-15 |
| 図 3.2.1.3(2)1)-1 監視試験設置位置図 | 3.2.1.1(2)1)-1 |
| 図 3.2.1.3(2)1)-2 監視試験ホルダの構成 (図 3.2.1.3(2)1)-1 A部詳細)… | 3.2.1.1(2)1)-2 |
| 図 3.2.1.3(2)1)-3 バスケットの構造 | 3.2.1.1(2)1)-3 |
| 図 3.2.1.3(2)1)-4 カプセルの構造 | 3.2.1.1(2)1)-4 |

| 図 3.2.1.3(2)2)-1 | H-3 第3回監視試験バスケット・カプセルの試験材採取 | 位置 |
|-------------------|---|------------------|
| | | ·3.2.1.1(2)2)-4 |
| 図 3.2.1.3(2)2)-2 | G1-3カプセルからの試験片採取箇所(SUS304L) | ·3.2.1.1(2)2)-5 |
| 図 3.2.1.3(2)2)-3 | 試験片の切断に用いる精密切断機 | ·3.2.1.1(2)2)-6 |
| 図 3.2.1.3(2)2)-4 | バスケットからの試験片採取箇所(SUS316L) | ·3.2.1.1(2)2)-7 |
| 図 3.2.1.3(2)2)-5 | カプセルより採取した放射能測定用試験片の外観写真… | ·3.2.1.1(2)2)-8 |
| 図 3.2.1.3(2)2)-6 | バスケットより採取した放射能測定用試験片の | |
| | 外観写真 | ·3.2.1.1(2)2)-9 |
| 図 3.2.1.3(2)3)-1 | (1/3) 元素濃度及び放射能濃度の測定フロー | ·3.2.1.1(2)3)-13 |
| 図 3.2.1.3(2)3)-1 | (2/3) 元素濃度及び放射能濃度の測定フロー | ·3.2.1.1(2)3)-14 |
| 図 3.2.1.3(2)3)-1 | (3/3) 元素濃度及び放射能濃度の測定フロー | ·3.2.1.1(2)3)-15 |
| 図 3.2.1.3(2)3)-2 | 予備試験片の溶解判断および溶解した場合のフロー | ·3.2.1.1(2)3)-16 |
| 図 3.2.1.3(2)3)-3 | 溶解操作の終了判断・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ | ·3.2.1.1(2)3)-17 |
| 図 3.2.1.3(2)3)-4 | 検量線による元素濃度の定量 | ·3.2.1.1(2)3)-18 |
| 図 3.2.1.3(2)3)-5 | LEPSによる核種の同定と放射能量の定量 | ·3.2.1.1(2)3)-19 |
| 図 3.2.1.3(2)3)-6 | LEPS 測定時の妨害 | ·3.2.1.1(2)3)-20 |
| 図 3.2.1.3(2)3)-7 | Nbと Moの抽出・分離における分割操作イメージ | ·3.2.1.1(2)3)-21 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-1 | カプセルから採取した試験片の溶解前処理前後(研磨前後 | き)の |
| | 外観写真 | ·3.2.1.3(2)4)-14 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-2 | (1/2) バスケットから採取した試験片の溶解前処理前後(4 | 研磨前後)の |
| | 外観写真 | ·3.2.1.3(2)4)-15 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-2 | (2/2) バスケットから採取した試験片の溶解前処理前後(| 研磨前後)の |
| | 外観写真 | ·3.2.1.3(2)4)-16 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-3 | 試験片の溶解時の様子 | ·3.2.1.3(2)4)-17 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-4 | カプセルから採取した試験片の溶解液の外観 | ·3.2.1.3(2)4)-17 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-5 | カプセルから採取した試験片の溶解液のろ過フィルター | の外観 |
| | | ·3.2.1.3(2)4)-18 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-6 | バスケットから採取した試験片の溶解液の外観 | ·3.2.1.3(2)4)-18 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-7 | バスケットから採取した試験片のろ過フィルターの外観 | ·3.2.1.3(2)4)-19 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-8 | カプセルから採取した試験片の溶け残りの溶解操作後の | 外観 |
| | | ·3.2.1.3(2)4)-20 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-9 | Nbの検量線と元素測定試料の測定結果 | ·3.2.1.3(2)4)-21 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-1 | 0 Moの検量線と元素測定試料の測定結果 | ·3.2.1.3(2)4)-22 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-11 | 1 陰イオン交換樹脂への通液時の様子 | ·3.2.1.3(2)4)-23 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-12 | 2 カプセル(S37C1CA01-1)の ^{93m} Nb 放射能測定試料の | |
| | LEPS スペクトル | ·3.2.1.3(2)4)-24 |

| 図 3.2.1.3(2)4)-1 | 3 カプセル(S37C1CA02-1)の ^{93m} Nb 放射能測定試料の | |
|------------------|--|-----------------|
| | LEPS スペクトル | 3.2.1.3(2)4)-25 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-1 | 4 バスケット(S37C1CA03-1, 2)の ^{93m} Nb 放射能測定試料の |) |
| | LEPS スペクトル | 3.2.1.3(2)4)-26 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-1 | 5 バスケット(S37C1CA04-1,2)の ^{93m} Nb 放射能測定試料の | |
| | LEPS スペクトル | 3.2.1.3(2)4)-27 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-1 | 6 カプセル(S37C1CA01-1)の ⁹³ Mo 放射能測定試料の | |
| | LEPS スペクトル | 3.2.1.3(2)4)-28 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-1 | 7 カプセル(S37C1CA02-1)の ⁹³ Mo 放射能測定試料の | |
| | LEPS スペクトル | 3.2.1.3(2)4)-29 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-1 | 8 バスケット(S37C1CA03-1, 2)の ⁹³ Mo 放射能測定試料の | |
| | LEPS スペクトル | 3.2.1.3(2)4)-30 |
| 図 3.2.1.3(2)4)-1 | 9 バスケット(S37C1CA04-1, 2)の ⁹³ Mo 放射能測定試料の | |
| | LEPS スペクトル | 3.2.1.3(2)4)-31 |
| 図 3.2.1.3(2)5)-1 | Mo からの ^{93m} Nb の生成経路 | 3.2.1.3(2)5)-14 |
| 図 3.2.1.3(2)5)-2 | 2 Nb 濃度の測定フロー | 3.2.1.3(2)5)-15 |
| 図 3.2.1.3(2)5)-3 | 3 Nb 濃度測定時の検量線 | 3.2.1.3(2)5)-16 |
| 図 3.2.1.3(2)5)-4 | 9 ^{3m} Nb 放射能濃度測定の操作フロー | 3.2.1.3(2)5)-17 |
| 図 3.2.1.3(2)5)-5 | 5 93mNb 放射能測定試料中の Mo 量の算出フロー | 3.2.1.3(2)5)-17 |
| 図 3.2.1.3(2)5)-6 | 3 Nb 回収率測定時の検量線 | 3.2.1.3(2)5)-18 |
| 図 3.2.1.3(3)-1 | 中性子束解析フロー・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ | 3.2.1.3(3)-11 |
| 図 3.2.1.3(3)-2 | 中性子照射量評価フロー | 3.2.1.3(3)-12 |
| 図 3.2.1.3(3)-3 | IRDFF-II、ENDF/B-VII.0、JENDL-5 \mathcal{O} ⁹³ Nb(n,n') ^{93m} Nb (| の反応断面積 |
| | | 3.2.1.3(3)-14 |
| 図 3.2.1.4(2)-1 | SUS304系の照射量とビッカース硬さ | 3.2.1.4(2)-5 |
| 図 3.2.1.4(2)-2 | SUS316系の照射量とビッカース硬さ | 3.2.1.4(2)-6 |
| 図 3.2.1.4(2)-3 | 冷間加工率とビッカース硬さの関係 | 3.2.1.4(2)-7 |
| 図 3.2.1.4(2)-4 | 各材料の熱伝導率・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ | 3.2.1.4(2)-8 |
| 図 3.2.1.4(2)-5 | SUS304(20%CW)試験体の外観 | 3.2.1.4(2)-9 |
| 図 3.2.1.4(2)-6 | SUS630(H1025 熱処理)試験体の外観 | 3.2.1.4(2)-10 |
| 図 3.2.1.4(2)-7 | SUS304(20%CW)試験体の硬さ測定位置と測定結果 | 3.2.1.4(2)-11 |
| 図 3.2.1.4(2)-8 | SUS630(H1025)試験体の硬さ測定位置と測定結果 | 3.2.1.4(2)-12 |
| 図 3.2.1.4(3)-1 | 炉心シュラウド模擬試験体(SUS304 20%CW、板厚 40 mm) | の |
| | 切断位置と温度測定位置 | 3.2.1.4(3)-4 |
| 図 3.2.1.4(3)-2 | 上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm)の | |
| | 切断位置と温度測定位置 | 3.2.1.4(3)-5 |

| ⊠ 3.2.1.4(3)-3 | 試験体切断のイメージ |
|-----------------|---|
| ⊠ 3.2.1.4(3)-4 | 炉心シュラウド模擬試験体(SUS304 20%CW、板厚 40 mm)切断時の |
| | 温度の時間変化(全測定データ) |
| ⊠ 3.2.1.4(3)-5 | 炉心シュラウド模擬試験体(SUS304 20%CW、板厚 40 mm)切断時の |
| | 温度の時間変化(表面の全測定データ) |
| ⊠ 3.2.1.4(3)-6 | 炉心シュラウド模擬試験体(SUS304 20%CW、板厚 40 mm)切断時の |
| | 温度の時間変化(裏面の全測定データ) |
| 図 3.2.1.4(3)-7 | 炉心シュラウド模擬試験体(SUS304 20%CW、板厚 40 mm)切断時の |
| | 切断面からの距離と最高到達温度の関係 |
| | (表面の測定データ) |
| 図 3.2.1.4(3)-8 | 炉心シュラウド模擬試験体(SUS304 20%CW、板厚 40 mm)切断時の |
| | 切断面からの距離と最高到達温度の関係 |
| | (裏面の測定データ) |
| ⊠ 3.2.1.4(3)-9 | 上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm)切断時の |
| | 温度の時間変化(全測定データ) |
| 図 3.2.1.4(3)-10 | 上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm)切断時の |
| | 温度の時間変化(表面の全測定データ) |
| ⊠ 3.2.1.4(3)-11 | 上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm)切断時の温度の |
| | 時間変化(裏面の全測定データ) |
| ⊠ 3.2.1.4(3)-12 | 上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm)切断時の切断面 |
| | からの距離と最高到達温度の関係(表側の測定データ)3.2.1.4(3)-14 |
| 図 3.2.1.4(3)-13 | 上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm)切断時の切断面 |
| | からの距離と最高到達温度の関係(裏面の測定データ)3.2.1.4(3)-14 |
| 図 3.2.1.4(3)-14 | 上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm)切断時の |
| | 最高到達温度点における温度の時間変化3.2.1.4(3)-15 |
| 図 3.2.2-1 靭性 | 低下に係る研究 事業計画(令和6年度版(案))3.2.2-4 |
| 図 3.3.1.1(1)-1 | CORD 法実施フロー |
| 図 3.3.1.1(1)-2 | 溶接継手の形状案 |
| 図 3.3.1.1(1)-3 | ピーニング施工用の試験体形状案 |
| 図 3.3.1.1(1)-4 | 除染試験片の形状案 |
| 図 3.3.1.1(1)-5 | 簡易ループ試験装置の系統図案 |
| 図 3.3.1.1(1)-6 | バッチ試験装置のイメージ図 |
| 図 3.3.1.1(1)-7 | PWR プラントを対象とした除染影響確認試験の工程案3.3.1.1(1)-25 |
| 図 3.3.1.1(2)-1 | 蒸気発生器出入口管台内面の応力改善施工部を想定したその場測定の成立 |
| | 性検討に関するレイアウト |
| ⊠ 3.3.1.1(2)-2 | 想定される実機測定手順と課題 |

| 図 3.3.1.1(2)-3 | 応力測定成立性検証試験手順 | 3.3.1.1(2)-19 |
|-----------------|-------------------------------|-----------------|
| 図 3.3.1.1(2)-4 | X線応力回折測定装置(µ-X360s)の外観 | ··3.3.1.1(2)-20 |
| 図 3.3.1.1(2)-5 | cosa 法による応力測定の原理図 | 3.3.1.1(2)-21 |
| 図 3.3.1.1(2)-6 | ガンマ線照射施設のレイアウトと試験実施位置 | 3.3.1.1(2)-22 |
| 図 3.3.1.1(2)-7 | 線源の昇降時間と出力の関係 | ··3.3.1.1(2)-23 |
| 図 3.3.1.1(2)-8 | 照射試験におけるイメージングプレートの設置例 | ··3.3.1.1(2)-24 |
| 図 3.3.1.1(2)-9 | 遮蔽体試験の状況 | 3.3.1.1(2)-25 |
| 図 3.3.1.1(2)-10 | ショットピーニング施工後の応力測定試験片の外観 | 3.3.1.1(2)-26 |
| 図 3.3.1.1(2)-11 | (1/3) ショットピーニング試験片の IP 読み取り結果 | 3.3.1.1(2)-27 |
| 図 3.3.1.1(2)-11 | (2/3) ショットピーニング試験片の IP 読み取り結果 | 3.3.1.1(2)-28 |
| 図 3.3.1.1(2)-11 | (3/3) ショットピーニング試験片の IP 読み取り結果 | 3.3.1.1(2)-29 |
| 図 3.3.1.1(2)-12 | 初期化操作に伴う相対強度の変化 | ··3.3.1.1(2)-30 |
| 図 3.3.1.1(2)-13 | 累積線量 30 mSv の IP における初期化後の測定例 | ··3.3.1.1(2)-31 |
| 図 3.3.1.1(2)-14 | IP 耐久性試験後の供試材の応力測定結果 | 3.3.1.1(2)-32 |
| 図 3.3.1.1(2)-15 | 線量率による S/N 比の変化 | ··3.3.1.1(2)-33 |
| 図 3.3.1.1(2)-16 | 初期化時間と検出感度の関係 | ··3.3.1.1(2)-34 |
| 図 3.3.1.1(2)-17 | 照射/初期化後の IP の読み取り結果 | 3.3.1.1(2)-35 |
| 図 3.3.1.1(2)-18 | (1/3) 照射後の IP の読み取り結果 | ··3.3.1.1(2)-36 |
| 図 3.3.1.1(2)-18 | (2/3) 照射後の IP の読み取り結果 | 3.3.1.1(2)-37 |
| 図 3.3.1.1(2)-18 | (3/3) 照射後の IP の読み取り結果 | 3.3.1.1(2)-38 |
| 図 3.3.1.1(2)-19 | 環境線量率と応力測定の関係 | 3.3.1.1(2)-39 |
| 図 3.3.1.1(2)-20 | 照射後の IP の読み取り結果 | ··3.3.1.1(2)-40 |
| 図 3.3.1.1(2)-21 | 実機測定模擬および遮蔽条件での応力測定結果 | ··3.3.1.1(2)-41 |
| 図 3.3.1.2(1)-1 | 要素試験体の寸法 | 3.3.1.2(1)-8 |
| 図 3.3.1.2(1)-2 | 要素試験体の溶接時状況 | 3.3.1.2(1)-9 |
| 図 3.3.1.2(1)-3 | 要素試験体外観 | 3.3.1.2(1)-10 |
| 図 3.3.1.2(1)-4 | 要素試験体の SP 施工状況 | 3.3.1.2(1)-11 |
| 図 3.3.1.2(1)-5 | SP 施工ライン(表裏共通) | 3.3.1.2(1)-12 |
| 図 3.3.1.2(1)-6 | SP 施工後の要素試験体外観 | 3.3.1.2(1)-13 |
| 図 3.3.1.2(1)-7 | 切断形状 | ··3.3.1.2(1)-14 |
| 図 3.3.1.2(1)-8 | 架構切断後の要素試験体外観 | 3.3.1.2(1)-15 |
| 図 3.3.1.2(1)-9 | 中間切断後の要素試験体外観 | 3.3.1.2(1)-16 |
| 図 3.3.1.2(1)-10 | 最終切断後の要素試験体外観 | 3.3.1.2(1)-17 |
| 図 3.3.1.2(1)-11 | X 線応力測定装置 | 3.3.1.2(1)-18 |
| 図 3.3.1.2(1)-12 | 残留応力測定ライン及び測定点 | 3.3.1.2(1)-19 |
| 図 3.3.1.2(1)-13 | 残留応力測定結果(SP 施工前) | 3.3.1.2(1)-20 |

| ⊠ 3.3.1.2(1)-14 | 残留応力測定結果(SP 施工後) | .3.1.2(1)-21 |
|-----------------|-------------------------------|--------------|
| 図 3.3.1.2(1)-15 | 残留応力測定結果(架構切断後) | .3.1.2(1)-22 |
| 図 3.3.1.2(1)-16 | 残留応力測定結果(中間切断後) | .3.1.2(1)-23 |
| 図 3.3.1.2(1)-17 | 残留応力測定結果(最終切断後) | .3.1.2(1)-24 |
| 図 3.3.1.2(1)-18 | 残留応力測定結果(各切断時の比較:溶接線直交方向)3 | .3.1.2(1)-25 |
| 図 3.3.1.2(1)-19 | 残留応力測定結果(各切断時の比較:溶接線平行方向)3 | .3.1.2(1)-26 |
| 図 3.3.1.2(2)-1 | 要素試験体の模擬解析に用いる解析モデル3 | .3.1.2(2)-7 |
| 図 3.3.1.2(2)-2 | 2 次元解析モデル(メッシュ図) | .3.1.2(2)-8 |
| 図 3.3.1.2(2)-3 | 溶接残留応力解析の解析手順 | .3.1.2(2)-9 |
| 図 3.3.1.2(2)-4 | 溶接残留応力解析における入熱の時間変化3 | .3.1.2(2)-10 |
| ⊠ 3.3.1.2(2)-5 | 温度分布解析結果3 | .3.1.2(2)-11 |
| 図 3.3.1.2(2)-6 | 溶接残留応力解析結果(応力分布図)3 | .3.1.2(2)-12 |
| 図 3.3.1.2(2)-7 | 溶接残留応力解析結果と要素試験結果の比較(溶接線直交方向 | 句) |
| | 3 | .3.1.2(2)-13 |
| 図 3.3.1.2(2)-8 | 溶接残留応力解析結果と要素試験結果の比較(溶接線平行方向 | j) |
| | 3 | .3.1.2(2)-14 |
| 図 3.3.1.2(2)-9 | 溶接及び SP による応力とひずみの経路3 | .3.1.2(2)-15 |
| 図 3.3.1.2(2)-10 | SPによる残留応力解析結果(母材部)3 | .3.1.2(2)-16 |
| 図 3.3.1.2(2)-11 | SPによる残留応力解析結果(応力分布図)3 | .3.1.2(2)-17 |
| 図 3.3.1.2(2)-12 | SPによる残留応力解析結果及び要素試験との比較(溶接線) | 直交方向) |
| | | .3.1.2(2)-18 |
| ⊠ 3.3.1.2(2)-13 | SPによる残留応力解析結果及び要素試験との比較(溶接線) | 平行方向) |
| | | .3.1.2(2)-19 |
| 図 3.3.1.2(2)-14 | 3 次元解析モデル | .3.1.2(2)-20 |
| ⊠ 3.3.1.2(2)-15 | 切断模擬解析結果 | |
| | (溶接+SP、架構切断後、3D コンター図)3 | .3.1.2(2)-21 |
| 図 3.3.1.2(2)-16 | 切断模擬解析結果(溶接+SP、中間切断後、3D コンター図 |) |
| | | .3.1.2(2)-22 |
| 図 3.3.1.2(2)-17 | 切断模擬解析結果(溶接+SP、最終切断後、3D コンター図 |) |
| | | .3.1.2(2)-23 |
| ⊠ 3.3.1.2(2)-18 | 切断模擬解析結果(溶接+SP、架構切断後、溶接部拡大図) | |
| | | .3.1.2(2)-24 |
| 図 3.3.1.2(2)-19 | 切断模擬解析結果(溶接+SP、中間切断後、溶接部拡大図) | |
| | | .3.1.2(2)-25 |
| 図 3.3.1.2(2)-20 | 切断模擬解析結果(溶接+SP、最終切断後、溶接部拡大図) | |
| | | 3.1.2(2)-26 |

| 図 3.3.1.2(2)-21 | 切断模擬解析結果及び要素試験との比較(溶接+SP、架構切断後、表面) |
|-----------------|--------------------------------------|
| | |
| 図 3.3.1.2(2)-22 | 切断模擬解析結果及び要素試験との比較(溶接+SP、中間切断後、表面) |
| | |
| 図 3.3.1.2(2)-23 | 切断模擬解析結果及び要素試験との比較(溶接+SP、最終切断後、表面) |
| | |
| 図 3.3.1.2(2)-24 | 切断模擬解析結果及び要素試験との比較(溶接+SP、架構切断後、裏面) |
| | |
| 図 3.3.1.2(2)-25 | 切断模擬解析結果及び要素試験との比較(溶接+SP、中間切断後、裏面) |
| | |
| ⊠ 3.3.1.2(2)-26 | 切断模擬解析結果及び要素試験との比較(溶接+SP、最終切断後、裏面) |
| | |
| ⊠ 3.3.1.2(2)-27 | 切断模擬解析結果(溶接のみ、架構切断後、3D コンター図) |
| | |
| 図 3.3.1.2(2)-28 | 切断模擬解析結果(溶接のみ、中間切断後、3D コンター図) |
| | |
| 図 3.3.1.2(2)-29 | 切断模擬解析結果(溶接のみ、最終切断後、3D コンター図) |
| | |
| 図 3.3.1.2(2)-30 | 切断模擬解析結果(溶接のみ、架構切断後、溶接部拡大図) |
| | |
| 図 3.3.1.2(2)-31 | 切断模擬解析結果(溶接のみ、中間切断後、溶接部拡大図) |
| | |
| 図 3.3.1.2(2)-32 | 切断模擬解析結果(溶接のみ、最終切断後、溶接部拡大図) |
| | |
| 図 3.3.1.2(2)-33 | 切断模擬解析結果(溶接のみ、架構切断後、表面)3.3.1.2(2)-39 |
| 図 3.3.1.2(2)-34 | 切断模擬解析結果(溶接のみ、中間切断後、表面)3.3.1.2(2)-40 |
| 図 3.3.1.2(2)-35 | 切断模擬解析結果(溶接のみ、最終切断後、表面)3.3.1.2(2)-41 |
| 図 3.3.1.2(2)-36 | 切断模擬解析結果(溶接のみ、架構切断後、裏面)3.3.1.2(2)-42 |
| ⊠ 3.3.1.2(2)-37 | 切断模擬解析結果(溶接のみ、中間切断後、裏面)3.3.1.2(2)-43 |
| 図 3.3.1.2(2)-38 | 切断模擬解析結果(溶接のみ、最終切断後、裏面)3.3.1.2(2)-44 |
| 図 3.3.2-1 BW | R プラントを対象とした除染影響確認試験 実施工程3.3.2-1 |
| 図 3.3.2.1(1)-1 | 除染試験片形状 |
| 図 3.3.2.1(1)-2 | 重量測定・断面観察による評価フロー3.3.2.1(1)-5 |
| 図 3.3.2.1(1)-3 | 残留応力測定による評価フロー |
| 図 3.3.2.1(1)-4 | バッチ試験における除染試験装置構成 |
| 図 3.3.2.1(2)-1 | 酸化皮膜付与処理に使用したオートクレーブ3.3.2.1(2)-5 |

| 図 3.3.2.1(2)-2 | 2 酸化皮膜付与中の水質履歴 | $\cdots 3.3.2.1(2)$ -6 |
|----------------|-----------------------------------|------------------------|
| ⊠ 3.3.2.1(2)-3 | 3 停電前後の水質履歴 | 3.3.2.1(2)-7 |
| ⊠ 3.3.2.1(2)-4 | 4 酸化皮膜付与前後の表面残留応力測定結果(TP No.25, 2 | 6) |
| | | 3.3.2.1(2)-8 |
| 図 3.3.2.1(2)-5 | 5(1/4) 重量測定・断面観察用試験片外観(酸化皮膜付与後) | 3.3.2.1(2)-9 |
| ⊠ 3.3.2.1(2)-5 | 5(2/4) 重量測定・断面観察用試験片外観(酸化皮膜付与後) | 3.3.2.1(2)-10 |
| ⊠ 3.3.2.1(2)-5 | 5(3/4) 重量測定・断面観察用試験片外観(酸化皮膜付与後) | 3.3.2.1(2)-11 |
| ⊠ 3.3.2.1(2)-5 | 5(4/4) 重量測定・断面観察用試験片外観(酸化皮膜付与後) | 3.3.2.1(2)-12 |
| 図 3.3.2.1(2)-6 | 3 残留応力測定用試験片外観(酸化皮膜付与後) | 3.3.2.1(2)-13 |
| 図 3.3.2.1(2)-7 | 7 試験片切断位置と断面観察位置(TP No.11, 18) | 3.3.2.1(2)-14 |
| 図 3.3.2.1(2)-8 | 3 (1/3) TP No.11 の断面観察結果 | 3.3.2.1(2)-15 |
| 図 3.3.2.1(2)-8 | 3 (2/3) TP No.11 の断面観察結果 | 3.3.2.1(2)-16 |
| 図 3.3.2.1(2)-8 | 3 (3/3) TP No.11 の断面観察結果 | 3.3.2.1(2)-17 |
| 図 3.3.2.1(2)-9 | 9(1/3) TP No.18の断面観察結果 | 3.3.2.1(2)-18 |
| 図 3.3.2.1(2)-9 | 9(2/3) TP No.18 の断面観察結果 | 3.3.2.1(2)-19 |
| 図 3.3.2.1(2)-9 | 9(3/3) TP No.18 の断面観察結果 | 3.3.2.1(2)-20 |
| 図 3.3.2.1(3)-1 | 除染試験装置外観 | 3.3.2.1(3)-3 |
| 図 3.3.3-1 (1/2 | 2) 予防保全対策技術の保守性に係る研究 事業計画案(令和 | 5年度版) |
| | | 3.3-4 |
| 図 3.3.3-2 (2/2 | 2) 予防保全対策技術の保守性に係る研究 事業計画案(令和 | 5年度版) |
| | | 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)-3 |
| ⊠ 3.4.1(1)-2 | シャルピー衝撃試験片の形状及び寸法 | 3.4.1(1)-3 |
| ⊠ 3.4.1(2)-1 | PLR ポンプにおける試験体採取位置及び試験体の配置と II |)の関係 |
| | | 3.4.1(2)-2 |
| 図 3.4.1(2)-2 | 各試験体の外観 | 3.4.1(2)-3 |
| 図 3.4.1(2)-3 | 試験体からの試験片採取位置と粗切断及びワイヤカットに。 | よる |
| | 試験体分割位置・試験体管理番号(ID-1) | 3.4.1(2)-4 |
| 図 3.4.1(2)-4 | 試験体からの試験片採取位置と粗切断及びワイヤカットに。 | よる |
| | 試験体分割位置・試験体管理番号(ID-2) | 3.4.1(2)-5 |
| 図 3.4.1(2)-5 (| 1/2) 試験体からの試験片採取位置と粗切断及びワイヤカッ | トによる |
| | 試験体分割位置・試験体管理番号(ID-3) | 3.4.1(2)-6 |
| 図 3.4.1(2)-5 (| 2/2) 試験体からの試験片採取位置と粗切断及びワイヤカッ | トによる |
| | 試験体分割位置・試験体管理番号(ID-3) | 3.4.1(2)-7 |
| 図 3.4.1(2)-6 | 試験体からの試験片採取位置と粗切断及びワイヤカットに。 | よる |
| | 試験体分割位置・試験体管理番号(ID-4) | 3.4.1(2)-8 |

xix

| 図 3.4.1(2)-7 | 試験体からの試験片採取位置と粗切断及びワイヤカットによる |
|----------------|---|
| | 試験体分割位置・試験体管理番号(ID-5) |
| 図 3.4.1(2)-8 | 試験体からの試験片採取位置と粗切断及びワイヤカットによる |
| | 試験体分割位置・試験体管理番号(ID-6) |
| ⊠ 3.4.1(3)-1 | 試験体の面の定義 |
| ⊠ 3.4.1(3)-2 | 引張試験片を採取するブロック及び方位 |
| ⊠ 3.4.1(3)-3 | ブロック材からの引張試験片採取板取図 |
| ⊠ 3.4.1(3)-4 | ID-1の引張試験片製作手順 |
| ⊠ 3.4.1(3)-5 | 引張試験片マーキング要領 |
| ⊠ 3.4.1(3)-6 (| 1/2) 引張試験片の外観写真 |
| ⊠ 3.4.1(3)-6 (| 2/2) 引張試験片の外観写真 |
| ⊠ 3.4.1(3)-7 | シャルピー衝撃試験片を採取するブロック体及び方位3.4.1(3)-15 |
| 図 3.4.1(3)-8 | E 面への罫書き位置 |
| 図 3.4.1(3)-9 | A 面への罫書き位置 |
| 図 3.4.1(3)-10 | シャルピー衝撃試験片加工手順 |
| 図 3.4.1(3)-11 | シャルピー衝撃試験片マーキング要領 |
| 図 3.4.1(3)-12 | (1/6) シャルピー衝撃試験片の外観写真 |
| 図 3.4.1(3)-12 | (2/6) シャルピー衝撃試験片の外観写真 |
| 図 3.4.1(3)-12 | (3/6) シャルピー衝撃試験片の外観写真 |
| 図 3.4.1(3)-12 | (4/6) シャルピー衝撃試験片の外観写真 |
| 図 3.4.1(3)-12 | (5/6) シャルピー衝撃試験片の外観写真 |
| 図 3.4.1(3)-12 | (6/6) シャルピー衝撃試験片の外観写真 |
| 図 3.4.1(3)-13 | 試験体 ID-2-③からの化学成分分析試験片採取個所3.4.1(3)-26 |
| ⊠ 3.4.1(3)-14 | 試験体 ID-5-③からの化学成分分析試験片採取個所3.4.1(3)-26 |
| ⊠ 3.4.1(3)-15 | 化学成分分析試料の外観写真 |
| ⊠ 3.4.2(1)-1 | 引張試験片寸法 |
| ⊠ 3.4.2(1)-2 (| 1/2) 引張試験片のスペックルパターン付与後の外観写真3.4.2(1)-5 |
| ⊠ 3.4.2(1)-2 (| 2/2) 引張試験片のスペックルパターン付与後の外観写真3.4.2(1)-6 |
| ⊠ 3.4.2(1)-3 (| 1/2) 引張試験片の試験後の外観写真 |
| ⊠ 3.4.2(1)-3 (| 2/2) 引張試験片の試験後の外観写真 |
| 図 3.4.2(1)-4 (| 1/2) 引張試験片の平行部ひずみ分布 |
| 図 3.4.2(1)-4 (| 2/2) 引張試験片の平行部ひずみ分布 |
| 図 3.4.2(1)-5 (| 1/2) 引張試験片の応力ひずみ曲線 |
| 図 3.4.2(1)-5 (| 2/2) 引張試験片の応力ひずみ曲線 |
| 図 3.4.2(2)-1 | 1T-C(T)試験片の寸法 |
| 図 3.4.2(2)-2 | 令和4年度に実施した破壊靭性試験結果の例(ID-2-FR1)3.4.2(2)-12 |

| 図 3.4.2(2)-3 取得 | する試験結果イメージ | 3.4.2(2)-13 |
|---------------------|------------------------------------|-------------|
| 図 3.4.2(2)-4 クリ | ップゲージ形状及び寸法 | 3.4.2(2)-14 |
| 図 3.4.2(2)-5 フェ | ライト量測定箇所 | 3.4.2(2)-15 |
| 図 3.4.2(2)-6 (1/3) | 弾塑性破壊靭性試験における荷重-荷重線変位関係… | 3.4.2(2)-16 |
| 図 3.4.2(2)-6 (2/3) | 弾塑性破壊靭性試験における荷重-荷重線変位関係… | 3.4.2(2)-17 |
| 図 3.4.2(2)-6 (3/3) | 弾塑性破壊靭性試験における荷重-荷重線変位関係… | 3.4.2(2)-18 |
| 図 3.4.2(2)-7 (1/3) | 弾塑性破壊靭性試験後の破面マクロ写真 | 3.4.2(2)-19 |
| 図 3.4.2(2)-7 (2/3) | 弾塑性破壊靭性試験後の破面マクロ写真 | 3.4.2(2)-20 |
| 図 3.4.2(2)-7 (3/3) | 弾塑性破壊靭性試験後の破面マクロ写真 | 3.4.2(2)-21 |
| 図 3.4.2(2)-8 (1/3) | NDR 法による J-R 曲線 | 3.4.2(2)-22 |
| 図 3.4.2(2)-8 (2/3) | NDR 法による J-R 曲線 | 3.4.2(2)-23 |
| 図 3.4.2(2)-8 (3/3) | NDR 法による J-R 曲線 | 3.4.2(2)-24 |
| 図 3.4.2(2)-9 NDF | ? 法によるべき乗近似 J-R 曲線の比較 | 3.4.2(2)-25 |
| 図 3.4.2(2)-10 (1/3) | 除荷弾性コンプライアンス法による J-R 曲線 | 3.4.2(2)-26 |
| 図 3.4.2(2)-10 (2/3) | 除荷弾性コンプライアンス法による J-R 曲線 | 3.4.2(2)-27 |
| 図 3.4.2(2)-10 (3/3) | 除荷弾性コンプライアンス法による J-R 曲線 | 3.4.2(2)-28 |
| 図 3.4.2(3)-1 (1/2) | ID-1-M1のアトムマップ | 3.4.2(3)-5 |
| 図 3.4.2(3)-1 (2/2) | ID-1-M1のアトムマップ | 3.4.2(3)-6 |
| 図 3.4.2(3)-2 (1/3) | ID-2-M1のアトムマップ | 3.4.2(3)-7 |
| 図 3.4.2(3)-2 (2/3) | ID-2-M1のアトムマップ | 3.4.2(3)-8 |
| 図 3.4.2(3)-2 (3/3) | ID-2-M1のアトムマップ | 3.4.2(3)-9 |
| 図 3.4.2(3)-3 (1/2) | ID-3-M1のアトムマップ | 3.4.2(3)-10 |
| 図 3.4.2(3)-3 (2/2) | ID-3-M1のアトムマップ | 3.4.2(3)-11 |
| 図 3.4.2(3)-3 (1/4) | ID-4-M1のアトムマップ・・・・・ | 3.4.2(3)-12 |
| 図 3.4.2(3)-4 (2/4) | ID-4-M1のアトムマップ・・・・・ | 3.4.2(3)-13 |
| 図 3.4.2(3)-4 (3/4) | ID-4-M1のアトムマップ | 3.4.2(3)-14 |
| 図 3.4.2(3)-4 (4/4) | ID-4-M1のアトムマップ | 3.4.2(3)-15 |
| 図 3.4.2(3)-5 (1/3) | ID-5-M1のアトムマップ | 3.4.2(3)-16 |
| 図 3.4.2(3)-5 (2/3) | ID-5-M1のアトムマップ | 3.4.2(3)-17 |
| 図 3.4.2(3)-5 (3/3) | ID-5-M1のアトムマップ | 3.4.2(3)-18 |
| 図 3.4.2(3)-6 (1/3) | ID-6-M1のアトムマップ | 3.4.2(3)-19 |
| 図 3.4.2(3)-6 (2/3) | ID-6-M1のアトムマップ | 3.4.2(3)-20 |
| 図 3.4.2(3)-6 (3/3) | ID-6-M1のアトムマップ | 3.4.2(3)-21 |
| 図 3.4.3-1 試験に。 | より取得した J·R 曲線と H 3 T モデルにより求めた J·I | €曲線の比較 |
| | | 3.4.3-3 |

| 図 3.4.3-2 H | 3Tモデルにより求めた弾塑性破壊靭性 Jlcの経時変化と実測値の比較 |
|-------------|------------------------------------|
| | |
| 図 3.4.3-1 ヌ | テンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究 事業計画(令和5年度版) |
| | |

1. まえがき

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5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への保守性を確認することを目的として実施する。

得られた成果は、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も資す る。上記、目的を達成するために、以下の項目について事業を実施する。

2.2 実施概要及び内容

令和5年度の実施計画概要及び内容を以下に、実施工程を表 2.2-1 に示す。

2.2.1 実機材料を用いた実機材料を活用した安全研究マップの定期的な見直し

令和2年度に策定した実機材料を活用した安全研究マップ(以下、「安全研究マップ」 という)について、実機材料を用いた材料健全性研究に関する国内外の計画や実施状況 を鑑み、適宜見直しを実施する。なお、見直した内容の安全研究マップへの反映等につ いては、原子力規制庁担当官と協議することとする。併せて、安全研究マップの内容等 については、原子力規制庁担当官から引継ぎを受けることができる。

2.2.2 靭性低下に係る研究

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靭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靭性 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靭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靭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靭性試験を行う ことにより、実機条件における破壊靭性に関する知見を取得し、評価式の保守性を確 認する。令和5年度は、計画に基づき以下の項目について実施する。なお、令和4年度 に実施した研究成果から抽出された課題に基づき、以下の項目以外で令和5年度に実 施すべきとする項目は適切に計画を立案して実施する。

(1) 試験体採取工法の工事基本実施計画(案)の策定

令和4年度に検討した、試験体採取仕様の詳細に基づき、選定したプラントを対象 に、本研究で使用する試験体採取のための試験体採取工法に係る、工事基本実施計画 を検討する。工事基本実施計画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、電気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4年度に検討した詳細検討に基づ き、令和5年度は、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。

(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6年度以降の靭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する。

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、予防保全対策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対策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。なお、予防保全対策部の残留応力評価を行う一つの方法として、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、除染による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 施例はなく影響の確認が必要である。令和5年度は、計画に基づき、以下の項目につい て実施する。なお、令和4年度に実施した研究成果から抽出された課題に基づき、以下

の項目以外で令和5年度に実施すべきとする項目は適切に計画を立案して実施する。

(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4年度に策定した沸騰水 型原子力発電プラントの廃炉段階における除染による影響確認試験計画の策定に引き 続き、加圧水型原子力発電プラントの廃炉段階における除染による影響確認試験計画 を検討する。

2) 要素試験体による解析手法の妥当性確認の検討

令和3年度の実機構造模擬(モックアップ)試験の試験計画と、令和4年度に検討した 詳細実施要領、ピーニングによる表層部の圧縮残留応力及び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解析による影響確認結果より、要素試験体解析モ デルによる解析手法の妥当性確認を実施する。具体的には、要素試験(平板等溶接+ピ ーニングの試験体製作・切断試験)及び要素試験を模擬した解析を実施し、要素試験結 果との比較・検証に着手する。

(2) 試験の実施

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4年度に策定した沸騰水 型原子力発電プラントの廃炉段階の除染による影響確認試験計画案を基に、試験準備 に着手する。

(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6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しする。

2.2.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究

BWR プラントの再循環ポンプ等に用いられているステンレス鋼鋳鋼は、長時間高温 に曝されることにより材料の組織が変化して靱性が低下(熱時効)する。高経年化技術評 価等においては、ステンレス鋼鋳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 PWR プラントの環境を考慮して開発 され、PWR プラント及び BWR プラントの評価に用いられている。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、破壊靭性試験等を実施し、実機環境 での H3T モデルによる熱時効による靱性の低下挙動評価手法の保守性を検証する。令 和5年度は、以下の項目について実施する。なお、令和4年度に実施した研究成果から 抽出された課題に基づき、以下の項目以外で令和5年度に実施すべきとする項目は適 切に計画を立案して実施する。

(1) 試験片の製作

熱時効による靭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5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5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6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。

2.2.5 研究実施体制及び実施方法(実機材料を活用した安全研究検討委員会)

本事業において収集した情報、研究計画(安全研究マップ含む)、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(5 名程 度)による実機材料を活用した安全研究検討委員会を開催し、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。開催回数は年3回程度とする。

| 月度 | 4 | 6 | 7 | 9 | 10 | 12 | 1 3 |
|---------------------------------------|---|---|----------|---|-----|-----------------|--------------|
| 実施項目 | | | | | | | |
| 実機材料を活用した安全研究検討委員会 | | | ▲ (7/25) | | (12 | (11/6) 2/21) | (2/6) |
| 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) 安全研究マップの見直し | | | | | | | |
| • 研究課題整理表の更新 | | | | | | | |
| ・ 安全研究マップへの反映 | | | | | | | |
| ・ 安全研究マップの定期的な見直し | | | | | | | |
| 2. 靱性低下に係る研究 | | | | | | | |
| (1) 試験体採取工法の工事基本実施計画(案) | | | | | | | |
| の策定 | | | | | | | |
| 機器解体開始前の試験体採取工法の工 | | | | | | | |
| 事基本実施計画 | | | | | | | |
| 機器解体時の試験体採取工法の工事基 | | | | | | | |
| 本実施計画 | | | | | | | |
| 放射能測定による試験体照射量評価手 | | | | | | | |
| 法の検証 | | | | | | | |
| 試験体採取工法の材料への影響評価 | | | | | | | |
| (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 | | | | | | | |
| • 要素試験体による解析手法の妥当性 | | | | | | | |
| 確認の検討 | | | | | | | |
| (2) 試験の実施 | | | | | | | |
| ・ BWR プラント廃炉時の除染の影響 | | | | | | | |
| 確認試験 | | | | | | | |
| (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 | | | | | | | |
| 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 |
| | | | | | | | • |

表 2.2-1 実施工程

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り、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が必要である。この目的に照らし、本事業では令和2年度 ^[3.1-1]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 動向及び技術的知見、並びに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、「実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題 整理表」(以下、「課題整理表」という)を作成した。また、この課題整理表に基づき、 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」(以下、「安全研究マップ」という)を作成した。令和5年度は、 令和4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 となる課題整理表に集約した技術情報について、令和4年度調査結果から本年度に調 査可能な期間(2023 年 12 月末前後)までの動向等の公開文献を中心に調査し、課題整 理表の更新に資した。この更新した課題整理表に基づき安全研究マップへ反映する。 なお、課題整理表、並びに安全研究マップの内容等については、過年度の本事業報告書 [3.1-1] [3.1-2]を参照するとともに、原子力規制庁担当官から引継ぎを受けた。

《参考文献》

 [3.1-1] 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)(原子力規制庁委託成果報告書;令和2年度) 国立国会図書館、(https://ndlsearch.ndl.go.jp/books/R10000002-I032022484 : 閲覧日 2024 年 2 月 9 日)、原子力規制庁 (https://www.nra.go.jp/activity/anzen/seika/itaku.html:閲覧日 2024 年 2 月 13 日)

 [3.1-2] 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)(原子力規制庁委託成果報告書;令和4年度)
 国立国会図書館、(https://ndlsearch.ndl.go.jp/books/R10000002I033107776 : 閲覧日 2024 年 2 月 8 日)、原子力規制庁 (https://www.nra.go.jp/activity/anzen/seika/itaku.html:閲覧日 2024 年 2 月 13 日)

3.1.1 実機材料を用いた材料健全性研究に関する計画・実施状況の調査

安全研究マップの定期的な見直しのため、実機材料を用いた材料健全性研究に関す る国内外の計画や実施状況を鑑み、適宜見直しを実施する。見直しにあたっては、その 計画や実施状況を調査して、材料健全性研究に関する知見や課題を課題整理表に反映 した。

令和4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 格動向等の知見の調査結果を踏まえ、令和5年度以降の動向等について公開文献を中 心に調査した。本項では調査結果を以下の構成でまとめた。

- 実機材料を用いた材料健全性研究に関する国外の計画・実施状況の調査
 - ① 日常保全「配管減肉」
 - ② 経年劣化評価事象(日常保全 SCC を含む)

(中性子照射脆化、低サイクル疲労、IASCC、SCC、ステンレス鋳鋼の熱時効)

- 実機材料を用いた材料健全性研究に関する国内の計画・実施状況の調査
 - ① 日常保全「配管減肉」
 - ② 経年劣化評価事象(日常保全 SCC を含む)

(中性子照射脆化、低サイクル疲労、IASCC、SCC、ステンレス鋳鋼の熱時効)

課題整理は「経年劣化事象」で整理しており、後述の通りカテゴリーを「経年劣化評価」と「日常保全」で大別している。上記の報告書の構成では、日常保全のカテゴリーである「配管減肉」と「応力腐食割れ(SCC)」について、前者は単独で調査結果をまとめ(上記①)、後者は「経年劣化評価」に含めて調査した(上記②)。この構成とした観点は以下のとおりである。

電気事業者は、原子力プラントの安全上重要な機器の日常的な保全活動(日常保全)に おける点検、検査の中で、「経年劣化事象」の徴候やその進展の程度を把握するととも に、国内外の原子力発電所の運転経験や最新の技術的知見を反映し、必要に応じて追 加的な予防保全策や、適時新しい機器への取替えなどを実施している。日常保全で管 理し、長期運転に関する安全性確保・向上の観点から重要であると考えられる「経年劣 化事象」に、

- · 一般腐食(配管減肉)
- 応力腐食割れ(以下、「SCC」という)

がある。さらに、電気事業者は、運転開始後 30 年を迎える時期に、60 年運転を想定し た経年劣化に関する技術的な評価(高経年化技術評価)を実施し、長期健全性について評 価するとともに、保全内容の充実を図っている。この評価は、以後 10 年毎に再評価を 実施する。対象となる「経年劣化事象」は、運転期間に依存して劣化が進行する現象や、 機器の健全性やシステムの安全性に影響を与える可能性のある事象として、高経年化 対策実施ガイド^[3,1,1·1] や高経年化対策実施基準^[3,1,1·2]に、「より重要な経年化評価上着 目すべき経年劣化事象」(経年劣化評価事象)が示されており、本事業で対象とする原子 カプラントー次系を構成する主要鋼製機器・システムに考慮すべき劣化事象に以下の 4事象がある。

- · 中性子照射脆化
- ・ 低サイクル疲労
- ・ 照射誘起型応力腐食割れ(以下、「IASCC」という)
- ・ ステンレス鋳鋼の熱時効

前述の日常保全の一般腐食は幅広い種類の設備で生じており、炭素鋼、ステンレス 鋼ともに、塩分濃度が高くなるような配管等では、均一腐食、局部腐食ともに注意が必 要である。これら事象の予防には、日常点検などを中心とした予防保全措置が重要で あり、損傷が確認された場合には、その原因を究明し、必要に応じて水平展開を図るな ど、類似事象等の発生を防止することが有用である。一般腐食のうち、配管減肉は、水 や蒸気の流れによって配管内面の腐食・壊食が促進され生じることがあり、主要な事 象に、流れ加速型腐食(FAC, Flow Accelerated Corrosion)及び液滴衝撃エロージョン (LDI, Liquid Droplet Impingement Erosion)がある。これらの事象は、時間に対して 線形的な現象と考えられており、電気事業者は日本機械学会の配管減肉管理技術規格 (JSME 減肉管理規格)^{[3,1,1,3][3,1,1,4]}に基づき、定期事業者検査時に配管厚さを検査して 減肉を管理している。JSME 減肉管理規格では、適用対象とする設備や管理対象とす る配管減肉事象などの一般的な事項に加え、試験対象系統や部位の選定方法、試験実 施時期などの試験計画、試験項目、評価項目、並びに措置といった配管減肉管理の PDCA サイクル詳細が記載されている。また、JSME 減肉管理規格 2006 年版は、そ の策定プロセスの公正性・公平性・公開性、及び技術的要求事項の規制側との整合性、 減肉管理手法の技術的妥当性について、旧原子力安全・保安院によって確認[3.1.15]され、 配管減肉に対する保全管理を適切に実施可能なものと判断されている。電気事業者は この JSME 減肉管理規格を基に、各社における減肉管理指針を作成して減肉管理を行 っている(日常保全による管理)。

SCCは、冷却材に接する配管や炉内構造物において発生が懸念される。配管でSCC が発生し、その後継続的に進展した場合は、亀裂が板厚を貫通することにより冷却材 が漏洩する。貫通に至らない場合でも、SCCによる亀裂寸法が大きい場合には、地震 等により大きな荷重が付加された場合に、SCCの亀裂先端を起点に破壊が生じ、圧力 バウンダリ機能が失われる可能性がある。電気事業者は、日本機械学会維持規格^[3,1,1:6] の検査規定に基づき、供用期間中検査において超音波などを用いたSCCに対する検査 を実施している。維持規格では、経年劣化事象と特定しない一般検査規定と経年劣化 を特定した個別検査規定が定められ、機器や構造物の溶接継手のカテゴリー毎に検査 範囲及び方法が定められている。供用期間中検査で欠陥が検出された場合には、検出 された欠陥に対して構造健全性評価を行い、健全性評価結果により継続運転か、補修 もしくは取替を判断するルールを定めている。これにより、供用期間中検査でSCCが 検出された場合でも、健全性が確保される範囲内においてSCCを管理した運転が可能 となり、直ちに補修・取替を行う必要はなくなっている。維持規格に定められている補 修技術に加え、様々な補修・取替技術が開発されており、SCCが検出された場合の対 応ができるようになっている(日常保全による監視と詳細評価による構造健全性確認)。

減肉配管は規格に基づく減肉管理によって劣化を管理するのに対し、SCC は供用期 間中検査と、万が一、検査で欠陥が検出された場合には、検出された欠陥に対して構造 健全性評価を実施し、継続運転、あるいは補修もしくは取替を判断している。そのた め、配管減肉関連の研究は、流動因子・水化学因子・材料因子の各因子の評価研究や、 実機プラントを対象とした保全優先度の体系化、予測手法の評価研究などが主である のに対し、SCC は IASCC と同様に、劣化事象による亀裂の検知技術、亀裂の発生、 亀裂の進展、その進展による破壊評価と是正処置の観点で、亀裂を見つける検査技術、 メカニズムや構造健全性に関する研究が主である。

以上より、高経年化対応に関する国内外の最新研究開発動向調査は、「日常保全」の 配管減肉、並びに SCC のうち、SCC は IASCC のカテゴリーである「経年劣化評価事 象」と合わせて調査結果をまとめた。

《参考文献》

| [3.1.1-1] | 「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」, 平成 25 |
|-------------|--|
| | 年6月19日,原子力規制委員会(最終改正:令和2年3月31日) |
| [3.1.1 - 2] | 「日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準」 一般 |
| | 社団法人 日本原子力学会, AESJ-SC-P005:2008,2021(追補 3) |
| [3.1.1-3] | 日本機械学会、発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管 |
| | 減肉管理に関する技術規格(2006 年度版)、JSME S NG1-2006 |
| [3.1.1 - 4] | 日本機械学会、発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管 |
| | 減肉管理に関する技術規格(2006 年度版)、JSME S NH1-2006 |
| [3.1.1-5] | 原子力安全・保安院、「原子力発電工作物の保安のための点検、検査 |
| | 等に関する電気事業法施行規則の規定の解釈(内規)の制定について」 |
| | NISA-163c-08-5(2008) |
| [3.1.1-6] | 「日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格」. JSME S NA1- |
| | 2016. 日本機械学会 |

(1) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する国外の計画・実施状況の調査

1) 日常保全「配管減肉」

配管減肉に関する近年の新たな研究や、重要な知見に関する文献に対し、令和4年 度に減肉配管の高経年化技術評価の状況を踏まえ調査^[3.1.1(1)-1]した以下の新たな知見・ 研究が必要な減肉管理上の課題について、調査した。

- 測定困難部位の減肉管理に関する研究
- 配管減肉予測手法の適用に関する研究
- 暫定漏洩許容に関する研究

配管減肉関連の研究は、流動因子・水化学因子・材料因子の各因子の評価研究や、実 機プラントを対象とした予測手法の評価研究などが主であるため、米国機械学会 (ASME)の Pressure Vessels & Piping Conference などの機械系の論文誌・学会や、 Corrosion Science や International Conference on Water Chemistry in Nuclear Reactor Systems (NPC)、The European Corrosion Congress (EUROCORR)などの水 化学系の論文誌・学会で発表されることが多い。ここでは国外知見調査として、これら の論文集・学会発表を調査した。

① 測定困難部位の減肉管理に関する研究

ASME PVP2023 等で、本研究に関する文献はなかった。

② 配管減肉予測手法の適用に関する研究

JSME 減肉管理規格(2006 年版)の技術評価文書^[3.1.1(1)-2]における留意事項の 1 つ である「配管分岐合流部の穴の周囲の肉厚管理」に関連する文献として以下があった。

- Yoneda. K, et al., "DEVELOPMENT OF PREDICTION TOOL FOR FLOW-ACCELERATED CORROSION (1) EVALUATION OF PIPELINE LAYOUT EFFECT CONSIDERING VARIOUS PIPE COMPONENT COMBINATIONS", PVP2023-105689 [3.1.1(1)-3]
- Yuasa. T, et al., "DEVELOPMENT OF PREDICTION TOOL FOR FLOW-ACCELERATED CORROSION: (2) EVALUATION OF GEOMETRY FACTOR FOR VARIOUS PIPE COMPONENTS", PVP2023-105401^[3.1.1(1)-4]
- Uchiyama. Y, et al., "DEVELOPMENT OF PREDICTION TOOL FOR FLOW-ACCELERATED CORROSION: (3) DEVELOPMENT AND VALIDATION OF PREDICTION SOFTWARE "FALSET" WITH WATER SINGLE-PHASE FAC DATA OBTAINED IN JAPANESE BWR PLANTS", PVP2023-105848^[3.1.1(1)-5]
- Morita. R, et al., "DEVELOPMENT OF PREDICTION TOOL FOR FLOW-ACCELERATED CORROSION: (4) DEVELOPMENT AND VALIDATION OF PREDICTION SOFTWARE "FALSET" WITH WATER SINGLE-PHASE FAC DATA OBTAINED IN JAPANESE PWR PLANTS", PVP2023-105766^[3.1.1(1)·6]
上記文献は、配管減肉の予測手法の開発に関する一連の文献であり、既知の条件(設計条件や運転条件)から各配管要素の減肉率を評価する予測手法はより効率的な減肉管理が可能となるため、欧米では実機プラントの減肉管理に導入されている。国内においても国内原子カプラントで適用可能な予測手法が開発されており、電力中央研究所では予測モデルの開発、及び予測モデルを組み込んだ予測コード「FALSET」を構築し、実機プラントデータを用いた検証を実施している。本文献で検討している課題は腐食劣化(配管減肉)の課題整理表の(腐食劣化・4)に整理済である。

また、「保全重要度」に関連して、配管損傷リスクを考慮した保全管理の導入検討に 関する文献に以下があった。

• Yuasa. T, et al., "Evaluation of Jet Impact Region and Fluid Force Generated from Ruptured Pipes (5) Experimental and numerical study on flashing jet with saturated and subcooled water", ICONE30-1355 (2023) [3.1.1(1)-7]

上記の文献は、原子力プラントの保全活動全般に関する規程である日本電気協会の JEAC 4209「原子力発電所の保守管理規程」^[3.1.1(1)-8]で規定されている「保全重要度」 を活用した減肉管理についても検討をしているものである。JEAC 4209 では系統・機 器の「保全重要度」を指標とした保全計画の策定が位置づけられており、安全機能の重 要度分類や PRA によるリスク情報などの原子力安全上の指標に加えて、工学的な判断 に基づく供給信頼性、運転経験、作業安全、環境影響なども考慮可能となっている。し かし、これらは必ずしも定量化されていないため、原子力安全上の指標が相対的に小 さいタービン系・復水/給水系統などに対しては保全重要度を用いた保全管理方式の決 定が困難と考えられる。この保全重要度に対して、配管損傷時の人体や周辺機器への 影響(保全管理上の指標)を定量化し、減肉事象が顕在化しやすいタービン系・復水/給水 系統における減肉管理のレベルを分類する研究も進められている。本文献で検討して いる課題は腐食劣化(配管減肉)の課題整理表の(腐食劣化・2)に整理済である。

配管減肉は、国外では予測を用いた減肉管理が一般的であり、近年の研究開発についても予測モデルの拡張・高度化に関する内容が多い。また、PWR プラントにおける 新たな水質調整剤の効果に関する研究も幾つか確認されている。

 S. Parker, S. McCracken, R. McGill, Y. Patten, "HISTORY AND TECHNICAL SCOPE OF CODE CASE N-513", ASME Pressure Vessels & Piping Conference 2023, PVP2023-106137^[3,1,1(1)-9]

上記文献は、クラス 2 以下の低エネルギー配管に対する暫定漏洩許容を定めた ASME 規格(Section XI Code Case N-513)^[3.1.1(1)-10]の経緯や最新版である N-513-6の 特徴についてまとめたものである。当該規格はクラス 2 以下の配管に対する減肉管理 の最適化に資するものであり、本文献で検討している暫定漏洩許容の考え方に関する 課題は、腐食劣化(配管減肉)の課題整理表の(腐食劣化-7)として、令和5年度に追加し た。

2) 経年劣化評価事象(日常保全 SCC を含む)[国外最新研究開発動向調査]

「経年劣化評価事象」及び「日常保全」のうち SCC に関する近年の新たな研究や、 重要な知見に関する文献に対し長期運転を含め、実機材を活用した材料健全性に関す る新たな知見・研究について調査した。対象とした劣化事象を以下に示す。

- · 中性子照射脆化
- ・ 低サイクル疲労
- \cdot IASCC, SCC
- ・ ステンレス鋳鋼の熱時効
 - 本項の国外動向調査では、国際的なプロジェクト動向として、以下を調査した。
- 米国 DOE LWRS プロジェクト(2011 年~)
- ・ フィンランド VTT BRUTE プロジェクト(2007 年~2019 年)
- ・ スペイン Zorita プロジェクト(2007 年~2019 年)
- ・ スウェーデン SMILE プロジェクト(2021 年~2025 年)
- フランス EDF/MAI プロジェクト(PWR)(2011 年~)
- また、2023年度に開催された国際会議として以下を調査した。
- ASME PVP 2023 Pressure Vessels & Piping Conference
- 20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors (ENVDEG 2022)
- 21st International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors (ENVDEG 2023)
- ① 国際研究プロジェクトの動向
- a) 米国 DOE LWRS プロジェクト(2011 年~)

LWRS:Light Water Reactor Sustainability(軽水炉持続性)

LWRS プロジェクトは、米国で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、エネ ルギー省 DOE が出資し、EPRI、NRC と連携し推進する原子力プラントの経年変化に 関する研究プログラムであり、主に機器の経年変化の基礎を理解することを目的に実 施されている。DOE は、米国原子力産業界が、運転期間を 60 年から 80 年へ延長す ることを志向している背景を踏まえ、LWRS プログラムを実施することにより経済的 及び戦略的に米国の原子力産業界の維持・発展をサポートしている。LWRS プロジェ クトではレポートを公開しており^[3,1,1(1)-11]、Materials Research 分野の 2023 年度発刊 レポートは6カテゴリーに分類されており、2023 年度発刊レポート数は下記の通りで ある。

Cable Aging and Cable NDE (3 件)

- Concrete Aging and Degradation (1 件)
- Management Report (0 件)
- Mitigation Methods and Technologies (3 件)
- · Reactor Core and Primary Systems (7 件)
- Reactor Pressure Vessel (0 件)

本節の調査対象機器である「原子力プラントー次系の主要鋼製機器・システムの経 年劣化事象」には、Reactor Core and Primary Systems (7件)を調査した。

ここで、Reactor Core and Primary Systems (7件)は以下のうち、3件は長期運転を 含め、実機材を活用した材料健全性に関連しないことから調査対象から除外した。

• Applying grain-boundary sensitive electrochemical scanning probe techniques to evaluate intergranular degradation of irradiated and deformed stainless steels^[3.1.1(1)-12]

>粒界劣化評価するための電気化学走査プローブ技術の適用

 Spread Spectrum Time Domain Reflectometry (SSTDR) and Frequency Domain Reflectometry (FDR) for Detection of Cable Anomalies Using Machine Learning^[3.1.1(1)-13]

>機械学習を用いたケーブル異常検出のための各種反射率法関連研究

 Extended Bandwidth Spread Spectrum Time Domain Reflectometry Cable Test for Thermal Aging, Low Resistance Fault, and Water Detection^[3.1.1(1)-14]
 >拡張帯域幅スペクトラム拡散時間領域反射率測定ケーブル試験

調査対象とした文献4件の概要と、関連する課題管理表の課題への反映要否について以下に示す。

• Ziqing Zhai, et al., Preparation for Stress Corrosion Crack Initiation Testing of Austenitic Stainless Steels in PWR Primary Water^[3.1.1(1)-15]

本レポートは、PWR 一次系配管 IGSCC 試験計画の検討に関するものであり、課 題管理表「日常保全」No.13 PWR 原子炉冷却系配管の SCC ステンレス鋼の SCC(発 生評価)としてリストアップ済である。なお、後述の国内の研究動向調査を踏まえ、 No.13(発生評価)の課題を展開し、進展評価、発生・進展メカニズム検討、破壊評価手 法の高度化の 3 つの課題を追加して再整理している(令和 5 年度追加番号 R5-6,7,8)。 レポートの概要を以下に示す。

PWR 一次系 SUS304(L)/316(L)オーステナイト系ステンレス鋼(SS)の運転経験とし て、近年、PWR 一次冷却水中で粒界型応力腐食割れ(IGSCC)の発生が報告されるよう になったことを踏まえ、原子力発電所の稼働率に影響を及ぼす潜在的に深刻な新たな 課題として織り上げ、IGSCC の発生メカニズムとプラントへの影響をよりよく理解す ることは、積極的な管理戦略について電力会社と規制当局に情報を提供するために必 要であると提言している。この必要性に対処するための詳細な試験計画を策定する準 備として、本報告書では、通常の PWR 一次冷却水環境におけるオーステナイト系 SS の SCC 発生に関する参照すべき現場経験(トラブル)と実験室研究をレビューし、知識 と技術のギャップを明らかにし、近い将来の行動計画を提案している。運転経験とし て、

- 2020 年 8 月、大飯原発 3 号機(1991 年運転開始)の供用期間中検査において、加圧 器スプレイライン配管の 316SS 溶接部のき裂
- 2021年10月21日に、10年毎点検で安全注入系(RIS)配管エルボの溶接部近傍に 複数の欠陥指示

の事例を紹介するとともに、フランスでは Civaux 1 号機で上記の IGSCC が検出さ れると、EDF は、その後、複数の原子力発電所を同様に欠陥調査のために停止させ、 本報告の時点で Civaux-2、Chooz-1 & -2、Penly-1、Chinon-3、Cattenon-3、 Flamanviller-2、Golfech-1の複数のユニットで追加の兆候が検出されたことを踏まえ、 PWR 一次冷却水中におけるオーステナイト系ステンレス鋼の SCC 発生研究の現状に ついてレビューをまとめている。文献調査に基づく実験室での研究から将来の SCC 発 生研究活動の計画立案の指針となる有用な情報として、通常の PWR 一次冷却水条件 で得られた試験データを中心に、過去の SCC 発生研究から得られた主要な情報とし て、SCC 発生試験方法、主な影響因子、冷間加工、鋭敏化、表面仕上げ、合金元素、 試験の負荷パターン、クリープ、並びに環境について既往知見をまとめている。これら の集約を踏まえ、著者らは、PWR 一次冷却水中におけるオーステナイト系 SS の SCC 発生研究の計画における、現状の知見と技術のギャップを明らかにし、近い将来の行 動計画として以下を提案している。

タスク1:フランス PWRの SCC 原因分析を支援する調査

タスク2:材料の選択、入手、準備

- タスク3: SCC 発生試験方法と試験片設計の再評価
- Ziqing Zhai, et al., FY 2023 Progress on Stress Corrosion Crack Testing of Ni-Base Alloys in PWR Primary Water^[3.1.1(1)-16]

本レポートは、PWR 一次系配管 IGSCC 試験計画の検討に関するものであり、課 題管理表「スコーピング」No.3 にて、一次冷却系(原子炉容器、加圧器、蒸気発生器等) の管台・貫通孔部の SCC(690 合金(溶接金属)の PWSCC 健全性確認)としてリストアップ済 である。なお、後述の国内の研究動向調査を踏まえ、本課題はスコーピング(No.13)か ら「日常保全」の課題管理表に移動し、課題は令和5年度の追加番号 R5-16、R5-17、 R5-18 及び R5-19 に示すように、PWR Ni 基合金の応力腐食割れ(PWSCC)の発生評 価、進展評価、発生・進展メカニズム検討、破壊評価手法の高度化の4つの課題に拡 張して課題を再整理している。レポートの概要を以下に示す。

PWR 一次冷却水環境中の高 Ni 合金 SCC 試験の検討に関するもので、本報告書は 二部構成となっており、前半は水酸化リチウム(LiOH)もしくは水酸化カリウム(KOH) を含む PWR 一次冷却水中での Ni 基合金(82 合金)の SCC 発生・進展挙動の評価に関 する 3 年間の研究のうち、最終年度の進捗をまとめ、後半では、冷間加工された 690 合金の長期 SCC 発生試験の最新状況をまとめている。2023 年度は、Ni 基溶接金属で ある 82 合金に焦点を当てた試験を実施しており、LiOH を含む環境と KOH を含む環 境で、82 合金の SCC 発生とき裂進展挙動を直接比較し、試験後の特性評価と統計解 析を行った。その結果、PWR 一次冷却水の pH 調整剤として LiOH を KOH に置き換 えても、82 合金の SCC 発生・進展挙動に悪影響を与えないことが示唆されたと報告 している。

• Gary S. Was, et al., The Mechanism of Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracks in Stainless Steels^[3.1.1(1)·17]

本レポートは、ステンレス鋼における IASCC の発生機構に関するものであり、課題 管理表「経年劣化評価」No.31 にて、PWR 炉内構造物(炉心そう)の IASCC の破壊靱 性評価の高度化(データ拡充)に関する課題としてリストアップ済である。なお、後述の国 内の研究動向調査を踏まえ、No.13 の課題 破壊靱性評価の高度化(データ拡充)に対し、 発生評価、進展評価、発生・進展メカニズム検討 3 つの課題に拡張して課題を再整理 している(令和5年度追加番号 R5-6,7,8)。レポートの概要を以下に示す。

本レポートでは、IASCCの劣化モードについて、高分解能電子後方散乱法を用いて 局所的な応力・ひずみ状態を解析し、高分解能透過型電子顕微鏡を用いてき裂先端の粒 界相を同定し、応力と粒界酸化の役割を切り離すことで、この現象の複雑さを解き明 かし、IASCCの発生メカニズムを明らかにすることを目的としている。現在及び将来 の原子炉コンセプトの両方の原子炉炉心構成機器といった重要機器に使用されている 合金鋼のIASCCに対する知見の適用可能性について議論し、IASCCの機構論的説明、 すなわち、なぜ照射がオーステナイト系合金の粒界応力腐食割れを促進するのかにつ いて述べている。IASCCのメカニズムとして、照射に伴う転移チャネリングによるひ ずみと、粒界酸化の促進を提唱している。

• Bogdan Alexandreanu, et al., Effect of thermal aging on microstructure and stress corrosion cracking behavior of Alloy 152 weldments^[3.1.1(1)-18]

本レポートは、152 合金溶接材のミクロ組織と SCC 挙動に及ぼす熱時効の影響に関 するもので運転期間延長に伴う劣化の顕在化事象として、長範囲規則化変態 (LRO)の 可能性に言及している。この課題は、課題管理表「スコーピング」No.13 にて、PWR 原子炉冷却系/一次冷却系ノズル部等の熱時効(690 合金のロングレンジオーダリング) としてリストアップ済である。なお、後述の国内の研究動向調査を踏まえ、本課題はス コーピング(No.13)から「日常保全」の課題管理表に移動し、課題は令和5年度の追加 番号 R5-10 に示すように、PWR 一次冷却系 690 合金使用部の Ni 基合金の熱時効(熱 時効評価手法の高度化)として課題を再整理している。レポートの概要を以下に示す。

このレポートでは、152 合金溶接材のミクロ組織と SCC 挙動に及ぼす熱時効の影響

の観点から、加速熱時効条件下での 152 合金の微細構造変化と SCC 反応に焦点を当 て、研究対象とした材料(3 種類の温度 370°C、400°C、450°C)に 75,000 時間の時効処 理をした材料を用いて破壊靭性試験や微細構造の特性評価を実施している。この研究 の結論としては、370°Cと 450°Cで 60 年相当の使用まで時効処理を行ったが LRO の 証拠は見つからず、硬化は熱による Cr 炭化物の析出によるものと推定、60 年相当熱 時効した 3 つの Alloy 152 の SCC の SCC き裂進展速度データからは耐 SCC 性能の 劣化を示しているようであると報告している。

b) フィンランド VTT BRUTE プロジェクト (2007 年~2019 年)

BRUTE(Barsebäck reactor pressure vessel material used for true evaluation of embrittlement)プロジェクトは、バーセベック原子力発電所(スウェーデン BWR)2号の原子炉容器上蓋と炉心領域溶接部から採取した材料を活用し、監視試験計画に基づく中性子照射脆化予測の検証を目的として実施されている。このプロジェクトはVYR(Nuclear Waste Management Fund in Finland)、VTT Technical Research Centre of Finland、NKS (Nordisk Karnsakerhet)が出資する SAFIR2022 プログラム ^[3.1.1(1)-19]のプロジェクトの一つであり、SAFIR2022 では 8 カテゴリーで 39 プロジェクトを実施し

- · Overall Safety and Organisation(4PJ)
- Plant Level Analysis(5PJ)
- Reactor and fuel(5PJ)
- Thermal Hydraulics(7PJ)
- Mechanical Integrity(7PJ)
- Structures and materials(5PJ)
- Severe Accidents(2PJ)
- Research Infrastructure(4PJ : BRUTE PJ)

で構成されている。本プロジェクトに関するレポートは、VTT のホームページ^{[3.1.1(1)-}^{20]}より検索が可能であり、1件のレポートが公開されていた。

• Sebastian Lindqvist, et al., Mechanical behavior of high-Ni/high-Mn Barsebäck 2 reactor pressure vessel welds after 28 years of operation [3.1.1(1)-21]

本レポートは、実機原子炉圧力容器溶接部の機械試験と監視試験における脆化予測 の比較に関するものであり、課題管理表「経年劣化評価」No.6 にて、中性子照射脆化 の脆化予測式の高度化としてリストアップ済の課題に関するものである。レポートの 概要を以下に示す。

共用期間 28 年の原子炉圧力容器より採取した高 Ni/高 Mn 溶接部実機材を用いて、 ISO-148-1 に従った計装化シャルピー衝撃試験と ISO6892-1 に従った引張試験を含め た機械試験を実施し、その結果を監視試験結果と比較結果をまとめている。採取した 高 Ni/高 Mn 溶接部実機材に対し、ASTM E900、FFI、VVER の脆化予測曲線で脆化 傾向を評価、低フルエンス領域では Ni と Mn の相乗効果はあまり影響しないこと、 ASTM E900の予測が VVER や FFI のそれに比べ、実機溶接部の脆化傾向をより良く 再現したとしている。

c) スペイン Zorita プロジェクト(2007 年~2019 年)

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 を活用した研 究プロジェクトであり、実機使用条件下で照射された炉内構造物から金属材料(主にス テンレス鋼材)を採取し、長期間照射後の機械的・微視的特性に対する中性子照射の影 響評価と理解の深化を目的として実施され、EPRI、米国 NRC、CSN(スペイン規制当 局)、SSM(スウェーデン規制当局)、AXPO(スイスのエネルギー企業)、Tractebel(ベル ギー企業)等が参画した。ASME 2023 Pressure Vessels & Piping Conference の Technical Tracks の Search エンジンで、「Zorita」で検索したところ、以下の文献が あった。なお、この文献は、FRACTESUS (Fracture mechanics testing of irradiated RPV steels by means of sub-sized specimen)プロジェクトで実施した Mini-C(T)試験 技術の実証のため、照射材、並びに未照射材に対するベンチマーク試験及び数値解析 等を実施し、規格基準の策定も視野とした技術基盤の整備を行っているプロジェクト である。この中で、参画機関のラウンドロビン試験で使用した圧力容器鋼 A508 Cl.3 が ホセ・カブレラ Zorita の RPV 交換用上蓋の製造に使用された材料であり、Mini-C(T) 試験片に加工して使用している。なお、前述の FRACTESUS プロジェクトは、原子炉 圧力容器鋼の破壊靱性評価に関する欧州の国際プロジェクトで、EURATOM(欧州原子 力共同体)が主催している。実施期間は、2020年から2024年までの5か年である。参 加機関はプロジェクトリーダーを務めるベルギーSCK・CEN を始めとして欧州の主要 な原子力関連の研究機関や大学など計 21 機関であり、日本からは電中研が参加してい る。本プロジェクトは、欧州における Mini-C(T)試験片及びマスターカーブ法(MC)を 用いた圧力容器の破壊靭性評価技術の実証と規格基準の策定を目的として、産業界、 学術界のみならず欧州の規制当局も含めたコンソーシアムで技術検証を行う。複数の 照射及び未照射の原子炉圧力容器鋼を対象に複数の研究機関で試験を実施する大規模 ラウンドロビン試験が実施され、Mini-C(T)試験片及び MC 法の実機材料への適用性や 評価手法としての頑健性などが検証され、有限要素法を用いた数値解析も実施されて おり、同試験技術の技術的妥当性が検証されている。

• G. Bonny, et al., PRESENT STATUS OF THE FRACTESUS PROJECT: ROUND ROBIN ON UNIRRADIATED MATERIALS^[3,1,1(1)·22]

本レポートは、照射材に対する Mini-C(T)試験技術のベンチマーク試験及び数値解 析等による実証に関するものであり、課題管理表「経年劣化評価」No.2 にて、中性子 照射脆化の破壊靭性評価(MC 法の適用)としてリストアップ済の課題に関するもので ある。レポートの概要を以下に示す。

本レポートでは、参画機関で実施したラウンドロビン試験で、ホセ・カブレラ Zorita

の RPV 交換用上蓋圧力容器鋼 A508 Cl.3 があり、Mini-C(T)試験片に加工に使用された。内容は未照射材料の破壊靱性試験と、MC 法適用に関するラウンドロビン試験の概要を示した報告で、荷重変位曲線解析の検証、取得した破壊靱性試験のデータセット に対する MC の適用性検証、6 種の異なる材料(母材 4 種と溶接金属 2 種)について 13 の研究機関による Mini-C(T)試験片への MC 法の適用性検討についてまとめている。

d) スウェーデン SMILE プロジェクト(2021 年~2025 年)

Studsvik Material Integrity Life Extension

スウェーデンの廃炉プラントから材料を採取し分析・試験を行い、軽水炉の高経年 化に関する知見の取得、長期安全運転への貢献を目的とした国際共同プロジェクトで、 経済協力開発機構/原子力機関(OECD/NEA)が主催している。9か国(アメリカ、ベル ギー、中国、チェコ、ドイツ、日本、スイス、スウェーデン、フィンランド)の電気事 業者、研究機関、規制機関が参画している。海外廃炉材活用研究に対する成果の活用の 観点で、成果の共有を含めたプロジェクト参画への電気事業者ニーズは高く、電力中 央研究所が事業者代表として、原子力規制庁(NRA)とともに参画している。2023 年度 は、研究成果や進捗等を共有可能な会合等は開催されていないが、本事業の推進にあ たり、本事業の委託元の原子力規制庁とともに、受託者である電力中央研究所が参加 し、プロジェクトに関する情報共有を図り、本事業の推進に活用すべく情報を収集し ている。

e) フランス EDF/MAI プロジェクト(PWR)(2011 年~)

MAI(Materials Ageing Institute)はフランス電力会社 EDF 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。MAI プロジェ クトはメンバーシップ制で運営:正会員(電力事業者限定)と準会員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 して参加しており、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 ェクト等が Research projects として実施されているが、MAI ホームページの Events & news - The MAI[-13]でこれらプロジェクトに関する公知はなく、令和4年度に調査した PLiM2022 での発表からの進捗は公開されていない模様である^[3.1.1(1)-23]。

国際会議等の講演・予稿文献

a) ASME PVP 2023 Pressure Vessels & Piping Conference

ASME PVP 2023 は、2023 年 7 月 16 日(日)~21 日(金)にかけて、米国 Atlanta の Westin Peachtree Plaza で開催された。

長期運転を含め、実機材を活用した材料健全性に関する主要な発表を表 3.1.1(1)-1 に 示す。同表には文献の件名と著者、論文概要と課題管理表への反映要否として【調査結 果】を示している。調査対象とした文献は 19 件であるが、同表に示すように文献で取 り扱っている課題は各劣化事象でまとめた課題整理表に網羅されており、新しい劣化 事象や、現在対象としている劣化事象に対し新しい課題となるような知見はなかった。 なお、実機材を活用した研究の文献に以下があった。

 Timothy G. Lach, et al., "POST IRRADIATION EXAMINATION OF PRESSURIZED WATER REACTOR STAINLESS STEEL INTERNAL COMPONENTS", PVP2023-107347(文献番号 No.17)^[3.1.1(1)·24]

加圧水型原子炉(PWR)の内部構造部品、例えばバッフルフォーマーボルトは、発電 所の運転中、高温で大きな中性子照射と機械的応力を受ける。発電所の長期運転では、 このような条件がボルトの潜在的な劣化や耐荷重性能の低下につながる。特性劣化を より詳細に理解し、実験的な照射プログラムの結果を確認し、内部構成部品の構造材 料の運転寿命性能を予測するためには、運転中の原子炉から採取した材料の照射後試 験が必要である。本研究では、ウエスチングハウス社製の2ループダウンフロー型PWR から2本の高中性子束で照射された316ステンレス鋼バッフルフォーマーボルトを取 り出し、機械的試験と微細構造解析のために切断した。機械試験では、ボルト長さ方向 のばらつきは少ないものの、すべての部位で広範な照射硬化と破壊靱性の急激な低下 が認められた。また、走査型電子顕微鏡とアトムプローブトモグラフィーを用いた組 織観察から、照射による著しい析出、偏析、転位ループとキャビティ形成が認められ た。なお、機械的挙動とは異なり、ボルト長さ方向にかなりのばらつきが見られたもの の、照射量が低いボルトねじ部では、照射量が高いボルト頭部よりも析出や空孔形成 が多く予想とは逆の結果であった。このばらつきの原因は、温度、中性子エネルギース ペクトル、ガンマ線照射の勾配によるものと考えられるとしている。

なお、本論文は、課題整理表「経年劣化評価」の No.28.29.30 IASCC-P1,P2,P3 の PWR の IASCC への取り組みに関連する内容であるが、新規課題を提示するものでは ない。

 ENVDEG 2022(20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors)

ENVDEG 2022 は、2022 年 7 月 17 日(日)~21 日(木)にかけて、米国 Snowmass の The Viewline Resort で開催された。本会議は、令和 4 年度の調査時点でプログラ ムが公開され、長期運転を踏まえた高経年劣化、材料健全性に関連しそうなセッショ ンとして「80 年超運転のセッション」があり、予稿集が正式に発行されてからの調査 を行うとして令和 5 年度以降に実施とした経緯がある。令和 5 年度に予稿集が発行さ れたため、令和 5 年度に本セッションを調査した。

長期運転を含めた高経年化評価技術や実機材を活用した材料健全性に関する主要な 発表を表 3.1.1(1)-2 に示す。同表には文献の件名と著者、論文概要と課題管理表への反 映要否として【調査結果】を示している。調査対象とした文献は 19 件であるが、同表 に示すように文献で取り扱っている課題は各劣化事象でまとめた課題整理表に網羅さ れており、新しい劣化事象はなかった。なお、課題管理表の課題としては、後述の国内

3.1.1(1)-10

動向調査を踏まえ令和5年度に追加した課題2件に関連する文献があった。1件は、 課題管理表「経年劣化評価」に令和5年度にNo. R5-10として追加したPWR一次冷 却系 690 合金使用部の Ni 基合金の熱時効評価手法の高度化に関連する論文(論文 No,1,2,3,4,5,6,7)であり、もう1件は課題管理表「経年劣化評価」に令和5年度にNo. R5-8 として追加した PWR 炉内構造物(炉心そう)の IASCC 進展評価(IASCC 進展特 性データの取得)に関連する論文(No.14)である。また、実機材を活用した研究の論文に 下記3件があった。

 Matthew Hiser, "U.S. Perspective on Harvesting and Approach of Aged Components to Improve Materials Degradation Knowledge and Inform Aging Management", ENVDEG 2022,(文献番号 No.12)^[3.1.1(1)-25]

実機材及び廃炉材を活用した研究の取り組みについての紹介として、材料の劣化に 関する知見の向上のため、照射された実機材と未照射アーカイブ材の価値と展望を紹 介している。また、実機採取には費用と時間がかかるため、その価値が最も高い技術課 題に焦点を当て、可能な限り複数の組織と協力してリソースを最適に活用することが 不可欠であるとし、国際的にいくつかの実機材採取の取り組みが進行中で、最適な劣 化条件と材料を有する原子力プラントからの更なる実機材採取は、規制と産業界の合 意を更に導く助けとなると展望を示した。

なお、本論文は、実施機関における廃炉材を活用した長期運転に向けた取り組みに ついての紹介であり、本事業に関連する文献ではあるが、新規課題を提示するもので はない。

 Matthew Olszta, "Examination Of IASCC In 304 Stainless Steel Core Shroud From A Commercial Boiling Water Reactor (BWR)", ENVDEG 2022, ED2021-18366(文献番号 No.14)^[3.1.1(1)-26]

スペインの廃炉 PWR の Zorita(38 年運転)からコアバレル(0.06~48dpa)を採取し、 IASCC 進展特性、疲労進展特性、破壊靭性を調査した報告である。照射による疲労進 展速度の差異は認められず、SCC 進展速度も低い K 条件では照射による差異は認めら れなかった一方で、高い K 条件かつ高い照射量では進展速度が 1~2 桁高くなる結果が 認められた。破壊靭性は照射量の増加に伴い明確に低下した。靭性低下が SCC 進展速 度の増加に寄与したと考えられると報告している。

本論文は、課題管理表「経年劣化評価」に令和 5 年度に No. R5-8 として追加した PWR 炉内構造物(炉心そう)の IASCC 進展評価(IASCC 進展特性データの取得)に関連 する内容である。

 Yiren Chen, "Cracking Behavior Of Decommissioned Baffle Plates In Light Water Reactor Environment", ENVDEG 2022, ED2021-17301(文献番号 No.14)^[3.1.1(1)-27]

実機 PWR から採取したバッフルフォーマ—ボルトの照射によるミクロ組織変化の

3.1.1(1)-11

調査のレポートであり、ウエスチングハウス社製 PWR から 2 本の高照射 316 ステン レス鋼バッフルフォーマーボルトを取り出し、機械的試験と微細構造解析のために切 断して調査した。照射損傷はボルトの長さ方向に変動し、機械的試験では、ボルト長さ 方向のばらつきは少ないものの、すべての部位で広範な照射硬化と破壊靱性の急激な 低下が認められた。走査型電子顕微鏡とアトムプローブトモグラフィーを用いた組織 観察から、照射による著しい析出、偏析、転位ループとキャビティ形成が認められた。 中性子照射量の少ないボルトねじ部では、照射量の多いボルト頭部よりも析出や空孔 形成が多く、予想とは逆の結果であったが、ばらつきの原因は、温度、中性子エネルギ ースペクトル、ガンマ線照射の勾配によるものと考察している。

なお、本論文は、課題管理表「経年劣化評価」に令和5年度にNo.R5-8として追加 した PWR 炉内構造物(炉心そう)の IASCC 進展評価(IASCC 進展特性データの取得) に関連する内容である。

c) ENVDEG 2023(21st International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors)

ENVDEG 2023 は、2023 年 8 月 6 日(日)~10 日(木)にかけて、カナダ Newfoundland の Delta St. John's Hotel & Conference Centre で開催された。

長期運転を含めた高経年化評価技術や実機材を活用した材料健全性に関する主要な 発表を表 3.1.1(1)-3 に示す。同表には文献の件名と著者、論文概要と課題管理表への反 映要否として【調査結果】を示している。調査対象とした文献は 3 件であるが、同表 に示すように文献で取り扱っている課題は各劣化事象でまとめた課題整理表に網羅さ れており、新しい劣化事象はなかった。

なお、課題管理表の課題としては、後述の国内動向調査を踏まえ令和5年度に追加 した課題2件に関連する文献があった。1件は、課題管理表「日常保全」に令和5年度 に No.13 より拡張し No. R5-24 として追加した PWR 一次系機器 ステンレス鋼の IGSCC(発生・進展メカニズム検討)に関連する論文(No.1)で、もう1件は課題管理表

「経年劣化評価」に令和5年度にNo. R5-8として追加した PWR 炉内構造物(炉心そう)の IASCC 進展評価(IASCC 進展特性データの取得)に関連する論文(No.2)である。 また、実機材を活用した研究の論文に下記があった。

 Yasufumi Miura, et al., "Interim Result of a Detailed Investigation on a Cracked Pipe Weld in the Pressurizer Spray Line of a PWR in Japan", ENVDEG 2022(文 献番号 No.1)^[3.1.1(1)-28]

日本の PWR(大飯 3 号機)加圧器スプレイライン配管で発生した亀裂に対する 2022 年の経済産業省プロジェクト(エネ庁事業)における観察結果をまとめた論文である。 2020 年に日本の PWR 加圧器スプレイライン配管の溶接部に円周方向のき裂が発見さ れた亀裂について、実機損傷部位を採取して実施した詳細調査についてまとめている。 具体的には、亀裂の性状、ひび割れ周辺断面の SEM/EBSD 観察、内面近傍のひび割れ 表面の SEM/EDS 分析、マイクロビッカース硬さ試験についてまとめられ、 SEM/EBSD 分析で亀裂周辺の HAZ にて粒界近傍や特定の大粒の塑性ひずみが比較的 大きいことが明らかになったこと、断面 SEM 観察により亀裂 HAZ と亀裂のない HAZ に微視的な微小き裂(MSC)が観察されたとし、MSC の深さは結晶粒径と比較的等しか ったとのことである。

なお、本論文の課題は、課題管理表「日常保全」に令和5年度に No.13より拡張し No. R5-24 として追加した PWR 一次系機器 ステンレス鋼の IGSCC(発生・進展メカ ニズム検討)に関連する。

 Anders Jenssen, "Crack Growth Rate in Irradiated Core Barrel Weld and Heat-Affected Zone in PWR Primary Water",(文献番号 No.2) ENVDEG 2022^[3.1.1(1)·29]

Zorita 原子炉(ホセ・カブレラ原子力発電所)の炉心そうから採取した実機材より溶接 金属及び溶接熱影響部試験片を加工して、模擬 PWR 一次冷却水中で亀裂進展速度 (CGR)試験を実施し、熱脆化と照射脆化の相乗効果について検討。EPRI の材料信頼性 プログラム(MRP)は、ステンレス鋼溶接部と熱影響部の応力腐食割れに対する中性子 束の影響と、熱脆化と照射脆化の相乗効果について知見拡充が必要な分野として選定 した。本文献で、溶接金属及び溶接熱影響部の引張特性、模擬 PWR 一次冷却水中で亀 裂進展速度(CGR)試験を実施し IASCC 進展特性を調査し、IASCC 進展速度は予測線 図よりも低く、耐 IASCC に優れていたと報告している。

なお、本文献は課題管理表「経年劣化評価」に令和5年度に No. R5-8 として追加した PWR 炉内構造物(炉心そう)の IASCC 進展評価(IASCC 進展特性データの取得)に 関連する。

 Xiang (Frank) Chen, "I Post Irradiation Examination of Harvested PWR Baffle Former Bolts", ENVDEG 2022(文献番号 No.3)[3.1.1(1)·30]

実機 PWR から採取したバッフルフォーマ―ボルト(照射量:15~29dpa)の材料特性 (硬さ、破壊靭性、疲労進展特性)、ミクロ組織を調査した。照射硬化、脆化、照射によ る転位ループ、キャビティの形成、照射誘起偏析(RIS)、照射誘起析出(RIP)、Cu/Ni-Si/Cr-Mo-P 相の形成を確認し、これらの調査結果は文献で報告されたものと大きな違 いはないことを報告している。

なお、本論文は課題管理表「経年劣化評価」No.28, 29, 30 の PWR バッフルフォ ーマーボルト等の IASCC に関連する内容であるが、新規課題を提示するものではな い。

《参考文献》

[3.1.1(1)-1]
 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
 た健全性評価に係る研究))」、原子力規制庁(令和5年3)

3.1.1(1)-13

月)(https://www.nra.go.jp/activity/anzen/seika/itaku.html:閲覧日 2024年2月13日)

- [3.1.1(1)-2] 原子力安全・保安院、「原子力発電工作物の保安のための点検、検査
 等に関する電気事業法施行規則の規定の解釈(内規)の制定について」、
 NISA-163c-08-5(2008)
- [3.1.1(1)-3] Yoneda. K, et al., "DEVELOPMENT OF PREDICTION TOOL FOR FLOW-ACCELERATED CORROSION (1) EVALUATION OF PIPELINE LAYOUT EFFECT CONSIDERING VARIOUS PIPE COMPONENT COMBINATIONS", ASME Pressure Vessels & Piping Conference 2023, PVP2023-105689 (2023).
- [3.1.1(1)-4] Yuasa. T, et al., "DEVELOPMENT OF PREDICTION TOOL FOR FLOW-ACCELERATED CORROSION: (2) EVALUATION OF GEOMETRY FACTOR FOR VARIOUS PIPE COMPONENTS", ASME Pressure Vessels & Piping Conference 2023, PVP2023-105401 (2023).
- [3.1.1(1)-5] Uchiyama. Y, et al., "DEVELOPMENT OF PREDICTION TOOL FOR FLOW-ACCELERATED CORROSION: (3) DEVELOPMENT AND VALIDATION OF PREDICTION SOFTWARE "FALSET" WITH WATER SINGLE-PHASE FAC DATA OBTAINED IN JAPANESE BWR PLANTS", ASME Pressure Vessels & Piping Conference 2023, PVP2023-105848 (2023).
- [3.1.1(1)-6] Morita. R, et al., "DEVELOPMENT OF PREDICTION TOOL FOR FLOW-ACCELERATED CORROSION: (4) DEVELOPMENT AND VALIDATION OF PREDICTION SOFTWARE "FALSET" WITH WATER SINGLE-PHASE FAC DATA OBTAINED IN JAPANESE PWR PLANTS", ASME Pressure Vessels & Piping Conference 2023, PVP2023-105766 (2023).
- [3.1.1(1)-7] Yuasa.T, et al., "Evaluation of Jet Impact Region and Fluid Force Generated from Ruptured Pipes (5) Experimental and numerical study on flashing jet with saturated and subcooled water", 30th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 30), ICONE30-1355 (2023).
- [3.1.1(1)-8] 日本電気協会「原子力発電所の保守管理規程」JEAC 4209-2021
- [3.1.1(1)-9] S. Parker, S. McCracken, R. McGill, Y. Patten, "HISTORY AND TECHNICAL SCOPE OF CODE CASE N-513", ASME Pressure Vessels & Piping Conference 2023, PVP2023-106137 (2023).

- [3.1.1(1)-10] ASME Case N-513-6, "Evaluation Criteria for Temporary Acceptance of Flaws in Moderate Energy Class 2 or 3 Piping and Gate Valves," Section XI, Division 1 (2021).
- [3.1.1(1)-11] LIGHT WATER REACTOR SUSTAINABILITY PROGRAM -Reports (inl.gov); (<u>https://lwrs.inl.gov/SitePages/Reports.aspx</u>; 閲 覧日 2024 年 2 月 7 日)
- [3.1.1(1)-12] Ashutosh Jangde, et al., "Applying grain-boundary sensitive electrochemical scanning probe techniques to evaluate intergranular degradation of irradiated and deformed stainless steels", University of California/Oak Ridge National Laboratory, M3LW-23OR04020211
- [3.1.1(1)-13] S.W. Glass, et al., "Spread Spectrum Time Domain Reflectometry (SSTDR) and Frequency Domain Reflectometry (FDR) for Detection of Cable Anomalies Using Machine Learning", Pacific Northwest National Laboratory/Idaho National Laboratory, PNNL-34821/M3LW-23OR0404033
- [3.1.1(1)-14] S.W. Glass, et al., "Extended Bandwidth Spread Spectrum Time Domain Reflectometry Cable Test for Thermal Aging", Low Resistance Fault, and Water Detection, PNNL-34815, Pacific Northwest National Laboratory, PNNL-34815, M3LW-230R0404025
- [3.1.1(1)-15] Ziqing Zhai, et al., "Preparation for Stress Corrosion Crack Initiation Testing of Austenitic Stainless Steels in PWR Primary Water", U.S. Department of Energy, M3LW-23OR0402039 (https://lwrs.inl.gov/Materials%20Aging%20and%20Degradation/ StressCorrosionCrackInitiationTestingAusteniticSS_PWR.pdf: 閲覧日 2024 年 2 月 7 日)
- [3.1.1(1)-16] Ziqing Zhai, et al., "FY 2023 Progress on Stress Corrosion Crack Testing of Ni-Base Alloys in PWR Primary Water", U.S. Department of Energy, M2LW-23OR04020311(https://lwrs.inl.gov/Materials%20Aging%20and% 20Degradation/ProgressStressCorrosionCrackTesting.pdf:閲覧 日 2024年2月7日)
- [3.1.1(1)-17] Gary S. Was, et al., "The Mechanism of Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracks in Stainless Steels", U.S. Department of Energy, M2LW-23OR0402029

(https://lwrs.inl.gov/Materials%20Aging%20and%20Degradation/ MechanismIrradiationAssistedStressCorrosion.pdf:閲覧日 2024 年 2 月 7 日)

- [3.1.1(1)-18] Bogdan Alexandreanu, et al., "Effect of thermal aging on microstructure and stress corrosion cracking behavior of Alloy 152 weldments", Argonne National Laboratory, ANL/LWRS-23/1(https://lwrs.inl.gov/Materials%20Aging%20and%20Degradat ion/ANL_LWRS_2023_Aging_v3.pdf: 閲覧日 2024 年 2 月 7 日: 文献登録「Complete the additional microstructural evaluation and SCC CGR testing on two heats of aged Alloy 152, ANL/LWRS-23/1」となっているが、PDF を開くと上記の文献名)
- [3.1.1(1)-19] Jari Hämäläinen, et al., "SAFIR2022 The Finnish Research Programme on Nuclear Power Plant Safety 2019–2022 Final Report", VTT TECHNOLOGY 414
- [3.1.1(1)-20] VTT's Research Information Portal(<u>https://cris.vtt.fi/en/</u>:閲覧日 2024年2月7日)
- [3.1.1(1)-21] Sebastian Lindqvist, et al., "Mechanical behavior of high-Ni/high-Mn Barsebäck 2 reactor pressure vessel welds after 28 years of operation", Journal of Nuclear Materials Volume 581, 1 August 2023, 154447
- [3.1.1(1)-22] G. Bonny, et al., "PRESENT STATUS OF THE FRACTESUS PROJECT: ROUND ROBIN ON UNIRRADIATED MATERIALS", ASME 2023, PVP2023-105449
- [3.1.1(1)-23]Events & news The MAI(https://www.themai.org/events-and-
news-2/; 閲覧日 2024 年 2 月 7 日)
- [3.1.1(1)-24] Timothy G. Lach, et al., "POST IRRADIATION EXAMINATION OF PRESSURIZED WATER REACTOR STAINLESS STEEL INTERNAL COMPONENTS", ASME 2023, PVP2023-107347
- [3.1.1(1)-25] Matthew Hiser, "U.S. Perspective on Harvesting and Approach of Aged Components to Improve Materials Degradation Knowledge and Inform Aging Management", ENVDEG 2022(20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors), ED2021-18366, ED2021-17113
- [3.1.1(1)-26] Matthew Olszta, "Examination Of IASCC In 304 Stainless Steel Core Shroud From A Commercial Boiling Water Reactor (BWR)",

$3.1.1(1) \cdot 16$

ENVDEG 2022(20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors), ED2021-18366, ED2021-17301

- [3.1.1(1)-27] Yiren Chen, "Cracking Behavior Of Decommissioned Baffle Plates In Light Water Reactor Environment", ENVDEG 2022(20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors), ED2021-17301
- [3.1.1(1)-28] Yasufumi Miura, et al., "Interim Result of a Detailed Investigation on a Cracked Pipe Weld in the Pressurizer Spray Line of a PWR in Japan", ENVDEG 2022(20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors), ED2021-%*
- [3.1.1(1)-29] Anders Jenssen, "Crack Growth Rate in Irradiated Core Barrel Weld and Heat-Affected Zone in PWR Primary Water", ENVDEG 2022(20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors), ED2021-%%
- [3.1.1(1)-30] Xiang (Frank) Chen, "I Post Irradiation Examination of Harvested PWR Baffle Former Bolts", ENVDEG 2022(20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors), ED2021-※※

| No. | タイトル | 発表者/実施機関 | 劣化事象 | 材料 | 分野・カテゴリー | 概 |
|-----|-------------------------------------|---------------------------------------|------|------|----------|-----------------------|
| 1 | Operational Experience With | Nathan Edge, Scott Cairns, | 照射脆化 | 低合金鋼 | 米国規格 | ASME III 付録 G(フェライト系圧 |
| | Application of Appendix G Methods | Oliver Dutton | | | | に関する細かな議論の報告。 |
| | for Irradiated Pressure Vessels | | | | | 【調査結果】 |
| | | Rolls-Royce Submarines Ltd., (UK) | | | | 米国の規格に関する細かな議論で |
| 2 | Comprehensive Modelling of | Fabio Pasti, Sina Tajfirooz, | 照射脆化 | 低合金鋼 | 健全性評価 | PFM を活用した構造健全性評価力 |
| | Pressurized Thermal Shock With a | H. J. Uitslag-Doolaard, Francesco | | | (PFM 評価) | 度・応力評価)の高度化の検討。 |
| | Probabilistic Approach | Brigante, F. H. E. De Haan-De Wilde | | | | 【調査結果】 |
| | | Nuclear Research and Consultancy | | | | より精度の高い PFM 解析を目れ |
| | | Group (NRG) | | | | 課題は導入段階の課題であり、認識 |
| 3 | Numerical Prediction of Fracture | Timo Metzler, | 照射脆化 | 低合金鋼 | 破壊靱性評価 | ASTM E1921 規格は、延性脆性選 |
| | Toughness of a Reactor Pressure | Ermile Gaganidze, | | | | 評価するために広く使用されてい |
| | Vessel Steel Based on Experiments | Jarir Aktaa | | | | 多くの試験結果が規格で規定され7 |
| | Using Small Specimens | | | | | 無駄となる。これを回避するため、 |
| | | Karlsruhe Institute of Technology | | | | に基づいて、標準サイズ試験片の福 |
| | | (KIT) | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題整理表「経年劣化評価」の |
| | | | | | | 壊靱性試験片(Mini-C(T)試験片) |
| | | | | | | 規課題を提示するものではない。 |
| 4 | The Effect of Loss of Constraint on | Meng Li, Rachid Chaouadi, | 照射脆化 | 低合金鋼 | 破壊靱性評価 | 有限要素シミュレーションと 2 つ |
| | the Initiation of Ductile Fracture | Inge Uytdenhouwen, | | | | を組み合わせることにより、Mini |
| | in a Mini CT | Thomas Pardoen, Giovanni Bonny | | | | 力の喪失が果たす役割を調査し、闘 |
| | | | | | | する数値的証拠を提供する。最終 |
| | | Belgian Nuclear Research Centre | | | | 用することにより、標準的な1T-C |
| | | (SCK CEN) | | | | 推定すること。 |
| | | Institute of Mechanics, Materials and | | | | 【調査結果】 |
| | | Civil Engineering (IMMC) | | | | 課題整理表「経年劣化評価」の」 |
| | | | | | | 壞靱性試験片(Mini-C(T)試験片) |
| | | | | | | 規課題を提示するものではない。 |
| 5 | Constraint Effect on Fracture in | Kiminobu Hojo, Takatoshi Hirota, | 照射脆化 | 低合金鋼 | 破壊靭性評価 | 低拘束構造物の延性脆性遷移温度 |
| | Ductile-Brittle Transition | Yasuto Nagoshi, Takuya Fukahori, | | | | めに、塑性拘束補正係数χに関す |
| | Temperature Region (Report 3) | Kimihisa Sakima, Mitsuru Ohata, | | | | 認。係数を日本溶接協会規格原案と |
| | | Fumiyoshi Minami | | | | 格や基準に拡張することとし、規 |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | Mitsubishi Heavy Industries、Osaka | | | | 課題整理表「経年劣化評価」の |
| | | University | | | | の高度化)」への取り組みに関連 |
| | | | | | | ではない。 |

表 3.1.1(1)-1 (1/5) ASME PVP 2023 Pressure Vessels & Piping Conference 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

要/調査結果

E力保持部品の許容荷重を求めるための手法)

であり、新規課題を提示するものではない。 方法の確立に関連。PFM に関連する要素(温

指した研究であるが、国内における PFM の 課題整理表への反映は不要と判断。

署移領域におけるフェライト鋼の破壊靱性を
る。小試験片試験技術は拘束性が低いため、
た破壊靱性限界値を超え、結果として材料が
、有限要素解析により小型試験片の試験結果
破壊靱性を予測。

No.3 衝撃試験の代替試験法の整備(小型破))」の取り組みに関連する内容であるが、新

つのマイクロメカニクスに基づくアプローチ i-C(T)における延性破壊の開始において拘束 臨界破壊靱性に対する寸法補正の提案を支持 注目的は、Mini-C(T)に適切なサイズ補正を適 C(T)試験片から得られる延性き裂発生挙動を

No.3 衝撃試験の代替試験法の整備(小型破))」の取り組みに関連する内容であるが、新

E(DBTT)領域における破壊挙動を予測するた する平板モデル及び未照射材料の保守性を確 として作成し、ASME Sec.XI、JSME 他の規 地案の主な構成も示した。

No.13 「亀裂先端拘束効果(構造健全性評価 する内容であるが、新規課題を提示するもの

| No. | タイトル | 発表者/実施機関 | 劣化事象 | 材料 | 分野・カテゴリー | 概要 |
|-----|-------------------------------------|---------------------------------------|------|------|----------|--------------------------|
| 6 | Master Curve Evaluation Using | Frideriki Naziris, | 照射脆化 | 低合金鋼 | 破壞靭性評価 | FRACTESUS プロジェクトでは、 |
| | Miniature C(T) Specimens as Part | Rebeca Hernandez Pascual, | | | | 礎を確立し、各国の規制当局の懸念 |
| | of a Round Robin Program Within | Timo Metzler, | | | | 成するための実証を行うために、欧 |
| | the FRACTESUS Project | Ermile Gaganidze, | | | | 研究では、未照射 RPV SA508 Cl.3 |
| | | Inge Uytdenhouwen, | | | | 果として、CIEMAT、KIT、SCK CE |
| | | Murthy Kolluri | | | | E1921 規格に従って TO を決定し、 |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | Nuclear Research & consultancy | | | | 課題整理表「経年劣化評価」のN |
| | | Group (NRG)など多数 | | | | 壊靱性試験片(Mini-C(T)試験片)) |
| | | | | | | 規課題を提示するものではない。 |
| 7 | Fractography of Neutron | Aniruddh Das, Paul Chekhonin, | 照射脆化 | 低合金鋼 | 破壞靭性評価 | 4 種類の RPV 鋼の Mini-C(T)試験 |
| | Irradiated RPV Steels - A | Mario Houska, Florian Obermeier, | | | | を用いて破面開始因子の位置を記録 |
| | Comparison of Shift in Reference | Eberhard Altstadt | | | | を調べ、脆化した RPV 鋼の延性が |
| | Temperature and Net Hardening | | | | | と、温度上昇に伴う降伏強度の低下 |
| | | Helmholtz-Zentrum Dresden- | | | | の脆化を解釈する場合には注意が必 |
| | | Rossendorf, Framatome GmbH | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題整理表「経年劣化評価」のト |
| | | | | | | 壊靱性試験片(Mini-C(T)試験片)) |
| | | | | | | 規課題を提示するものではない。 |
| 8 | Literature Review on Testing of | Marcos Sanchez, Sergio Cicero, Sergio | 照射脆化 | 低合金鋼 | 破壞靭性評価 | Mini-C(T)試験片(厚さ 4mm のコン |
| | Mini-CT Specimen to Characterize | Arrieta | | | | 関連し、文献に見られる知識を集約 |
| | the Ductile-to-Brittle Transition | | | | | ラクティスを明らかにすることを意 |
| | Range and the Upper Shelf Regime | LADICIM, University of Cantabria | | | | 用、変位の測定(前面対荷重線)、試験 |
| | | | | | | の影響について分析し、議論する。 |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題整理表「経年劣化評価」の No. |
| | | | | | | 靭性試験片(Mini-C(T)試験片))」の |
| | | | | | | 題を提示するものではない。 |
| 9 | Analysis of the Effect of Pre-Crack | Masaki Shimodaira, Yoosung Ha, | 照射脆化 | 低合金鋼 | 破壊靭性評価 | Mini-C(T)などの破壊靭性試験片を |
| | Curvature in Mini-C(T) Specimen | Hisashi Takamizawa, Jinya | | | | To 決定に及ぼす影響を評価した。」 |
| | on Fracture Toughness Evaluation | Katsuyama, Kunio Onizawa | | | | 裂前曲率の必要性に関する定量的な |
| | | | | | | を含む有限要素解析(FEA)を実施。 |
| | | Japan Atomic Energy Agency | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題整理表「経年劣化評価」のト |
| | | | | | | 壞靱性試験片(Mini-C(T)試験片)) |
| | | | | | | 規課題を提示するものではない。 |

表 3.1.1(1)-1 (2/5) ASME PVP 2023 Pressure Vessels & Piping Conference 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

夏/調査結果

小型試験片の破壊靭性評価技術の検証の基 念に対応できるような規範や規格の変更を達 欧州と国際的な取り組みが行われている。本 3 材の Mini-C(T)破壊靱性データの予備的結 EN、NRG の4機関が独自に試験して ASTM 、その結果を比較検討している。

No.3 衝撃試験の代替試験法の整備(小型破)」の取り組みに関連する内容であるが、新

片の破面において、走査型電子顕微鏡(SEM) 録し、中性子照射や側面の溝加工による影響 が増加した主な原因は、照射誘起硬化の低下 下であることを報告、延性破壊面だけで材料 必要であるとしている。

No.3 衝撃試験の代替試験法の整備(小型破))」の取り組みに関連する内容であるが、新

ンパクトな引張試験片)の MC アプローチに わしこの種の試験片を試験する際のベストプ 意図している。試験片の形状、側面の溝の使 験中のさまざまな条件(試験温度の選択など)

0.3 衝撃試験の代替試験法の整備(小型破壊)の取り組みに関連する内容であるが、新規課

用いて、き裂の曲率が破壊靱性(KJc)評価や
 ASTM E1921 及び JEAC4216 におけるき
 な情報を提供するために、ワイブル応力解析

No.3 衝撃試験の代替試験法の整備(小型破)」の取り組みに関連する内容であるが、新

| No. | タイトル | 発表者/実施機関 | 劣化事象 | 材料 | 分野・カテゴリー | 概要 |
|-----|--|---|------|------|----------|--|
| 10 | Assessment of the Need to Consider HAZ Properties as Part of RPV Integrity Management | Mark Kirk, Arjorie Erickson, Elliot J. Long Phoenix Engineering Associates, Inc. (PEAI)Electric Power Research Institute | 照射脆化 | 低合金鋼 | 健全性評価 | 数カ国の既存の HAZ 要件のレビュ タと比較しての包括的な分析を行う 実性が高いとはいえ、母材に対する 速度で脆化することが実証された。 HAZ の <i>T</i> _{41J} が母材の <i>T</i> _{41J} を上回っ 【調査結果】 課題整理表「経年劣化評価」の 直し」の取り組みに関連する内容 い。 |
| 11 | Present Status of the Fractesus Project: Round Robin on Unirradiated Materials | G. Bonny, E. Altstadt, P. Arffman, S. Cicero, F. Obermeier, T. Petit, H. Swan, R. Chaouadi, E. Gaganidze, B. Hargitai, M. Kolluri, R. Kopriva, P. Rozsahegyi, M. Serrano, P. Spatig, I. Uytdenhouwen, H. Wilcox, M. Yamamoto SCK CEN など多数 | 照射脆化 | 低合金鋼 | 破壞靱性評価 | 本論文では、未照射材料の破壊靱性 ドロビンの概要を述べている。 【調査結果】 課題整理表「経年劣化評価」の N 壊靱性試験片(Mini-C(T)試験片)) 規課題を提示するものではない。 |
| 12 | Evaluation of Crack Initiation Probability by FERMAT Code in Conformity With the Procedure by a Japanese Industrial PFM Guideline | Satoshi Miyashiro, Takayuki Sakai, Masaki Nagai, Masato Yamamoto Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI) | 照射脆化 | 低合金鋼 | 健全性評価 | 原子炉圧力容器(RPV)の健全性評価 入は、日本では実現していない。オ ルケースを用いて、FERMAT に PASCAL4 と比較。 【調査結果】 課題整理表「経年劣化評価」のM 法の確立(構造健全性評価の高度の 新規課題を提示するものではない |
| 13 | Fracture Characterization of Structural Steel S275JR Using Conventional CT Specimens, Mini- CT Specimens and Small Punch Specimens: A Comparison | Marcos Sanchez, Sergio Cicero, Borja Arroyo LADICIM, University of Cantabria | 照射脆化 | 低合金鋼 | 破壞靱性評価 | 構造用鋼 S275JR の破壊特性評価線 パクトテンション(CT)試験片、Min 結果を概説する。ここでは、この構 を使用することにより、従来の大型 値が得られること、また、MC ア Zone)における破壊挙動を正確に反映 【調査結果】 課題整理表「経年劣化評価」の N 壊靱性試験片(Mini-C(T)試験片)) 規課題を提示するものではない。 |

表 3.1.1(1)-1 (3/5) ASME PVP 2023 Pressure Vessels & Piping Conference 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

要/調査結果

ユーと、HAZ データを母材及び溶接金属デー う。この分析により、HAZ 材料は、より不確 る既存の予測モデルで十分にモデル化された 。調査されたサーベイランス・データのうち、 ったのは1% 未満であったとの報告もある。

No. 4「熱影響部(HAZ)監視試験の頻度の見 容であるが、新規課題を提示するものではな

t試験と MC の適用に関する研究室間ラウン

No.3 衝撃試験の代替試験法の整備(小型破)」の取り組みに関連する内容であるが、新

画基準における確率論的破壊力学(PFM)の導 本研究では、日本の RPV を対象としたモデ こよる計算結果を日本の別の PFM コード

No.11 「PFM を活用した構造健全性評価方 化)」への取り組みに関連する内容であるが、 い。

結果(T0)について、従来の標準化されたコン ni-C(T)試験片、SP 試験片を用いて得られた 特殊な構造用鋼について、小型化した試験片 型試験片から得られた値に匹敵する T0 推定 プローチが DBTZ(Ductile-to-Brittle Transition 映することを示す。

No.3 衝撃試験の代替試験法の整備(小型破))」の取り組みに関連する内容であるが、新

| No. | タイトル | 発表者/実施機関 | 劣化事象 | 材料 | 分野・カテゴリー | 概要 |
|-----|-----------------------------------|--|-------|------|------------|-------------------------------|
| 14 | A Review of Current Best Practice | Steven X. Xu, David L. Rudland, | 照射脆化 | 低合金鋼 | 健全性評価 | この会議論文は、原子力構造物の係 |
| | for Validation of Probabilistic | Douglas A. Scarth | | | | する現在のベストプラクティスのレ |
| | Fracture Mechanics Codes for | Kinectrics Inc., U.S. Nuclear | | | | 献で入手可能な情報に基づいている |
| | Assessment of Nuclear Structural | Regulatory Commission, | | | | 【調査結果】 |
| | Integrity | | | | | 課題整理表「経年劣化評価」の」 |
| | | | | | | 法の確立(構造健全性評価の高度 |
| | | | | | | 新規を課題提示するものではない |
| 15 | Test Temperature Selection | Masato Yamamoto, Mark Kirk | 照射脆化 | 低合金鋼 | 破壞靱性評価 | PVP2022-82754 で、均質な材料を |
| | Procedures for Small Specimen | Central Research Institute of Electric | | | | いて、次の試験温度を選択するため |
| | Master Curve Tests Considering | Power Industry (CRIEPI) | | | | 厚さ 4mm の小型試験片を対象と |
| | the Possibility of Inhomogeneous | | | | | 12 個の試験片で信頼性が高く有効 |
| | Materials | | | | | では、理想的なバイモーダル K _{Jc} |
| | | | | | | し、提案された試験温度選択手順 |
| | | | | | | 討、衝撃試験の代替試験法の整備(|
| | | | | | | 取り組みについての報告である |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題整理表「経年劣化評価」の1 |
| | | | | | | 壊靱性試験片(Mini-C(T)試験片) |
| | | | | | | 規課題を提示するものではない。 |
| 16 | Consideration of Geometrical | Jules Louerat, Olivier Ancelet, | 照射脆化 | 低合金鋼 | 破壊靱性評価 | 本研究の最終目標は、破壊確率や紛 |
| | Effect in Fracture Mechanics | Stephane Marie, Stephane Chapuliot, | | | | ために、破壊力学評価に適用可能な |
| | Assessment for a Vessel Low Alloy | Anna Dahl | | | | 【調査結果】 |
| | Steel | Framatome, EDF | | | | 課題整理表「経年劣化評価」の |
| | | | | | | 価の高度化)」への取り組みに関連 |
| | | | | | | のではない。 |
| 17 | POST IRRADIATION | Timothy G. Lach | 照射脆化 | ステンレ | 実機 PWR バッフ | ウエスチングハウス社製の2ループ |
| | EXAMINATION OF | Oak Ridge National Laboratory (USA) | IASCC | ス鋼 | ルフォーマーボル | ンス 316 ステンレス鋼バッフルフ: |
| | PRESSURIZED WATER | | | | ト照射影響ミクロ | 細構造解析のために切断し調査した |
| | REACTOR STAINLESS STEEL | | | | 組織 | 【調査結果】 |
| | INTERNAL COMPONENTS | | | | | 課題整理表「経年劣化評価」の」 |
| | | | | | | IASCC への取り組みに関連する |
| | | | | | | はない。 |

表 3.1.1(1)-1 (4/5) ASME PVP 2023 Pressure Vessels & Piping Conference 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

要/調査結果

健全性評価のための PFM コードの検証に関 レビューをまとめている。レビューは公開文 る。

No.11 「PFM を活用した構造健全性評価方 化)」への取り組みに関連する内容であるが、 い。

を対象としたマスターカーブ KJc 試験にお めの簡単で客観的な手順が提案されており、 こした低い KJclimit の試験においてわずか かな To を得られることが示された。本研究 データセットからモンテカルロ分析を実施 のバイモーダル材料に対しての有効性を検 (小型破壊靱性試験片(Mini-C(T)試験片))への

No.3 衝撃試験の代替試験法の整備(小型破))」の取り組みに関連する内容であるが、新

流計的手法を考慮せずにマージンを獲得する な手法を提案することである。

No. 13 「亀裂先端拘束効果(構造健全性評 連する内容であるが、新規課題を提示するも

プダウンフロー型 PWR から2本の高フルエ ォーマーボルトを取り出し、機械的試験と微 た結果の報告。

No.28.29.30 IASCC-P1,P2,P3 の PWR の る内容であるが、新規課題を提示するもので

| No. | タイトル | 発表者/実施機関 | 劣化事象 | 材料 | 分野・カテゴリー | 概要 |
|-----|-------------------------------------|---------------------------------------|------|------|-----------|----------------------|
| 18 | Technical Revisions of JSME | Seiji Asada, Takao Nakamura, | 疲労 | 全体 | 健全性評価(設計疲 | 最近、日本機械学会発電設備規格委 |
| | Environmental Fatigue Evaluation | Masayuki Kamaya, Yukio Takahashi | | | 労線図) | の環境疲労評価に関する3つの技行 |
| | Method | Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., | | | | 組み込まれる予定である。1つは、 |
| | | Kobe, Japan | | | | 2つは、PWR 構造物の環境疲労寿 |
| | | | | | | ための欠陥許容アプローチである。 |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 日本機械学会発電設備規格委員会 |
| | | | | | | 会の環境疲労評価に関する取り約 |
| | | | | | | の No.1 低サイクル疲労 設計疲 |
| | | | | | | の取り組みに関連する内容である |
| 除 | INCEFA-SCALE (Increasing | Alec McLennan, Roman Cicero, Jack | 疲労 | ステンレ | 健全性評価(試験片 | INCEFA-SCALE の目的は、環 |
| 外 | Safety in NPPs by Covering Gaps | Beswick, Stephan Courtin, Zaiqing | | ス鋼 | と実機環境の差) | Fatigue)を受ける原子力発電所部品 |
| | in Environmental Fatigue | Que, Sergio Cicero | | | | この論文では、プロジェクトの最初 |
| | Assessment - Focusing on Gaps | Jacobs | | | | 【調査結果】 |
| | Between Laboratory Data and | Warrington, UK | | | | INCEFA-SCALE プロジェクトの |
| | Component-Scale) | | | | | 規課題を提示するものではない。 |
| 19 | Very Low Cycle Fatigue Evaluation | Jong-Min Lee, Yun-Jae Kim, Hyun- | 疲労 | 低合金鋼 | 健全性評価(低合金 | 本論文では、ひずみベースによる緕 |
| | of Pipe Elbow and Experimental | Seok Song, Jin Weon Kim | | | 鋼) | 低サイクル疲労寿命を評価。ひ |
| | Validations: I- Quasi-Static Cyclic | Department of Mechanical | | | | Sec.VIII に示される局所破壊の許 |
| | Loading Test | Engineering, Korea University, Seoul, | | | | 震による過大荷重を想定)。 |
| | | South Korea | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題管理表「経年劣化評価」の |
| | | | | | | 高精度化に関連する内容であるな |

表 3.1.1(1)-1 (5/5) ASME PVP 2023 Pressure Vessels & Piping Conference 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

夏/調査結果

委員会の疲労評価小委員会は、日本機械学会 術項目を作成・承認し、2022 年版の改訂に 改訂された設計疲労曲線を導入すること; 命補正係数の改訂;3つは、環境疲労評価の 。本稿では、上記3項目について紹介する。

会の疲労評価小委員会における日本機械学 組みの紹介で、課題整理表「経年劣化評価」 を労線図及び環境疲労評価手法の高精度化へ るが、新規課題を提示するものではない。

境疲労(EAF: Environmentally Assisted 品の寿命予測精度を向上させることである。 初の2年間の進捗状況を概説する。

の最初の2年間の進捗状況の概説であり、新

操返し面内曲げ荷重を受ける配管エルボの超 ずみに基づく評価法では、ASME BPVC 容基準とボイド成長・収縮モデルを考慮(地

No.1 設計疲労線図及び環境疲労評価手法のが、新規課題を提示するものではない。

表 3.1.1(1)-2(1/5) ENVDEG 2022 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

(20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors)

| NT. | 771 J. | 水主本/中佐松 間 | 少少世中 | ++\vc1 | 八郎・カニゴリー | - भग्रे स |
|------|-----------------------------------|-----------------------------------|------|--------|---------------|--|
| INO. | 21 172 | <u> </u> | 为化争家 | 的科 | 分野・カナユリー | [[]] [[]] [[]] [[]] [[]] [[]] [[]] [[] |
| 1 | Effect of Thermal Aging on the | Caitlin Huotilainen | 熱時効 | ニッケル | 690 合金、XH35BT | <80 年超運転のセッション> |
| | Microstructure and Mechanical | | | 基合金 | 熱時効 | 実機材を活用した研究の取り組みに |
| | Properties of High-Ni and Ni-Base | VTT (Finland) | | | LRO | ロ組織、硬さに対する LRO の影 |
| | Alloys | | | | | XH35BT に対し 400℃で 1 万時間 |
| | | | | | | 時効によりいずれの材料も硬さが見 |
| | | | | | | 当する硬さまで増加すること、ミク |
| | | | | | | は認められなかったことを報告。 |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題管理表「経年劣化評価」に名 |
| | | | | | | PWR 一次冷却系 690 合金使用部 |
| | | | | | | 度化に関連する内容である。 |
| 2 | Long Range Ordering in Thermally | Daniel Brimbal | 熱時効 | ニッケル | 690 合金 | <80 年超運転のセッション> |
| | Treated and Cold-Worked Alloy 690 | | | 基合金 | 熱時効 | 冷間加工した TT690 合金の LRO |
| | | Framatome (France) | | | LRO | 690 合金の LRO を調査したもので |
| | | | | | | │ │以上の熱時効条件のみ LRO を確認 |
| | | | | | | も LRO が生じる可能性が低いこと |
| | | | | | | だと LRO が生じる可能性があるこ |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題管理表「経年劣化評価」に名 |
| | | | | | | PWR 一次冷却系 690 合金使用部 |
| | | | | | | 度化に関連する内容である。 |
| 3 | Long-Term Performance of Alloy | Bogdan Alexandreanu | SCC | ニッケル | 690 合金 | <80 年超運転のセッション> |
| | 690 In LWR Environments | | 熱時効 | 基合金 | SCC 進展特性 | 690 合金の SCC 進展特性に及ぼす |
| | | Argonne National Laboratory (USA) | | | 熱時効 | 進展特性に及ぼす LRO の影響を調 |
| | | | | | LRO | する熱時効(400℃で 29.445h 及び |
| | | | | | | て. SCC 進展速度に明確な差異は |
| | | | | | | 【調查結果】 |
| | | | | | | ■ 課題管理表「経年坐化評価」 にく |
| | | | | | | PWR 一次冷却系 690 合全体田朝 |
| | | | | | | 市化に関連する内容である |
| 1 | | | | | | スロに因圧りの11日しのの。 |

要/調査結果

についての紹介。690 合金、XH35BT のミク 影響を調査したものである。690 合金及び 引及び 1.5 万時間の熱時効を施した結果、熱 明確に増加し、最大で 20%の冷間加工に相 クロ組織と硬さの増加に関しては明確な相関

令和 5 年度に No. R5-10 として、追加した 部の Ni 基合金の熱時効 熱時効評価手法の高

)に関する研究。SG 伝熱管を研究対象とし である。690 合金において、420℃で 60,000h 忍した。330℃の温度では 80 年の運転期間で とを示したうえで、P 含有量が 0.03wt%以上 ことを報告。

令和 5 年度に No. R5-10 として、追加した 部の Ni 基合金の熱時効 熱時効評価手法の高

- LRO の影響に関する研究。690 合金の SCC 間査したものである。60 年の運転期間に相当 370℃で 74,808h)を施した 690 合金におい 認められなったことを報告。

令和 5 年度に No. R5-10 として、追加した 部の Ni 基合金の熱時効 熱時効評価手法の高

表 3.1.1(1)-2(2/5) ENVDEG 2022 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

(20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors)

| No. | タイトル | 発表者/実施機関 | 劣化事象 | 材料 | 分野・カテゴリー | 概要 |
|-----|-----------------------------------|-----------------------------------|------|------|------------|---------------------------------|
| 4 | Long-Term Performance of High- | Bogdan Alexandreanu | SCC | ニッケル | 152合金 | <80 年超運転のセッション> |
| | Cr, Nickel-Based Weld Alloys In | | 熱時効 | 基合金 | 熱時効 | 152 合金の LRO に関する研究。6 |
| | LWR Environments | Argonne National Laboratory (USA) | | | LRO | 152 合金のミクロ組織及び SCC 試 |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題管理表「経年劣化評価」に名 |
| | | | | | | PWR 一次冷却系 690 合金使用部 |
| | | | | | | 度化に関連する内容である。 |
| 5 | Stress Corrosion Cracking | Siddharth Suman | SCC | ニッケル | 182 合金 | <80 年超運転のセッション> |
| | Behaviour of Thermally Aged Alloy | | 熱時効 | 基合金 | SCC 進展特性 | 182 合金の SCC 進展特性に及ぼす |
| | 182 | PSI (Switzerland) | | | 熱時効 | おける 182 合金の SCC 特性に及 |
| | | | | | | 400℃で 5500h(274℃で 162 年、3 |
| | | | | | | SCC 試験を実施した結果、SCC 発 |
| | | | | | | 材の方が As-weld 材より僅かに低い |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題管理表「経年劣化評価」に名 |
| | | | | | | PWR 一次冷却系 690 合金使用部 |
| | | | | | | 度化に関連する内容である。 |
| 6 | Long-Term Aging Behavior of Cold- | Ziqing Zhai | SCC | ニッケル | 690 合金系 | <80 年超運転のセッション> |
| | Worked Alloy 690 In Simulated | | 疲労 | 基合金 | SCC 進展特性 | PWR 環境下における 690 合金系标 |
| | PWR Primary Water | PNNL (USA) | 熱時効 | | 疲労進展特性 | す LRO の影響に関する研究。60 ⁴ |
| | | | | | 熱時効 | 料において、未時効材と比較して、 |
| | | | | | | 性、SCC 進展速度に認められなか |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題管理表「経年劣化評価」に全 |
| | | | | | | PWR 一次冷却系 690 合金使用部 |
| | | | | | | 度化に関連する内容である。 |
| 7 | Discussion on Long Range | Yun Wang | SCC | ニッケル | 690合金、52合金 | <80 年超運転のセッション> |
| | Ordering of Ni-Based Alloys Used | | 熱時効 | 基合金 | SCC 特性 | BWR 環境下における 690 合金及び |
| | in BWR Environment | Hitachi (Japan) | | | 熱時効 | 影響に関する研究で、シャルピー種 |
| | | | | | LRO | 当の熱時効(380℃で 8264h まで)に |
| | | | | | | 下は認められなかったと報告。 |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題管理表「経年劣化評価」に令 |
| | | | | | | PWR 一次冷却系 690 合金使用部 |
| | | | | | | 度化に関連する内容である。 |

要/調査結果

60 年の運転期間に相当する熱時効を施した 、験について報告。

令和 5 年度に No. R5-10 として、追加した 部の Ni 基合金の熱時効 熱時効評価手法の高

-熱時効の影響に関する研究。PWR 環境下に &ぼす熱時効の影響を調査したものである。 320℃で 16 年相当)までの熱時効材を用いて 送生応力の閾値及び SCC 進展速度は、熱時効 い結果を報告。

令和 5 年度に No. R5-10 として、追加した 部の Ni 基合金の熱時効 熱時効評価手法の高

材料の SCC 進展特性、疲労進展特性に及ぼ 年相当の熱時効と 40dpa の照射を施した材 、ミクロ組織変化及び疲労特性、腐食疲労特 いったと報告。

令和 5 年度に No. R5-10 として、追加した 部の Ni 基合金の熱時効 熱時効評価手法の高

び52 合金の SCC 進展特性に及ぼす LRO の 衝撃値、硬さを調査したものである。40 年相 こおいて顕著な硬さ増加、シャルピー値の低

令和 5 年度に No. R5-10 として、追加した 部の Ni 基合金の熱時効 熱時効評価手法の高

表 3.1.1(1)-2 (3/5) ENVDEG 2022 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

(20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors)

| No. | タイトル | 発表者/実施機関 | 劣化事象 | 材料 | 分野・カテゴリー | 概要 |
|-----|-----------------------------------|-----------------------------|---------|------|----------|---|
| 8 | The Complexity and Challenges of | Mihail Merezhko | 照射脆化 | ステンレ | 高速炉 | <80 年超運転のセッション> |
| | Irradiation-Induced Phase | | | ス鋼 | 照射影響 | ナトリウム冷却型高速炉での照射に |
| | Instability Phenomenon in Nuclear | Insitute of Nuclear Physics | | | ミクロ組織 | 射速度~1×10 ⁻⁶ dpa/s にて 57dpa ま |
| | Power Plant Components | (Kazakhstan) | | | | 鋼において、照射により粒界上に |
| | | | | | | 確認し、エッチング試験の結果から |
| | | | | | | 告。 |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | ナトリウム冷却型高速炉での照射 |
| | | | | | | 外。 |
| 9 | EPRI's Approach to Longer Term | Emma Wong | 照射脆化 | ステンレ | 長期運転 | <80 年超運転のセッション> |
| | Operations | | IASCC 等 | ス鋼 | | 80年超の長期運転に向けた取り組 |
| | | EPRI (USA) | (総括的な | ニッケル | | 介。 |
| | | | 内容) | 基合金等 | | 原子炉容器及び内部のケーブル、コ |
| | | | | | | する EPRI 研究プログラムは、より |
| | | | | | | リーに知識のギャップを積極的に特 |
| | | | | | | EPRI が高経年化管理活動を管理し |
| | | | | | | ルなどを紹介。 |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 実施機関における長期運転に向け |
| | | | | | | 移管する経年劣化管理への取り約 |
| | | | | | | 提示するものではない。 |
| 10 | LWR Aging Management for Life | Thomas Rosseel | 照射脆化 | ステンレ | 長期運転 | <80 年超運転のセッション> |
| | Beyond 80 | | IASCC 等 | ス鋼 | | 長期運転に向けた取り組みとして、 |
| | | ORNL (USA)、PNNL (USA) | (総括的な | ニッケル | | すために、どのような問題、方法、 |
| | | | 内容) | 基合金等 | | 価することが適切であるとし、これ |
| | | | | | | 炉を含む軽水炉の電気容量と予測 |
| | | | | | | 題に焦点を当て、材料劣化評価を踏 |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 実施機関における長期運転に向け |
| | | | | | | 新規課題を提示するものではない |

要/調査結果

によるミクロ組織への影響に関する研究。照 まで照射されたオーステナイト系ステンレス Fe リッチなフェライト相が析出することを ら同相により粒界酸化を加速する可能性を報

射による劣化事象に関する研究であり、対象

lみや課題について、EPRIのアプローチの紹

コンクリート、金属の経年劣化管理活動に関 り長期間の安全運転を維持しながら、タイム 特定し対処するアプローチであることとし、 し、その改善を推進するための PDCA サイク

けた取り組みについて紹介であり、長期運転 組みとして参考となる。ただし、新規課題を

、80 年を超えて予想される電力需要を満た スケジュールを考慮する必要があるかを評 れらの疑問に対処するために、新設炉や新型 |容量の見直しなど既知及び可能性のある問 踏まえて提言を述べている。

けた取り組みについて紹介である。ただし、 い。

表 3.1.1(1)-2(4/5) ENVDEG 2022 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

(20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors)

| No. | タイトル | 発表者/実施機関 | 劣化事象 | 材料 | 分野・カテゴリー | 概要 |
|-----|------------------------------------|------------------------------|---------|------|----------|--------------------|
| 11 | Regulatory Research on the Aging | Mark Yoo | 照射脆化 | ステンレ | 長期運転 | <80 年超運転のセッション> |
| | Management of Structures, | | IASCC 等 | ス鋼 | | 長期運転に向けた取り組みへの規制 |
| | Systems, and Components in | USNRAC (USA) | (総括的な | ニッケル | | 生・進展や、その他の潜在的な劣化 |
| | Nuclear Power Plants Supporting | | 内容) | 基合金等 | | 原子炉容器内部の経年劣化管理に |
| | Long Term Operation | | | | | て、特に寿命 80 年を超える運転で |
| | | | | | | 当てている。個別の課題ではなく、 |
| | | | | | | は、長期運転における経年劣化管理 |
| | | | | | | る不確実性や知識のギャップを特定 |
| | | | | | | は、経年劣化管理に関連する現行の |
| | | | | | | たは新規の規制ガイダンスが必要 |
| | | | | | | ている。この作業により、長期運転 |
| | | | | | | ガイダンスのより包括的でリスク |
| | | | | | | の許認可及び監視活動を支援すると |
| | | | | | | 切に管理されることを合理的に保証 |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 長期運転に向けた取り組みへの規 |
| | | | | | | に参考となる。ただし、新規課題 |
| 12 | U.S. Perspective on Harvesting and | Matthew Hiser | 照射脆化 | ステンレ | 実機材 | <80 年超運転のセッション> |
| | Approach of Aged Components to | | IASCC 等 | ス鋼 | 廃炉材 | 実機材及び廃炉材を活用した研究の |
| | Improve Materials Degradation | USNRC (USA), INL (USA), EPRI | | 低合金鋼 | | 化に関する知見の向上のため、照射 |
| | Knowledge and Inform Aging | (USA) | | 等 | | と展望を紹介。また、実機採取には |
| | Management | | | | | 高い技術課題に焦点を当て、可能な |
| | | | | | | に活用することが不可欠であるとし |
| | | | | | | みが進行中で、最適な劣化条件と材 |
| | | | | | | 機材採取は、規制と産業界の合意を |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 実施機関における廃炉材を活用 |
| | | | | | | 紹介であり、本事業に関連する文 |
| | | | | | | はない。 |

之調査結果

副の観点からの提言であり、経年劣化の発化モードに関する機構論的理解の開発など、 関連する現在進行中の規制研究に焦点を当でより重要となる可能性のある問題に焦点を 、材料と経年劣化に関するNRCの研究目的 里に関連する既存のデータや技術基盤におけ 定し、それに対処することであり、この作業 の規制ガイダンスの妥当性を評価し、強化ま かどうかを判断するために重要であるとし 転期間中の経年劣化管理に関するNRC規制 情報に基づいた技術的基盤が得られ、NRC とともに ILTO 期間を通じて経年劣化が適 証するとしている。

規制の観点からの提言であり、研究の推進等 題を提示するものではない。

の取り組みについての紹介として、材料の劣 すされた実機材と未照射アーカイブ材の価値 は費用と時間がかかるため、その価値が最も な限り複数の組織と協力してリソースを最適 し、国際的にいくつかの実機材採取の取り組 材料を有する原子力プラントからの更なる実 を更に導く助けとなると展望を示した。

した長期運転に向けた取り組みについての 文献ではあるが、新規課題を提示するもので

表 3.1.1(1)-2(5/5) ENVDEG 2022 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

(20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors)

| No. | タイトル | 発表者/実施機関 | 劣化事象 | 材料 | 分野・カテゴリー | 概要 |
|-----|------------------------------------|------------------------------------|-------|------|----------|-------------------------|
| 13 | Examination Of IASCC In 304 | Matthew Olszta | IASCC | ステンレ | 実機材 | 実機 BWR の IASCC が確認された |
| | Stainless Steel Core Shroud From A | | | ス鋼 | シュラウド | し、STEM 及び APT を用いてミク |
| | Commercial Boiling Water Reactor | PNNL (USA), EPRI (USA) | | | | 起偏析や亀裂の酸化挙動に関する者 |
| | (BWR) | | | | | 直接相関測定から得られた腐食前線 |
| | | | | | | 定量的能力と限界について議論。 |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題管理表「経年劣化評価」No. |
| | | | | | | IASCC「IASCC 発生メカニズム |
| | | | | | | を提示するものではない。 |
| 14 | Cracking Behavior Of | Yiren Chen | IASCC | ステンレ | 廃炉材 | スペインの廃炉 PWR の Zorita(38 |
| | Decommissioned Baffle Plates In | | 疲労 | ス鋼 | コアバレル | し、IASCC 進展特性、疲労進展特性 |
| | Light Water Reactor Environment | Argonne National Laboratory (USA), | 照射脆化 | | | 労進展速度の差異は認められなか。 |
| | | US NRC (USA) | | | | 射による差異は認められなかった- |
| | | | | | | 展速度が 1~2 桁高くなる結果が認 |
| | | | | | | 明確に低下した。靭性低下が SCC |
| | | | | | | 報告。 |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題管理表「経年劣化評価」に令 |
| | | | | | | 炉内構造物(炉心そう)の IASCC : |

夏/調査結果

た 304 製のコアシュラウド(~3.5dpa)を採取 クロ組織及び亀裂の詳細調査を実施。照射誘 考察をまとめている。また、まとめとして、 線と粒界化学の観点から、STEM と APT の

0.20 BWR 炉内構造物(炉心シュラウド等)の 4.解明」に関連する内容であるが、新規課題

年運転)からコアバレル(0.06~48dpa)を採取 性、破壊靭性を調査した報告。照射による疲 った。SCC 進展速度は、低い K 条件では照 一方で、高い K 条件かつ高い照射量では進 認められた。破壊靭性は照射量の増加に伴い と進展速度の増加に寄与したと考えられると

☆和5年度にNo.R5-8として追加したPWR 進展評価に関連する内容である。

表 3.1.1(1)-3 (1/2) ENVDEG 2023 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

(21st International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors)

| No. | タイトル | 発表者/実施機関 | 劣化事象 | 材料 | 分野・カテゴリ ー | 概要/調査編 |
|-----|------------------------------|---------------------------------|---------|-------------|--------------|--|
| 1 | Interim Result of a Detailed | Yasufumi Miura | SCC | ステンレ | 実機 PWR | 日本の PWR(大飯 3 号機)加圧器スプレイライ |
| | Investigation on a Cracked | | | ス鋼 | スプレイライン | 年の経済産業省プロジェクト**における観察結: |
| | Pipe Weld in the Pressurizer | Central Research Institute of | | | 配管 | PWR の加圧器スプレイライン配管の溶接部に |
| | Spray Line of a PWR in Japan | Electric Power Industry (Japan) | | | 亀裂調査 | ついて、実機損傷部位を採取して実施した詳細 |
| | | | | | | ※:原子力の安全性向上に資する技術開発 |
| | | | | | | 向けた髙経年化対策に関する研究開発 |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題管理表「日常保全」に令和5年度に No. |
| | | | | | | した PWR 一次系機器 ステンレス鋼の IGSC |
| | | | | | | する内容である。 |
| 2 | Crack Growth Rate in | Anders Jenssen | IASCC | ステンレ | 廃炉材 | Zorita 原子炉の炉心そうから採取した実機材。 |
| | Irradiated Core Barrel Weld | | | ス鋼 | コアバレル | を加工して、模擬 PWR 一次冷却水中で亀裂進 |
| | and Heat-Affected Zone in | Studsvik Nuclear AB(Sweden) | | | IASCC 進展特性 | 照射脆化の相乗効果について検討。EPRIの材料 |
| | PWR Primary Water | | | | | レス鋼溶接部と熱影響部の応力腐食割れに対す |
| | | | | | | 脆化の相乗効果について知見拡充が必要な分野 |
| | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | 課題管理表「経年劣化評価」に令和5年度に |
| | | | | | | 構造物(炉心そう)の IASCC 進展評価(IASCC |
| | | | | | | 容である。 |
| 3 | Post Irradiation Examination | Xiang (Frank) Chen | 照 射 | ステンレ | 実機 PWR | 実機 PWR から採取したバッフルフォーマーボ |
| | of Harvested PWR Baffle | | /IASCC | ス鋼 | バッフルフォー | ミクロ組織の調査。照射硬化、脆化、照射によ |
| | Former Bolts | Oak Ridge National Laboratory | | | マーボルト | 射誘起偏析(RIS)、照射誘起析出(RIP)、Cu/Ni· |
| | | (United States) | | | 照射脆化 | らの調査結果は文献で報告されたものと大きな |
| | | | | | | |
| | | | | | | 課題管理表「経年劣化評価」No 28 29 30 |
| | | | | | | 等の IASCC に関連する内容であるが 新規 |
| 4 | Development of Fatigue | Glenn White | 疲労 | ニッケル | 健全性評価(き刻 | 本研究では 現在 ASME Boiler and Pressure |
| 1 | Crack Growth Bate Equations | | 112 / 3 | 其合全 | 准星) | 600 の疲労き刻進展速度(FCGR)式を上り広範 |
| | for Ni-Base Allovs | Dominion Engineering Inc | | <u> 田</u> 元 | | した さらに 小開されている実験データを用 |
| | IOI INI Dase Alloys | (United States) | | | | した。こうに、公開されている実験アークを用 おける Allow 600 82/182 及び 52/152/改自 |
| | | (United States) | | | | [[]]] []] []] []] []] []] []] []] []] [|
| | | | | | | ■ 単理軟理素「級年少ル評価」の No.1 低サノ |
| | | | | | | 「「「「「「「「」」」、「「」」、「」「」、「」「」、「」、「」、「」、「」、「 |
| | | | | | | 町町山す仏の同相及し、の取り祖みに関連りる |
| 1 | | | 1 | 1 | 1 | しい くはは '。 |

未

ン配管で発生した亀裂に対する 2022 課をまとめたもの。2020 年に日本の こ円周方向のき裂が発見された亀裂に 珊調査についてまとめている。 発事業(原子力発電所の長期運転に

卷)

▶.13 より拡張し No. R5-24 として追加 CC(発生・進展メカニズム検討)に関連

より溶接金属及び溶接熱影響部試験片 展速度(CGR)試験を実施し、熱脆化と 料信頼性プログラム(MRP)は、ステン する中性子束の影響と、熱脆化と照射 野として選定。

No. R5-8 として追加した PWR 炉内 と進展特性データの取得)に関連する内

ボルト(照射量:15~29dpa)の材料特性、
 る転位ループ、キャビティの形成、照
 i-Si/Cr-Mo-P相の形成を確認し、これ
 な違いはないことを報告。

0 の PWR バッフルフォーマーボルト 提課題を提示するものではない。

Vessel Code, Section XI にある Alloy 節な実験データベースを用いて再評価 用いて、大気中、BWR、PWR 環境に 合金の新しい FCGR 式を開発した。

(クル疲労 設計疲労線図及び環境疲労 る内容であるが、新規課題を提示する

表 3.1.1(1)-3 (2/2) ENVDEG 2023 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

(21st International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors)

| No. | タイトル | 発表者/実施機関 | 劣化事象 | 材料 | 分野・カテゴリ ー | 概要/調査結 |
|----------|-------------------------------|--------------------------|------|------|--------------|--------------------------|
| 5 | Experimental investigation | Mustafa, Subasic | 疲労 | ステンレ | 健全性評価 | 本研究では LWR 環境下でのステンレス鋼の腐 |
| | and modelling approach of | | | ス鋼 | | 手法についての検討である。 |
| | corrosion fatigue of 304L | KTH Royal Institute of | | | | 【調査結果】 |
| | stainless steel in simulated | Technology (Sweden) | | | | 実験調査及びモデル手法についての検討であ |
| | LWR water environment | | | | | リストアップした課題に対し、新規課題を提 |
| 6 | Investigating the Effect of | Ben, Howe | 疲労 | ステン | 健全性評価 | 本研究では、疲労き裂進展速度(FCGR)に及ぼす |
| | Temperature and Rise Time | | | レス鋼 | | は、とくに100℃以下の温度を中心に種々な温度 |
| | on the Fatigue Crack Growth | University of Manchester | | | | FCGR は高温でのアレニウス挙動から外挿によ |
| | Rates of Austenitic Stainless | (United Kingdom) | | | | らかになり、材料、変形、環境の複雑な相互作 |
| | Steel Operating in | | | | | 【調査結果】 |
| | Hydrogenated Water | | | | | 課題整理表「経年劣化評価」の No.1 低サイク |
| | | | | | | 価手法の高精度化への取り組みに関連する内容 |
| | | | | | | ではない。 |

課

腐食疲労に関する実験調査及びモデル

- 5り、新規の経年劣化事象や、すでに 量示するものではない
- す温度の影響を調査した。FCGR 試験 度で実施した。その結果、低温下での よる予測されるよりも大きいことが明 ₣用が示唆された。
- ル疲労 設計疲労線図及び環境疲労評 容であるが、新規課題を提示するもの

(2) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する国内の計画・実施状況の調査

1) 日常保全「配管減肉」

国外最新研究開発動向調査と同様に、以下の新たな知見・研究が必要な減肉管理上 の課題について調査した。

- 測定困難部位の減肉管理に関する研究
- 配管減肉予測手法の適用に関する研究
- 暫定漏洩許容に関する研究
- 測定困難部位の減肉管理に関する研究

JSME 減肉管理規格(2006 年版)の技術評価文書^[3.1.1(2)-1]における留意事項の 1 つで ある「配管分岐合流部の穴の周囲の肉厚管理」に関連する文献として以下があった。

渡辺 瞬ら,実機プラントにおける T 管合流部の減肉推定手法の簡略化,日本機
 械学会 2023 年度 年次大会[3.1.1(2)-2]

本文献は、測定困難部位の1つである補強板を有するT管合流部の補強板下の減肉 管理を可能とするために、当該部の減肉状況を推定する手法を提案している一連の文 献となっている。文献では、T管合流部周辺の減肉分布を流動解析や減肉予測技術に よって評価し、それを合流部からの距離との相関式として整理している。この相関式 と、補強板周辺の測定可能な位置における実測減肉率を組み合わせることで、補強板 下の減肉率の最大値を推定する手法を提案している。更に、この推定手法は実機プラ ントでのT管周辺の詳細な減肉測定結果との比較を通じて補正を行っており、実機プ ラント条件において補強板下部の減肉率を保守側に推定可能なものとしている。本文 献で検討している課題は腐食劣化(配管減肉)の課題整理表の(腐食劣化-4)に整理済であ る。

 ● 内山 雄太ら,配管減肉予測ソフトウェア FALSET における FAC 予測モデルの 検証(第二報),日本機械学会 2015 年度年次大会^[3,1,1(2)-3]

本文献は、T 管補強板下部以外の測定困難部位である T 継手の肩部(クロッチ)の減 肉傾向について、流動解析を活用した減肉評価研究を行ったものである。評価の結果、 T 継手の合流部ではクロッチ部にも顕著な減肉傾向があることが分かったため、T 管 と同様に、体系的な整理によるクロッチ部の減肉推定手法の構築が必要と考えられる。 本文献で検討している課題は腐食劣化(配管減肉)の課題整理表の(腐食劣化-4)に整理済 である。

配管減肉予測手法の適用に関する研究

「保全重要度」に関連して、配管損傷リスクを考慮した保全管理の導入検討に関す る文献に以下があった。

「発電プラントにおける高温流体の漏洩を想定した皮膚内の熱伝導解析評価」、日本機械学会第27回動力・エネルギー技術シンポジウム^[3.1.1(2)-4]
 上記の文献は、国外文献調査と同様に、「保全重要度」を活用した減肉管理について

検討をしているものである。本文献で検討している課題は腐食劣化(配管減肉)の課題整 理表の(腐食劣化-2)に整理済である。

暫定漏洩許容に関する研究は、前項の国外文献調査に示すように、ASME PVP2023 で発表されている^[3.1.1(1)-9]。

2) 経年劣化評価事象(日常保全 SCC を含む)[国内最新研究開発動向調査]

「経年劣化評価事象」及び「日常保全」のうち SCC に関する近年の新たな研究や、 重要な知見に関する文献に対し、長期運転を含め、実機材を活用した材料健全性に関 する新たな知見・研究について調査した。対象とした劣化事象を以下に示す。

- · 中性子照射脆化
- ・ 低サイクル疲労
- \cdot IASCC, SCC
- ・ ステンレス鋳鋼の熱時効

本項の国内動向調査では、日本原子力学会と保全学会の学術講演会等を調査した。 それぞれの大会と講演会について、長期運転を含め、実機材を活用した材料健全性に 関する主要な発表を調査した。

日本原子力学会 2023 年春の年会

2023 年春の年会は、2023 年 3 月 13 日(月)~15 日(水)にかけて、東京大学駒場キャンパスで開催された。

長期運転を含め材料健全性に関する主要な発表を表 3.1.1(2)-1 に示す。同表には文 献の件名と著者、論文概要と課題管理表への反映要否として【調査結果】を示してい る。該当する文献は 2 件あったが、同表に示すように文献で取り扱っている課題は各 劣化事象でまとめた課題整理表に網羅されており、新しい劣化事象や、現在対象とし ている劣化事象に対し新しい課題となるような知見はなかった。また、実機材を活用 した発表はなかった。

日本原子力学会 2023 年秋の大会

2023 年秋の大会は、2023 年 9 月 6 日(水)~8 日(金)にかけて、名古屋大学東山キャンパスで開催された。

長期運転を含め材料健全性に関する主要な発表を表 3.1.1(2)-2 に示す。同表には文 献の件名と著者、論文概要と課題管理表への反映要否として【調査結果】を示してい る。該当する文献は 6 件あったが、同表に示すように文献で取り扱っている課題は各 劣化事象でまとめた課題整理表に網羅されており、新しい劣化事象や、現在対象とし ている劣化事象に対し新しい課題となるような知見はなかった。また、実機材を活用 した発表はなかった。

なお、企画セッション>委員会セッション>標準委員会にて、「安全な長期運転に向

けた標準化活動」のセッションが企画され、

- 1. 安全な長期運転の体系: 関村 直人(東大)^[3.1.1(2)-5]
- 2. PLM 分科会の取組: 鈴木 雅秀(長岡技科大)^[3.1.1(2)·6]

3. 保守管理規程/指針の次回改定に向けた検討状況について:

中川 和重(四国電力)[3.1.1(2)-7]

4. 長期運転体系検討タスクの取組: 村上 健太(東大)^[3.1.1(2)-8]

の講演があり、その後にNRA及びATENAも参画して総合討論が行われた。本講演は、安全な長期運転に向けた標準化活動に対する産官学の取り組みに関する講演であり、課題管理表への反映等はないが、本事業に関連する講演として報告する。

③ 日本保全学会 第19回 学術講演会

日本保全学会の第 19 回学術講演会は、2023 年 8 月 27 日(日)~30 日(水)にかけて、 東北大学片平さくらホールと川内北キャンパスで開催された。

長期運転を含め材料健全性に関する主要な発表を表 3.1.1(2)-3 に示す。同表には文 献の件名と著者、論文概要と課題管理表への反映要否として【調査結果】を示してい る。該当する文献は 6 件あったが、同表に示すように文献で取り扱っている課題は各 劣化事象でまとめた課題整理表に網羅されており、新しい劣化事象や、現在対象とし ている劣化事象に対し新しい課題となるような知見はなかった。なお、実機材を活用 した発表に以下の 2 件があった。

熊野 秀樹ら,高経年化に向けた1号機中性子照射量の検討(文献番号 No.1)^{[3.1.1(2)-}
 9]

実質 20 年ほど運転した浜岡原子力発電所1号と再稼働を待つ浜岡4号の中性子束 について、ANISN による1次元計算と、DORT による2次元計算について比較し、 今後の展開として、半径と周の R-θ 方向のアンジュレーションを考慮した2次元計 算を実施して1号と4号の中性子束について比較検討を行うとしている。本発表は、

「経年劣化評価」の課題管理表で No.6 の脆化予測式の高度化の課題に関連するが、新 規課題を提示するものではない。

 森 敦史ら,廃炉を活用した高ニッケル合金溶接部に対する炉外 UT の適用性研 究(経過報告)(文献番号 No.4)^[3.1.1(2)-10]

浜岡原子力発電所第1号機シュラウドサポート高 Ni 合金溶接部の複数亀裂に対し て炉外 UT を実施し、参画2機関による亀裂の検出結果のベンチマークより、炉外 UT が炉内 UT の継続検査として実機適用が可能な見込みが得られたと報告している。本 論文は、国内 BWR 発電事業者及び国内プラントメーカの共同研究「廃炉を利用した 炉外 UT 精度の実施検証に関する研究」の得られた成果を経過報告としたものであり、 産業界の実機材を活用した研究による課題への取り組みとして、「経年劣化評価」の課 題管理表で令和5年度に R5-14の検査-B5 超音波探傷(UT)技術(検査技術の性能実証) の課題として追加した課題に対応する。

④ 日本原子力学会学会誌(アトモス)への投稿(参考)

2024 年 2 月(Vol.66)にて、産業界における「安全な長期運転に向けた経年劣化に関 する知見拡充」について投稿があった^{[3.1,1(2)·11] [3.1,1(2)·12]}。本投稿は、原子力エネルギー 協議会(ATENA)によるもので、安全性を高い水準に維持しつつ長期に原子力発電所を 運転していくためには、経年劣化事象に関する知見を継続的に更新・拡充していくこ とが必須とし、ATENA は「安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取組」として、国 内の経年劣化管理に係る取組と海外知見を比較分析し、その結果を踏まえ、「物理的な 経年劣化」と「非物理的な経年劣化」の観点から従来の取組を強化すべく、ガイドライ ンの策定等に取組み、「物理的な経年劣化」に関する取組の1 つとして、ATENA では、 経年劣化評価に関して今後知見拡充が必要と考えられる事項を抽出し、「安全な長期運 転に向けた経年劣化に関する知見拡充レポート」として整理している。そのうち以下 の第一稿^[3.1,1(2)·12]では、経年劣化事象に関する米国知見調査を基にした知見拡充事項を、 本第二稿^[3.1,1(2)·12]では、同レポートのもうひとつの主要検討結果である取替困難機器に 対し 60 年超の評価期間を想定した場合の知見拡充事項を報告している。

前者の第一稿^[3.1.1(2)-11]では、米国の原子力発電所の運転延長について、運転認可更新 (License Renewal:LR)の審査項目・内容に関する具体的な図書である標準審査指針 (Standard Review Plan:SRP)、このLR-SRP に対応して長期運転に関し想定される 経年劣化事象/影響、発生部位、管理手法等の情報を取り纏めた経年劣化管理に関する 知見報告書(Generic Aging Lessons Learned:SR-GALL)と、現在、80年迄の運転に 対応する 2回目の運転認可更新(Subsequent License Renewal:SLR)に対応する SLR-SRP、SLR-GALLが発行されており、LR-SRPとSLR-SRPの差分を中心に調 査している。米国調査の結果は、PLM 実施基準^[3.1.1-2]の「経年劣化事象一覧表」と比較 検討し、この一覧表の事象、材料及び環境の組み合わせに合致しない項目を知見拡充 事項として以下の3項目を抽出している。

PLM 実施基準 経年劣化事象一覧表に記載が無い事項

- ・ アルミ合金使用機器における孔食、隙間腐食、SCC
- ・ チタン合金使用の熱交換器伝熱管における SCC
- ・ 炭素鋼製機器における埋設環境下で炭酸塩、重炭酸塩に曝される事による SCC

これらは、60 年超に関わらず顕在化する可能性のある経年劣化事象が LR-SRP 発 行後に新たに判明したため、最新図書である SLR-SRP に記載された事象であると考 えられたこと、国内の原子力発電所で損傷事例は報告されておらず、国内 PLM では 各発電所の個別の環境を考慮して上記とは異なる事象を抽出・評価し、それに応じて 設備の健全性維持に必要な対応を取っている状況であること踏まえ、ATENA では PLM 実施基準への反映検討について日本原子力学会 PLM 分科会へ提言した(現在同 分科会で検討が行われている)。第二稿^[3,1,1(2)·12]では、80 年の評価期間を想定した場合 に、現状の PLM 評価の手法・データで、科学的・技術的に取替困難機器に対する評価 が可能であるかを考察した結果、中性子照射脆化に関し知見拡充が望まれる以下の2 件が抽出されたとしている。

1. JEAC4201 の適用上限の見直し

現行の JEAC4201^[3.1.1(2)-13]における関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギー 減少率の予測式には中性子照射量の適用上限があり、80年の評価期間を想定する 場合は、個別プラントの稼働率や中性子束に依存するものの、適用上限を超える 照射量を受けるプラントが出てくる可能性があること、引続き監視試験等による 高照射領域のデータの拡充を行い、必要に応じJEAC4201の適用範囲上限の拡大 に資するとしている。

2. 監視試験片再生等

監視試験片の取り出しは技術基準規則^[3.1.1(2)-14]、JEAC4201 及び運転期間延長 認可制度に基づき実施されているものの、建設時に装荷した監視試験片数には限 りがあり、80年を想定する場合には、監視試験を十分に確保するため、使用済監 視試験片の小型化再生や監視試験計画の高度化等、試験片の活用やその試験結果 のデータの検証等について検討する必要があるとしている。

前者の「JEAC4201 の適用範囲上限の拡大」については、課題管理表「経年劣化評価」の No.6 中性子照射脆化予測式の高度化の課題として、後者の「監視試験片再生等」については、課題管理表「経年劣化評価」の No.3 中性子照射脆化 監視試験片の 不足(代替試験法の整備(試験片再生、小型シャルピー試験片、ミニチュア C(T)試験片)) にリストアップされている。また、監視試験計画の高度化は、令和 5 年度に課題管理 表「経年劣化評価」の No.R5-1 中性子照射脆化の課題として、監視試験片の不足(統合 化監視試験プログラム(ISP)、追加監視試験計画(SSP)の課題としてリストアップされ ている。また、文献には、「経年劣化評価に関する取組中/取組予定の主要な知見拡充事 項」として劣化事象に対して、信頼性向上の観点から経年劣化評価に関し取り組み中 /取り組み予定の主要な知見拡充事項(2021 年度時点)が 14 項目示されているが、こ れらの知見拡充事項のうち、検討実施中、今後検討が開始される、あるいは検討予定の 事象は令和 5 年度に更新した課題管理表に網羅的に関連課題事項としてリストアップ 済である。

⑤ 原子力規制庁 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(原子炉圧力容器の健全性評価研究)

本事業では、本事業で課題整理表や安全研究マップでローリング対象としている「原 子炉圧力容器の健全性評価研究」が実施されており、動向を調査した。本事業は令和2 年度から令和6年度の事業で、原子炉圧力容器の健全性評価に係る研究である。原子 炉圧力容器 RPV の健全性評価として、中性子照射脆化の程度を予測するために、運転 期間中 RPV 内に設置された母材、溶接金属及び溶接継手の熱影響部(HAZ)の監視試 験片で実施するシャルピー衝撃試験結果から求めたシャルピー遷移温度 T₄₁Jを評価し ている。本事業では、この T_{41J}の照射前後の変化量(T_{41J}移行量: ΔT_{41J})に係る RPV 鋼の照射脆化予測方法を含む、RPV 健全性評価方法の保守性、及び RPV 健全性評価 対象部位の代表性の確認を行い、RPV 健全性評価に関する知見を拡充する。令和 6 年 度も引き続き、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が受託し、以下を実施予定 である^[3.1.1(2)-15]。

● RPV 健全性評価方法の保守性に係る研究

現状の評価方法で用いられている破壊靭性遷移曲線の予測方法の保守性を検証と、 PWRの加圧熱衝撃事象 PTSの破壊力学評価方法の保守性を検証する。RPV 健全性評 価方法の保守性に係る研究は、破壊靭性遷移曲線の予測方法の保守性に関する研究で あり、監視試験片や試験炉で高照射量領域まで照射された RPV 鋼を用いて *Δ T*41*J* と破 壊靭性遷移温度移行量を比較する事で、現状の評価方法で用いられている破壊靭性遷 移曲線の予測方法の保守性を検証する。PTSの破壊力学評価方法の保守性の検証は、 PTS に対する健全性評価で想定する欠陥に相当する亀裂先端に付与される荷重につい て、PTS 条件下(2 軸方向)と破壊靭性試験片(1 軸方向)で異なることを考慮して、それ ぞれの破壊試験結果の比較に基づき現状の破壊力学評価方法の保守性を検証する。

● RPV 健全性評価対象部位の代表性に係る研究(母材の代表性)

RPV の健全性評価では、母材及び溶接金属を対象とした監視試験データが取得され ているが、HAZ に対しては、未照射材の HAZ の破壊靱性は母材と比較して同等以上 であり、加えて HAZ の破壊靱性遷移温度 *Δ T*_{41J}はデータのばらつきが大きいものの母 材と同等であると考えられていることに基づき、中性子照射を受けた HAZ の破壊靱 性は確認されていない。そのため、本研究では RPV の健全性評価対象部位として、原 子炉圧力容器の HAZ を母材で代表させることの技術的妥当性、評価方法の保守性を 検証する。なお、破壊力学評価方法の保守性(2 軸応力)については、課題管理表「経年 劣化評価」No. 13 中性子照射脆化の破壊靱性評価(拘束効果)としてリストアップされ ている。「HAZ に対する母材代表性」については、課題管理表「経年劣化評価」No. 4 原子炉圧力容器炉心領域・胴板の中性子照射脆化(母材代表性)としてリストアップされ ている。

⑥ 原子力規制委員会 第 60 回技術情報検討会の動向

令和5年7月の原子力規制委員会第60回技術情報検討会^[3.1.1(2)·16]で、原子力規制庁 より、「実プラントのデータによる破壊靭性に関する検討」^[3.1.1(2)·17]が報告された。本 報告は、破壊靭性温度移行量 *ΔT KIe* と関連温度移行量 *ΔRT NDT* との関係についての検 討状況報告で、過去の国プロ^[3.1.1(2)·18]では、この関係は *ΔT KIe* と *ΔRT NDT* とはほぼ等価 ではあるものの、前者が後者より若干小さくなる傾向が認められるとされていたが、 今回の検討結果においても、両者がほぼ等価であるとの大きな方向性は共有するもの の、前者が後者より若干小さくなるという傾向とはやや異なる傾向を示したと報告し ている。この中で、原子力規制庁の今後の対応について、実プラントのデータによる検 討については、用いるデータの網羅性、 ΔT_{KIe} の算出方法、 $\Delta T_{KIe} \ge \Delta RT_{NDT} \ge$ の関係 が PTS 評価に与える影響等について詳細な検討が必要であることから、原子力規制 庁において、引き続き検討を進めることとすること、また、規格策定者である日本電気 協会や事業者による検討も必要であることから、実プラントのデータを踏まえた ΔT_{KIe} $\ge \Delta RT_{NDT}$ の関係について、意見を聴取することとしたいとの方針が示された。

その後、日本電気協会 原子力規格委員会 第71回構造分科会^[3.1.1(2)-19]、並びに第87 回原子力規格委員会^[3.1.1(2)-20]おいて、原子力規制委員会第60回技術情報検討会の検討 資料^[3.1.1(2)-17]が配布され意見交換が行われた^[3.1.1(2)-21]^[3.1.1(2)-22]。第87回原子力規格委 員会にて、原子力規制庁より、配布資料^[3.1.1(2)-17]について、この時点までに原子力規制 庁に提出されているプラントデータ(全プラントの概ね半分程度)や、過去の国プロの国 研研究試験炉 JMTR の照射試験材データによる知見を参考にしたひとつの分析例であ ること、今後、規格策定時の知見等の共有を含め、日本電気協会側の検討した結果等を 共有しつつ検討を進め、意見交換していきたいとの説明がなされている。なお、日本電 気協会への正式打診は、情報共有したい事項を整理したうえ面談等で外部発信する ^[3.1.1(2)-22]とのことである。

このため、「破壊靭性遷移曲線の予測方法の保守性の検証」については、スコーピン グ段階の課題(実機にて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、実機材活用等で実機劣化状態を調査し、今後の研究対象・評価の枠組みの 方針を検討するスコーピング段階の課題)として、「経年劣化評価」や「日常保全」と区 別して整理することとし、課題管理表「スコーピング段階」の No.R5-S1 として、令和 5 年度に追加した。

⑦ 資源エネルギー庁 原子力の安全性向上に資する技術開発事業(原子力発電所の長期運転に向けた高経年化対策に関する研究開発)事業^[3.1.1(2)-23]

このエネ庁事業は令和3年度から令和7年度の事業で、原子力発電所の長期運転に 向けた高経年化対策に関する研究開発を行っている。具体的には、材料または機器の 経年劣化としての原子炉圧力容器の中性子照射脆化、応力腐食割れ、コンクリート劣 化、ケーブル絶縁劣化、配管の粒界割れ事象等を考慮し、重要機器に関する規格整備に 向けて知見の拡充と基盤技術の整備を行っている。この目的を達成するために、この エネ庁事業では以下の個別開発研究を実施している^[3.1.1(2)-24]。

長期運転に向けた高経年化対策に関する技術開発課題の整理、研究計画のローリング

原子力発電所の長期運転に向けた高経年化対策の研究開発計画立案のために、原子 力発電所で使用されている材料または機器の経年劣化管理についての調査及び検討を 行い、長期運転に向けて必要な技術基盤と研究開発課題を整理している。なお、長期運 転に向けた調査として、米国における至近の長期運転認可申請(2回目のライセンス更 新 SLR)について概要を整理するとともに、研究開発知見の調査として、高経年化対応 に関する国内外の最新の研究開発動向に関する調査も実施している。調査した結果は、 長期運転に向けた研究開発課題の検討及び研究開発計画の立案のため、研究開発課題 を整理して「長期運転に向けた技術開発課題整理表」(エネ庁長期運転課題整理表)とし てまとめ、研究開発計画の充実と最新知見を反映したローリングを行っている。

● 超小型試験片を用いた MC 法の実機適用に向けた技術開発

長期運転に関する課題である原子炉圧力容器監視試験片の不足への対応策として期待されている超小型試験片を用いた MC(Mini-C(T) MC)法の実機適用に向けて、国産の実機圧力容器鋼を用いた Mini-C(T) MC 試験を実施し、中性子照射材及び圧延材、溶接金属に対する適用性の拡充を図っている。個別研究として、実機照射材に対する Mini-C(T) MC 試験として、国産実機原子炉圧力容器鋼の照射材(監視試験片残材)及び 未照射材の国産実機原子炉圧力容器鋼(相当材)に対する試験を実施している。また、高 照射領域のデータ拡充の観点で、試験研究炉等による照射材に対する Mini-C(T) MC 試験の準備に 試験として、試験研究炉 JRR-3 で照射した材料に対する Mini-C(T) MC 試験の準備に 着手している。

加圧水型軽水炉1次系冷却水配管ステンレス鋼溶接部の粒界割れに関する技術開発

令和2年8月に関西電力大飯3号機の加圧器スプレイライン配管溶接部において検 出された粒界割れについて、発生原因の究明を行うと共に対策技術に関する研究開発 を行っている。実施内容は、国外損傷事例調査として、令和3年に損傷が認められた フランスの PWR プラントの損傷事例の調査し、大飯3号機との比較し、発生条件の 解明や実機詳細調査に資する情報の整備を、実機損傷部位に対する詳細評価として、 粒界割れが発生した関西電力大飯3号機の加圧器スプレイライン配管溶接部に対し、 発生原因、発生条件の明確化に資する知見の拡充を図るために詳細調査の実施を、 PWR1 次系冷却水環境における SCC 進展速度に関する調査として、同環境における SCC 進展速度データに関する調査を行い、亀裂進展評価に必要な SCC 進展速度線図 の策定に資する材料、環境、応力に関する技術基盤情報の整理を行っている。

● 確率論的破壊力学(PFM)の実用化に向けた技術開発

軽水炉機器の構造健全性に PFM を使用できるようにすることを目的とし、PFM を 社会実装するための議論を進めるために必要な活用方針、技術基盤を整備している。 成果は公開し、PFM に関する社会的な認知を高めることにより活用の機運を作るため、 PFM 活用方針の明確化、PFM 解析手法の確立に向けた詳細計画の立案と解析の実施、 PFM 解析手法の詳細計画の立案を行っている。

エネ庁長期運転課題整理表の課題整理は、原子力発電所で使用されている材料または機器の経年劣化管理に基づき、長期運転に向けて必要な技術基盤と研究開発課題を整理し、60年運転の課題に対する60年を超える長期運転での顕在化リスク、60
年運転では課題ではないが 60 年を超える長期運転で顕在化する可能性のある課題を まとめ、研究実施の優先度に基づき研究計画を策定している。そのため、本事業の実機 材料を用いた材料健全性研究に関わる課題の整理と、エネ庁長期運転課題整理表は整理 の範囲や課題整理の着眼点やアプローチが異なるが、令和4年度事業報告書^[3.1.1(2)·24]にて エネ庁長期運転課題整理表の整理内容を調査した結果、産業界の長期運転に向けた開 発研究ではあるが、材料健全性評価に関連する開発研究の動向として、継続的に進捗 を確認することが推奨される課題があり、本事業の課題整理表に一部項目を追加して いる。

なお、エネ庁事業個別研究で取り組んでいる課題も以下のように反映済である。

「Mini-C(T) MC 法の実機適用」の技術開発課題は、課題管理表「経年劣化評価」No. 3 BWR 中性子照射脆化の監視試験片の不足(代替試験法の整備(試験片再生、小型シャ ルピー試験片、ミニチュア C(T)試験片))としてリストアップしている。

「PWR 一次系冷却水配管ステンレス鋼溶接部の粒界割れ」の技術開発課題は、課題 管理表「経年劣化評価」No. 13 PWR 一次系冷却水ステンレス鋼溶接部(硬化部)の SCC(ステンレス鋼の IGSCC 発生評価)にリストアップされ、令和5年度には、本事業 の進捗等を踏まえ、No.R5-23 進展評価、R5-24 発生・進展メカニズム検討及び R5-25 破壊評価手法の高度化を追加し課題を拡張性して再整理している。

「PFM の実用化に向けた技術開発」の技術開発課題は、課題管理表「経年劣化評価」 の PWR 原子炉容器の中性子照射脆化として、No.11 確率論的評価の導入(確率変数の 整備)、No.14 PWR 破壊靭性評価(過渡事象の整理)No.16 PWR 確率論的評価の導入(評 価ガイドの整備)としてリストアップされ、課題管理表「日常保全」では令和5年度に は、本事業の進捗等を踏まえ、No.R5-22 BWR/PWR 共通 炉内機器、一次系構成機 器の SCC 健全性評価・評価技術高精度化(確率論的破壊力学(PFM)の実用化)として追 加した。

《参考文献》

| [3.1.1(2) - 1] | 原子力安全・保安院、「原子力発電工作物の保安のための点検、検 |
|----------------|---------------------------------|
| | 査等に関する電気事業法施行規則の規定の解釈(内規)の制定につい |
| | て」、NISA-163c-08-5(2008) |

- [3.1.1(2)-2] 渡辺 瞬ら,実機プラントにおける T 管合流部の減肉推定手法の簡 略化,日本機械学会 2023 年度 年次大会, S081-11 (2023).
- [3.1.1(2)-3] 内山 雄太ら, 配管減肉予測ソフトウェア FALSET における FAC 予 測モデルの検証(第二報),日本機械学会 2015 年度年次大会, S0820103 (2015).
- [3.1.1(2)-4] 「発電プラントにおける高温流体の漏洩を想定した皮膚内の熱伝導

3.1.1(2)-9

解析評価」、日本機械学会 第27回動力・エネルギー技術シンポジウム、B224 (2023).

- [3.1.1(2)-5] 関村 直人、「安全な長期運転に向けた標準化活動(1)安全な長期運転の体系」、日本原子力学会2023年秋の大会(企画セッション),[1D_PL01]
- [3.1.1(2)-6] 鈴木 雅秀,「安全な長期運転に向けた標準化活動(2)PLM 分科会の取組」,日本原子力学会2023年秋の大会(企画セッション),
 [1D_PL02]
- [3.1.1(2)-7] 中川和重,「安全な長期運転に向けた標準化活動(3)保守管理規程
 /指針の次回改定に向けた検討状況について」,日本原子力学会
 2023 年秋の大会(企画セッション),[1D_PL03]
- [3.1.1(2)-8] 村上 健太、「安全な長期運転に向けた標準化活動(4)長期運転体系 検討タスクの取組」、日本原子力学会 2023 年秋の大会(企画セッシ ョン)、[1D_PL04]
- [3.1.1(2)-9] 熊野 秀樹ら,高経年化に向けた1号機中性子照射量の検討,日本保 全学会 第19回学術講演会,D-2-2-4.
- [3.1.1(2)-10] 森 敦史ら,廃炉を活用した高ニッケル合金溶接部に対する炉外 UT の適用性研究(経過報告), B-1-2-4.
- [3.1.1(2)-11] 田中 裕久ら、「安全な長期運転に向けた経年劣化に関する知見拡充 (1)経年劣化事象に関する米国知見調査」、日本原子力学会学会(アト モス)2024 年 2 月号(Vol.66,p92-97)
- [3.1.1(2)-12] 田中 裕久ら、「安全な長期運転に向けた経年劣化に関する知見拡充
 (2)取替困難機器に係る 60 年超評価を想定した場合の知見拡充事項」、日本原子力学会学会(アトモス)2024 年 2 月号(Vol.66,p98-101)
- [3.1.1(2)-13] 日本電気協会,「原子炉構造材の監視試験方法」,JEAC4201-2007[2013 追補版]
- [3.1.1(2)-14] 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(平 成二十五年原子力規制委員会規則第六号(施行日:令和四年九月二十 六日(令和四年原子力規制委員会規則第四号による改正))
- [3.1.1(2)-15] 原子力規制庁、令和6年度原子力施設等防災対策等委託費(実機材料等を活用した経年劣化評価・検証(原子炉圧力容器の健全性評価研究))事業に係る入札可能性調査の結果について、原子力規制委員会(2024年1月16日)(https://www.nra.go.jp/nra/chotatsu/buppin-itaku/itaku/040001118.html:閲覧日2024年2月9日)
- [3.1.1(2)-16] 第 60 回技術情報検討会 | 原子力規制委員会 (nra.go.jp)、

(https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/gijyutu_ jyouhou/120000103.html:閲覧日 2024 年 2 月 9 日)

- [3.1.1(2)-17] 原子力規制委員会「資料 60-1-3 実プラントのデータによる破壊靭 性に関する検討」第 60 回技術情報検討会、原子力規制委員会、
 (https://www.nra.go.jp/data/000442680.pdf:閲覧日 2024 年 2 月 9 日)
- [3.1.1(2)-18] 「溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉圧 力容器加圧熱衝撃試験〕総まとめ版」、平成4年3月、財団法人発 電設備技術検査協会
- [3.1.1(2)-19] 原子力規格委員会(NUSC)|会議開催実績(構造分科会)
 (https://nusc.jp/giji/kouzou/sc_kouzou.html:閲覧日 2024 年 2 月 9
 日)

[3.1.1(2)-20] 原子力規格委員会(NUSC)|会議開催実績(原子力規格委員会)

- (https://nusc.jp/giji/kikaku/kikaku.html:閲覧日 2024 年 2 月 9 日)
 [3.1.1(2)-21] 日本電気協会「第 71 回 構造分科会 議事録」、原子力規格委員会 構造分科会(https://nusc.jp/giji/kouzou/kouzou71.pdf:閲覧日 2024 年 2 月 9 日)
- [3.1.1(2)-22] 日本電気協会「第 87 回 原子力規格委員会 議事録」、原子力規格 委員会 (https://nusc.jp/giji/kikaku/kikaku87.pdf:閲覧日 2024 年 2 月 9 日)
- [3.1.1(2)・23] 資源エネルギー庁、令和3年度原子力発電所の安全性向上に関する 事業(原子力発電所の長期運転に向けた高経年化対策に関する研究開 発)の実施に係る公募(入札可能性調査)の結果について(2022年8月 18

日)(https://www.enecho.meti.go.jp/appli/public_offer_result/2021/2 0210818_001.html:閲覧日 2024 年 2 月 9 日)

 [3.1.1(2)-24] 「原子力発電所の長期運転に向けた高経年化対策に関する研究開発 成果報告書」(令和4年度原子力発電所の安全性向上に資する技術開 発事業)(https://ndlsearch.ndl.go.jp/books/R100000002-I033220366:閲覧日2024年2月9日)

| No. | タイトル | 発表者 | 実施機関 | 劣化事象 | 材料 | 分野・カテゴリー | 概 |
|-----|--------------------|-----------|----------|---------|------|------------|-------------------|
| 1 | Fe-Mn 合金中の転位ループ形成に | *石田 優太 1、 | 1. 福井大学 | 照射脆化 | 低合金鋼 | ミクロ組織 | 脆化予測のメカニズム検討に関連 |
| | 対する Ni 添加の影響 | 福元 謙一1、 | 2.株式会社原子 | | | | 【調査結果】 |
| | | 藤井 克彦2 | 力安全システム | | | | 「経年劣化評価」の課題管理表 |
| | | | 研究所 | | | | 対する理解の深化に関連するた |
| | | | | | | | |
| | | | | | | | |
| | | | | 11-1- W | | | |
| 2 | 原子炉容器の非破壊検査結果に基つ | 出鳴 止和、 | 二夌重丄苿秼式 | 波方 | | 健全性評価(最大仮想 | 連転期間延長認可申請の為に実施 |
| | く仮想欠陥寸法の検討 | 廣田 貴俊、 | 会社 | | | 欠陥) | 験)において、検出限界未満の小 |
| | | 北条 隆志、 | | | | | 時期から 60 年運転時点までの疲 |
| | | 中崎 亮 | | | | | が、高経年化技術評価上で想定 |
| | | | | | | | る事を確認した。 |
| | | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | | 仮想欠陥に関する課題は、「経 |
| | | | | | | | 追加した PWR 原子炉容器炉心 |
| | | | | | | | 欠陥寸法の合理化に関連する な |

表 3.1.1(2)-1 日本原子力学会 2023 年春の年会 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

要/調査結果

連(クラスター形成への Ni 添加影響)。

表で NO.5 の照射脆化 劣化メカニズムに が、新規課題を提示するものではない。

施した原子炉容器の特別点検(超音波探傷試 いさな欠陥があると仮に想定し、点検の実施 疲労亀裂進展量の計算を行い、その欠陥寸法 している最大仮想欠陥寸法よりも小さくな

経年劣化評価」の課題管理表で R5-4 として 心領域の加圧熱衝撃事象(PTS)評価の高度化 が、新規課題を提示するものではない。

表 3.1.1(2)-2 日本原子力学会 2023 年秋の大会 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

| No. | タイトル | 発表者 | 実施機関 | 劣化事象 | 材料 | 分野・カテゴリー | 概要 |
|-----|----------------------|-----------|----------|------|------|----------|---------------------|
| 1- | 軽水炉圧力容器の寿命予測と延命処 | *松川 義孝 1、 | 1. 熊本大、 | 照射脆化 | 低合金鋼 | ミクロ組織 | 脆化予測のメカニズム検討に関連 |
| | 理ついて | 渡邊 大樹 1、他 | 2. 大阪大、 | | | | る検討)。 |
| | | | 3. 東北大、 | | | | 【調査結果】 |
| | | | 4. JAEA、 | | | | 「経年劣化評価」の課題管理表 |
| | | | 5. 中部電力 | | | | する理解の深化に関連するが、 |
| 2 | 中性子照射した圧力容器モデル合金 | *渡邉 英雄 1、 | 九州大学 | 照射脆化 | 低合金鋼 | ミクロ組織 | 脆化予測のメカニズム検討に関連 |
| | の Mn, Ni 添加効果 | 他 | | | | | 響)。 |
| | | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | | 「経年劣化評価」の課題管理表 |
| | | | | | | | する理解の深化に関連するが、 |
| 3 | 電子線照射した低 Cu 含有量 | *藤井 克彦 1、 | 1. INSS、 | 照射脆化 | 低合金鋼 | ミクロ組織 | 脆化予測のメカニズム検討に関連 |
| | A533B鋼中の照射損傷組織の APT, | 他 | 2. NFD、 | | | | よる脆化メカニズムの要素検討)。 |
| | TEM,STEM/EDS による評価 | | 3. 東北大 | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | | 「経年劣化評価」の課題管理表 |
| | | | | | | | する理解の深化に関連するが、 |
| 4 | 機械学習を用いた照射脆化予測法の | *西川 さくら1 | 1. 京大 | 照射脆化 | 低合金鋼 | 脆化予測 | JEAC4201 脆化予測式と機械学習 |
| | 高度化 | 森下和功1、他 | | | | | と機械学習による予測は一致して |
| | | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | | 「経年劣化評価」の課題管理表 |
| | | | | | | | 対する理解の深化に関連するか |
| 5 | 原子炉圧力容器の溶接継手熱影響部 | *河 侑成1、他 | 1. JAEA | 照射脆化 | 低合金鋼 | 機械的特性 | SQV2A に実機相当の条件の溶接 |
| | を対象とした靱性評価 | | | | | | ピー衝撃試験。 |
| | | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | | 「経年劣化評価」の課題管理表 |
| | | | | | | | るが、新規課題を提示するもの |
| 6 | ノンパラメトリックベイズ法による | *髙見澤 悠 1、 | 1. JAEA | 照射脆化 | 低合金鋼 | 脆化予測 | PFM 解析手法の高度化に関する |
| | 脆化予測を適用した確率論的破壊力 | 李 銀生1 | | | | | と JEAC4201 による脆化予測で |
| | 学解析 | | | | | | 【調査結果】 |
| | | | | | | | 「日常保全」の課題管理表でN |
| | | | | | | | 備に関連するが、新規課題を携 |

要/調査結果

車した考察(析出物の形成メカニズムに関す

- で NO.5 の照射脆化 劣化メカニズムに対 新規課題を提示するものではない。 連した考察(Ni・Si 添加による硬さへの影
- で NO.5 の照射脆化 劣化メカニズムに対 新規課題を提示するものではない。
- 車した考察(基礎研究としての電子線照射に 。
- で NO.5 の照射脆化 劣化メカニズムに対 新規課題を提示するものではない。
- 習を用いた予測の比較。JEAC4201 評価値 ており、新たな課題無し。
- 表で NO.5 の照射脆化 劣化メカニズムに が、新規課題を提示するものではない。 そ・熱処理した材料の HAZ におけるシャル
- でNO.4の監視試験の母材代表性に関連す ではない。
- 検討として、ノンパラメトリックベイズ法 破損頻度を比較した報告。
- No.15 の確率論的評価の導入/確率変数の整 是示するものではない。

表 3.1.1(2)-3(1/2) 日本保全学会 第19回学術講演会 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

| No. | タイトル | 発表者 | 実施機関 | 劣化事象 | 材料 | 分野・カテゴリー | |
|-----|---|---|------------------------|------|---------------------|--------------------------|---|
| 1 | ディープラーニングを用いた照射脆 化予測法の高度化検証 | 〇西川 さくら、 祝 梁帆、 中筋 俊樹、 森下 和功 | 京都大学 | 照射脆化 | 低合金鋼 | 脆化予測 | 軽水炉圧力容器鋼の中性子照射 映させるための方法論の開発を目 合わせた予測法を構築に関する報 【調査結果】 「経年劣化評価」の課題管理表で するが、新規課題を提示するもの |
| 2 | 機械学習を用いた照射脆化予測法の 高度化検証 | ○祝 梁帆、 西川 さくら、 陳 昱婷、 中筋 俊樹、 森下 和功 | 京都大学 | 照射脆化 | 低合金鋼 | 脆化予測 | 軽水炉圧力容器鋼の中性子照射 映させるための方法論の開発を目 合わせた予測法を構築に関する報 【調査結果】 「経年劣化評価」の課題管理表で するが、新規課題を提示するもの |
| 3 | 高経年化に向けた1号機中性子照射 量の検討 | ○熊野 秀樹、 遠藤 美奈子、 木村 佳央、 水野 良治 | 中部電力 中電シーティアイ | 照射脆化 | 低合金鋼 | 中性子照射量測定 | 国の補助事業 "令和4 年度「原子 内容。実質20年ほど運転した海 号のフラックスについて、ANIS 元計算について比較。今後の展開 レーションを考慮した2次元計 て比較検討を行うとしている。 【調査結果】 「経年劣化評価」の課題管理表で するが、新規課題を提示するもの |
| 4 | ミニチュアC(T)試験片を用いたJ-R試験による上部棚吸収エネルギーの推定 | ○信耕 友樹、 三浦 直樹 | 電中研 | 照射脆化 | 低合金鋼 | 健全性評価 | 試験済み監視試験片から採取可能 くスクリーニング評価を代替集 告、動向として参考となる。 【調査結果】 「経年劣化評価」の課題管理表の 破壊靱性試験片(Mini-C(T)試験 するものではない。 |
| 5 | 異材継手部の K 値減少場における SCC き裂減速・停留現象(実験的検 討) | 庄司哲雄, 鎮祥玉, 渡邉豊, 斎藤康弘、 山田 浩二、 稲垣 哲彦、 熊野 秀樹 | 東北大学、 東北電力、 中部電力 | SCC | ニッケル基 合金 低合金鋼 | 異材溶接部 SCC進展特性 K値減少 | 異材溶接部の K 値減少場におけ 【調査結果】 「経年劣化評価」の課題管理表の ト溶接部等の SCC 評価技術の 示するものではない。 |

概要

胎化の予測精度の向上や新知見を迅速に反目的に、材料モデリングと機械学習技法を組み 最告であり、動向として参考となる。

で No.6 の脆化予測式の高度化の課題に関連のではない。

胎化の予測精度の向上や新知見を迅速に反目的に、材料モデリングと機械学習技法を組み 最告であり、動向として参考となる。

で No.6 の脆化予測式の高度化の課題に関連のではない。

子力産業基盤強化事業補助金」"で実施した 兵岡原子力発電所1号と再稼働を待つ浜岡4 SNによる1次元計算と、DORTによる2次 開として、半径と周のR・0方向のアンジュ 学算を実施し、1号と4号の中性子束につい

で No.6 の脆化予測式の高度化の課題に関連のではない。

能な Mini-C(T)試験片を用いた USE に基づ 実施する手法を提案することを目的した報

の No.3 「衝撃試験の代替試験法の整備(小型 験片))」の課題に関連するが、新規課題を提示

る SCC 進展特性に関する研究

のNo.1原子炉圧力容器のシュラウドサポーの高度化の課題に関連するが、新規課題を提

| No. | タイトル | 発表者 | 実施機関 | 劣化事象 | 材料 | 分野・カテゴリー | |
|-----|-------------------|---------|--------|------|--------|----------|------------------|
| 6 | 廃炉を活用した高ニッケル合金溶接 | 森 敦史, | 東芝 ES、 | SCC | Ni 基合金 | 廃炉材 | 実機材を活用した検査に関する内 |
| | 部に対する炉外 UT の適用性研究 | 土橋 健太郎, | 日立、 | | | 炉外 UT | ドサポート高 Ni 合金溶接部の |
| | (経過報告) | 大竹 志朗, | IHI、 | | | | し、亀裂の検出結果のベンチマー |
| | | 中田 理公, | 中部電力 | | | | として実機適用が可能な見込みな |
| | | 大内 弘文, | | | | | 【調査結果】 |
| | | 椎名 英介, | | | | | 「経年劣化評価」の課題管理表で |
| | | 濵野 聪明, | | | | | 音波探傷(UT)技術(検査技術の |
| | | 山田 浩二, | | | | | 提示するものではない。 |
| | | 中谷 年正 | | | | | |

表 3.1.1(2)-3(2/2) 日本保全学会 第19回学術講演会 実機材料を用いた材料健全性研究に関する発表

概要

内容。浜岡原子力発電所第1 号機シュラウ 複数亀裂に対して炉外 UT を2 社で実施 ークより、炉外 UT が炉内 UT の継続検査 が得られたと報告。

で令和5年度に追加したR5-14の検査-B5超の性能実証)の課題に関連するが、新規課題を

3.1.2 安全研究マップの見直し

令和4年度の安全研究マップに対し、前項の実機材料を用いた材料健全性研究に関 する国内外の計画や実施状況の調査結果を踏まえ、以下のステップで見直した。

- (1) 研究課題整理表の更新
- (2) 安全研究マップへの反映
- (3) 安全研究マップへの定期的な見直し

前項の調査結果を踏まえ、課題整理表は25件(スコーピング段階1件含む)の課題を 追加した。なお、追加した課題を解決するための研究等の位置づけは、産業界を主体と して対応する開発研究であり、現時点では、安全規制の観点で実機材を活用し優先し て実施すべき研究課題はなく、課題整理表を安全研究マップにスクリーニングすると、 令和5年度追加した課題は含まれず、結果として安全研究マップへ課題の追加はなか った。以下に課題整理表で整理した情報についてまとめた。

■ 課題整理表(実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表)

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。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も含まれる。

● 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」観点として、原 子力発電所の原子炉系を構成する鋼製の機器、システム及び構造物とし、

- · 原子炉(圧力)容器
- · 原子炉内部構造物
- 一次冷却系等の配管系統システム(蒸気発生器、加圧器の一次系含)
- ・ その他の配管系統システム(給水系・ECCS 系等)構成機器
- を対象とした。
- 経年劣化事象の分類(研究課題整理表のカテゴリ)

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 3.1.2-1 に示す。対象と する経カテゴリ象は「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をカテゴリ「経年 劣化評価」とし、「その他重要な劣化事象で着眼すべき経年劣化事象」のうち SCC、 腐食、配管減肉等をカテゴリ「日常保全」とした(3.1.1 項参照)。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。

◆ 経年劣化評価に基づく劣化事象:経年劣化評価

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 イドに 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 が整理されている。これを参考として課題整理表の整理は、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。

◆ 日常保全により管理する経年劣化事象:日常保全

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 は、日本機械学会 維持規格で管理・評価 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。

◆ 「その他」のカテゴリ:スコーピング段階、高サイクル熱疲労・シビアアクシ デント

「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、 実機にて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、実機材活用等で実機劣化状態を調査し、今後の研究対象・評価の枠組みの 方針を検討するスコーピング段階の課題がある。これらは「経年劣化評価」や 「日常保全」と区別し「その他:スコーピング段階」として整理した。また、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 を検討する段階の課題である。これらの研究課題は「その他:高サイクル熱疲 労、シビアアクシデント」としてまとめた。

以上に示すように、課題整理表は「経年劣化評価」、「日常保全」「スコーピング 段階」、並びに「高サイクル熱疲労、シビアアクシデント」の4カテゴリで整理した。

以下に課題整理表の整理項目を補足する。

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した。 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」を定義した。

以上を踏まえ、研究課題整理表では下記情報を整理した。「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

● 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)

とした。現状の知見は「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^[3.1.2·1]があり、ここでは、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。そのため、「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。課題整理表で は「開発研究(産業界)」あるいは「妥当性確認の研究(規制)」の「研究の位置付け」 を以下に示すように分類した。

| | | | 実施 | 主体 | | |
|---------------|------------|------------|------------|------------|--|--|
| 研究の | 開発研究 | 妥当性確認 | | | | |
| | 産業界 | 規制側 | | | | |
| 1.現行の予測式・評価手 | (1) | 学協会規格等で技術 | | | | |
| 法(技術評価・エンドー | | 評価・エンドース済み | | \bigcirc | | |
| ス関連) | | の予測式・評価手法の | _ | 0 | | |
| | | 妥当性・保守性の確認 | | | | |
| | 2 | 上記のうち技術評価要 | \bigcirc | \bigcirc | | |
| | | 件への対応 | 0 | 0 | | |
| 2. 現行の予測式・評価手 | \bigcirc | 妥当性・保守性の確認 | 0 | 0 | | |
| 法 | 2 | 高度化 | \bigcirc | _ | | |
| 3. 新しい予測式・評価手 | \bigcirc | 開発 | \bigcirc | — | | |
| 法、基礎的·基盤的知 | 2 | 基礎的・基盤的知見の | \bigcirc | | | |
| 見の継続的な拡充 | | 継続的な拡充 | 0 | | | |

【研究の位置付け】

備考:「課題整理表」では「1.①」などと略記

実機材の有効活用

「実機材の有効活用」は、課題の解決に実機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。なお、実機材の活用には、廃炉措置を したプラントの活用、また、廃炉措置プラントから共用期間中の運転履歴を受け た材料を採取する廃炉材の活用、実機プラント仕様で製作された実機相当材の活 用等がある。

【廃炉材の有効活用】

| 0 | 課題の解決に廃炉材が決定的な役割を果たす |
|---|----------------------|
| 0 | 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 |

《参考文献》

 [3.1.2-1] 原子力規制委員会「原子力規制委員会における民間規格の活用について」、平成30年6月6日
 (https://www.nra.go.jp/data/000234253.pdf : 閲覧日 2024 年 2 月 12 日)



【実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表】

図3.1.2-1 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

(1) 研究課題整理表の更新

3.1.1 項の調査結果を踏まえ、令和5年度に課題整理表を更新し、表3.1.2(1)-1に示 すように25件の課題を追加(既存の課題を再整理した拡張分を含む)した。課題整理表 のカテゴリ「経年劣化評価」を表3.1.2(1)-2に、「日常保全」を表3.1.2(1)-3に、「スコ ーピング段階」を表3.1.2(1)-4に、「高サイクル熱疲労、シビアアクシデント」を表 3.1.2(1)-5に示す。累加した課題 No.は「R5-番号」として、整理済の課題と区別した。 令和5年度に追加した課題の概要を以下に示す。

- 1) 課題整理表のカテゴリ「経年劣化評価」
- ① R5-1 BWR/PWR 共通 原子炉圧力容器/原子炉容器 Ⅱ.中性子照射脆化

監視試験片の不足:統合化監視試験プログラム(ISP)追加監視試験計画(SSP)

米国では、照射脆化に関する劣化知見が得られる前に運転を開始した初期米国プラ ントで監視試験片が炉内に装荷されていないまま運転しているプラントがあるため、 プラント仕様や原子炉容器の機器設計仕様が同等としたプラントは相互の監視試験結 果を補完して運転管理する統合化監視試験プログラム ISP の検討が開始されている。 また、あるプラントの監視試験片を、その他のプラントに再装荷して継続監視する追 加監視試験計画 SSP の概念がある。これに対し、日本では、長期監視試験計画も含め 監視試験計画が JEAC4201-2007[2013 年追補版]^[3.1.2(1)-1]に規定され、プラントごとに 計画・実施が規定されているが、米国のような相互補間の概念がない。運転期間延長に ともなう監視試験片の追加取出しへの対応として、規制要求に対し、使用済み監視試 験片の再生や Mini-C(T)試験片を用いた代替試験法での対応を主軸に検討しているが、 限られた監視試験片を有効活用する観点からも、ISP や SSP を検討、採用している米 国の取り組みを参考に、国内でも導入を検討していく必要がある。

本課題は、資源エネルギー庁国プロ令和4年度事業報告書^[3.1.2(1)-2]の「長期運転に向 けた技術開発課題整理表(エネ庁長期運転課題整理表)」を参考に産業界の動向として追 加した。

② R5-2 BWR/PWR 原子炉圧カ容器/原子炉容器 炉心領域・胴板 II.中性子照射脆化 監視試験片の不足:シャルピー衝撃曲線の評価における試験本数の合理化

R5-1と同様に、監視試験片の不足に関する課題として追加した。

監視試験における衝撃試験の本数は、JEAC4201-2007[2013年追補版]に基づき、母 材、溶接金属、HAZ それぞれ 12 本であり、この 12 本の衝撃試験結果により Tr30 お よび上部棚吸収エネルギーを算出している。現状監視試験本数 12 本によるシャルピー 衝撃曲線と上部棚吸収エネルギーの取得に特に課題があるわけではないが、より少な い員数で評価可能とする評価手法を提案することで、オリジナル試験片を未使用のま ま再装荷し、次回以降の監視試験へ充当することで限られた監視試験片を有効に活用 可能とする運用の選択肢を広げることは有益である。

本課題も、資源エネルギー庁国プロ令和4年度事業報告書[3.1.2(1)-2]のエネ庁長期運転

課題整理表を参考とし、エネ庁国プロで実施の個別研究「Mini-C(T) MC 法の実機適用 に向けた技術開発」を産業界の動向として反映した。

③ R5-3 BWR/PWR 共通 原子炉圧力容器/原子炉容器 II. 中性子照射脆化 原子炉容器の溶接部の検査の合理化

維持規格の技術評価に基づき、原子炉容器の溶接部の検査が 7.5%から 100%に引き 上げられ、検査範囲の拡張により検査作業員の被ばく線量増加等の懸念があることか ら、検査範囲の最適化が期待されている。米国においては、過去に 100%の検査をした 後に、プラントごとに評価を行い、試験部位の低減(BWR)や検査間隔の延長(PWR)が 行われている。産業界では、安全性の確保を前提として、稼働率向上や定期検査期間の 短縮等を念頭に、検査の合理化が期待され、その技術的根拠等の技術基盤の整備のニ ーズが高い。そのため、確率論的破壊力学 PFM に基づく破損頻度等の考え方、クライ テリアを導入したあるべき従来検査割合の提案が期待され、PFM 解析手法および入力 データを整備し、解析を実施することで、PFM に基づく破損頻度等の考え方、クライ テリアを導入したあるべき検査割合・頻度の提案と、その技術的根拠等の技術基盤を 整備するニーズがある。

このような背景を踏まえ、本課題も、資源エネルギー庁国プロ令和4年度事業報告 書^[3.1.2(1)-2]のエネ庁長期運転課題整理表を参考とし、エネ庁国プロで実施の個別研究 「PFMの実用化に向けた技術開発」を産業界の動向として反映した。

④ R5-4 PWR 原子炉容器 炉心領域 · 胴板 Ⅱ.中性子照射脆化

破壊靭性評価:欠陥寸法の合理化(PTS 評価)

日本電気協会等の規格改定に関連した動向反映として追加した。

PWR 原子炉容器の炉心領域・胴板の中性子照射脆化に対する健全性評価は、JEAC 4206-2007^[3.1,2(1)-3]に基づき、深さ 10 mmの仮想欠陥を想定した PTS 評価を実施し、運転期間延長認可申請等にて特別点検を実施しており、炉心領域部に欠陥がないことを確認している。最新知見を取り込んだ JEAC 4206-2016 は技術評価^[3.1,2(1)-4]の結果、エンドースされなかったが、仮想欠陥の合理化については妥当と判断されている。現在、JEAC 4206 改定案(追補版)として、一律 10 mm深さの欠陥要求に対し、点検結果等の最新知見を反映し、実機評価の信頼性向上の観点から JEAC 4206 改定案(追補版)として反映し、規格策定・技術評価に向け対応中^[3.1,2(1)-5]である。本課題も、資源エネルギー 庁国プロ令和4年度事業報告書^[3.1,2(1)-2]のエネ庁長期運転課題整理表を参考に産業界の動向として反映した。

⑤ R5-5 PWR 一次冷却系ステンレス鋼鋳鋼機器 Ⅳ.ステンレス鋼鋳鋼の熱時効 健全性評価:熱時効予測モデルの 60 年超運転への適用性の検討

更なる長期運転を踏まえた課題健全性評価手法の高度化に関する課題として追加した。ステンレス鋼鋳鋼の熱時効による靱性の低下挙動評価は「プラント長寿命化技術開発」研究^[3.1.2(1)-6]より開発された靱性予測モデル(H3T モデル)を用いて実施されてお

り、評価手法は確立済みであり、60年まで評価でH3Tモデルにて、既にこれ以上脆化 が進まないとされる saturation 値を用いた保守的な評価を行っても十分に健全性が確 保できている。また、各プラントの高経年化技術評価においても60年までの健全性は 十分な裕度を持って維持できることが確認されている。60年~80年といった今後の長 期運転を想定し、評価手法の高度化の観点より、疲労亀裂進展量の増加等を勘案し、破 壊に評価に用いる想定欠陥寸法(若干大きくなる)等の影響確認が望まれる。

本課題も、資源エネルギー庁国プロ令和4年度事業報告書^[3.1.2(1)·2]のエネ庁長期運転 課題整理表を参考に産業界の動向として反映した。

- ⑥ R5-6 PWR 炉内構造物 炉心そう Ⅲ. IASCC IASCC 発生評価 IASCC 発生評価に必要な知見の取得
- ⑦ R5-7 PWR 炉内構造物 炉心そう Ⅲ. IASCC IASCC 破壊靭性評価 溶接部の破壊靭性の取得
- ⑧ R5-8 PWR 炉内構造物 炉心そう Ⅲ. IASCC IASCC 進展評価 IASCC 進展特性データの取得

以上の3件は、更なる長期運転を踏まえた課題健全性評価手法の高度化に関する課題として追加した。60年までの運転を想定した場合の炉心そうの中性子照射量はバッフルフォーマボルトBFBに比べて低く、IASCCの発生、破壊靭性低下は大きな問題とは認識されていないが、80年運転を想定した場合には中性子照射量が増加することから、炉心そうの健全性について確認しておくこと望ましく、60年超の長期運転におけるIASCCの発生評価、進展評価、並びに破壊靭性評価(健全性評価)に課題区分して追加した。

本課題も、資源エネルギー庁国プロ令和4年度事業報告書^[3.1.2(1)·2]のエネ庁長期運転 課題整理表を参考に産業界の動向として反映した。

- 2) 課題整理表のカテゴリ「日常保全」
- ① R5-10 PWR 一次冷却系 690 合金使用部 VIII(1). Ni 基合金の熱時効

Ni 基合金の熱時効:熱時効評価手法の高度化

3.1.1 項(1)2)①a)の米国 DOE LWRS プロジェクトの 2023 年度レポートの調査で、 152 合金のミクロ組織と応力腐食割れ挙動に及ぼす熱時効の影響と、運転期間延長に 伴う劣化の顕在化として、長範囲規則化変態 (LRO)に言及した論文^[3.1.2(1)-7]があり、ミ クロ組織と応力腐食割れ挙動に及ぼす熱時効の影響の観点で、微細構造解析と一次水 環境 SCC 試験結果を報告している。690 合金使用部位(Ni 基合金)の熱時効評価は、 LRO による硬化を考慮しておらず、運転温度よりも高温の熱時効により 690 合金の LRO が生じ、硬化や靭性低下が生じることは研究により明らかにされているものの、 長期運転により実機運転温度において LRO が生じるかどうか明確になっていない。万 が一、LRO が発生した場合に、その影響(SCC 感受性の増加、破壊靭性の低下)を考慮 する必要があるか明確になっていないため、評価手法の高度化の観点の課題として追 加した。

なお、本課題は、カテゴリ「スコーピング段階」No.13(表 3.1.2(1)・4 参照)として、PWR 原子炉冷却系/一次冷却系/ズル部等の熱時効「690 合金の LRO」としてリストアップしてい た課題であり、国外の廃炉材を活用した研究プロジェクトのレポート調査や、資源エネルギー 庁国プロ令和4年度事業報告書^[3.1.2(1)・2]のエネ庁長期運転課題整理表を参考に産業界の 動向として反映した。

- ② R5-11 BWR 炉内構造物 炉底部シュラウドサポート・レグ(RPV 取合部) V.SCC
 Ni 基合金の応力腐食割れ(NiSCC)に対する対策技術
- ③ R5-12 BWR 炉内構造物 炉底部シュラウドサポート・レグ(RPV 取合部) V.SCC
 Ni 基合金の応力腐食割れ(NiSCC)に対する健全性評価:健全性評価技術高精度化
- ④ R5-13 BWR 炉内構造物 炉底部シュラウドサポート・レグ(RPV 取合部) V.SCC Ni 基合金の応力腐食割れ(NiSCC)に対する健全性評価:発生評価の妥当性検証 上記3件は、BWR プラントの NiSCC 対策材料への取り組みと、健全性評価技術の 保守性の最適化・高精度化の産業界の動向を反映した。NiSCC 対策材 82 合金に対す る対応は概ね完了しており、対策材料の選択肢を広げる観点で、より耐食性のある 52 合金の BWR プラントへの実機適用性(米国等で採用実績あり)が注目されており、産業 界で 52 合金の技術的優位性を明らかにするための技術基盤の整備と新規材料の採用 を念頭にした補修方法の確立のニーズがある。

本課題も、資源エネルギー庁国プロ令和4年度事業報告書^[3.1.2(1)-2]のエネ庁長期運転 課題整理表を参考に産業界の動向として反映した。

⑤ R5-14 BWR 炉内構造物 炉底部シュラウドサポート・レグ(RPV 溶接部) V. SCC
 超音波探傷(UT)技術:検査技術の性能実証

3.1.1 項(1)2)③の保全学会第 19 回学術講演会の調査で、廃炉となった浜岡原子力発 電所第 1 号機を活用した高ニッケル合金溶接部に対する炉外 UT の適用性研究^[3.1.2(1)・8] として、廃炉を活用した検査検証に関する発表があり、産業界の廃炉活用事例として 追加した。

本課題も、資源エネルギー庁国プロ令和4年度事業報告書^[3.1.2(1)-2]のエネ庁長期運転 課題整理表を参考に産業界の動向として反映した。

- ⑥ R5-15 BWR 炉内構造物溶接部/原子炉再循環系配管溶接部 V.SCC
 - ステンレス鋼の IGSCC 進展評価の高度化

BWR プラントの IGSCC 発生・進展メカニズムの検討、並びに評価手法の高精緻化 の取り組みとして追加した。維持規格の策定により、亀裂進展評価と健全性評価によ り亀裂を有する構造物の継続使用が可能となっているが、適用できる環境や材料の組 み合わせは一部に限定されており、産業界では、進展評価線図の拡充(材料・環境)、評 価手法の高精度化と適切な裕度を持った評価手法の確立に対するニーズが高い。また、 現行評価の保守性の定量化手法として有望な SCC 進展を考慮した PFM 評価があるが、 進展速度式が必要となるものの確率分布が明らかでなく、進展特性を考慮した評価の 実施が難しいのが現状であり、発生・進展メカニズムの検討と評価手法の高精緻化が 望まれている。

本課題も、資源エネルギー庁国プロ令和4年度事業報告書^[3.1.2(1)·2]のエネ庁長期運転 課題整理表を参考に産業界の動向として反映した。

- ⑦ R5-16 PWR 炉内機器/蒸気発生器 Ni 基合金使用機器 V.SCC Ni 基合金の応力腐食割れ(PWSCC):発生評価
- ⑧ R5-17 PWR 炉内機器/蒸気発生器 Ni 基合金使用機器 V.SCC
 Ni 基合金の応力腐食割れ(PWSCC): PWSCC 進展評価
- ⑨ R5-18 PWR 炉内機器/蒸気発生器 Ni 基合金使用機器 V.SCC
 Ni 基合金の応力腐食割れ(PWSCC):破壊評価
- R5-19 PWR 炉内機器/蒸気発生器 Ni 基合金使用機器 V.SCC Ni 基合金の応力腐食割れ(PWSCC):発生・進展メカニズム検討

以上の4件は、3.1.1項(1)2)①a)の米国 DOE LWRS プロジェクトの2023 年度レポ ートの調査で、PWR 一次冷却水環境中の高 Ni 合金 SCC 試験に関する進捗レポート ^[3.1.2(1)·9]があり、PWR 一次系配管 IGSCC 試験計画の検討に関するものである。国内 では、事業者の長期施設管理方針に従って順次 Ni 基合金の PWSCC 対策が進行中の段 階であるが、長期運転を考慮した場合に SCC 対策材(690 合金、152 合金、52 合金)で SCC が発生するか否かの知見が十分とは言えず、産業界では、適切な点検周期、点検範囲の策 定等に資することを目的とした発生寿命評価および発生試験法の妥当性検証のニーズがあ る。また、き裂進展評価では、現状の 690 合金、152 合金、52 合金のき裂進展データが必ず しも十分とはいえず、SCC 進展評価線図が未整備であり、690 合金及びその溶接部に対し、 600 合金の進展速度線図を用いて評価すると過度に保守的となる。破壊評価には、ステンレ ス鋼と同様の破壊評価法が適用でき、その根拠(Ni 基合金溶接部と同レベル以上の強度、 弾塑性破壊靱性を有すること)が確認されているが、SCC 発生・進展メカニズムの詳細は明ら かではなく、これらに基づく発生・進展モデルが確立されていない。

このような背景もあり、本課題は、カテゴリ「スコーピング段階」No.3(表 3.1.4(1)-3 参照)として、一次冷却系(原子炉容器、加圧器、蒸気発生器等等)の管台・貫通孔部の SCC(690 合金(溶接金属)の PWSCC 健全性確認)としてリストアップしていたが、国外の廃 炉材を活用した研究プロジェクトのレポート調査や、資源エネルギー庁国プロ令和4年度事 業報告書^[3.1.2(1)-2]のエネ庁長期運転課題整理表を参考に産業界の動向として反映した。 課題は、PWSCCの発生評価、進展評価、破壊評価、並びに発生・進展メカニズム検討 で課題区分を分けて整理した。 R5-20 BWR/PWR 主蒸気系、給水・復水系、抽気・ドレン系、ベント系配管
 WI. 配管減肉:測定困難部位などに対する測定及び減肉管理の高度化:配管系の保 全(減肉管理)

T 管補強板下の配管厚さ測定技術、T 継手肩部の配管厚さ測定技術などに関する測 定困難部位の減肉管理に関する研究動向と、産業界の研究動向を反映して追加した。 これらの部位の測定技術・減肉管理手法の整備のため、検査や予防保全に関する研究 開発の産業界のニーズは高く、現在、産業界研究等の実施を計画し、対象部位の減肉予 測推定手法、測定困難部位を測定可能な非破壊検査技術の構築に取り組んでいる。

本課題も、資源エネルギー庁国プロ令和4年度事業報告書^[3.1.2(1)·2]のエネ庁長期運転 課題整理表を参考に産業界の動向として反映した。

⑪ R5-21 BWR/PWR 主蒸気系、給水・復水系、抽気・ドレン系、ベント系配管

Ⅲ. 配管減肉 局所貫通時の暫定漏洩許容の導入:配管系の保全(減肉管理)

国内の原子力プラントは基本的には JSME 減肉管理規格^[3.1.2(1)-10] ^[3.1.2(1)-11]に準じて 減肉管理を実施しているが、現状は貫通亀裂・局所貫通孔は許容されていない。米国で 導入されている低クラス配管に対する暫定補修による運転の許容を国内に導入するこ とで稼働率向上が図ることができる。

配管減肉は、国外では予測を用いた減肉管理が一般的であり、近年の研究開発についても予測モデルの拡張・高度化に関する内容が多い。また、PWR プラントにおける新たな水質調整剤の効果に関する研究も幾つか確認されている。国内の研究成果として、ASME PVP2023(3.1.1(1)1)③)参照)でも、クラス 2 以下の低エネルギー配管に対する暫定漏洩許容を定めた ASME 規格(Section XI Code Case N-513)^[3.1.2(1)-12]の経緯や最新版である N-513-6 の特徴について投稿^[3.1.2(1)-13]されている。当該規格はクラス 2 以下の配管に対する減肉管理の最適化に資するものであり、本文献で検討している暫定漏洩許容の考え方に関する課題として追加した。

R5-22 BWR/PWR 炉内機器/炉内構造物、一次系構成機器・配管V. SCC 健全性評価・評価技術高精度化 確率論的破壊力学(PFM)の実用化

国内では配管や炉内構造物に対する PFM 評価は適用されていないが、配管・ノズル 系の PFM 評価コードとして電中研 PEDESTRIAN、JAEA PASCAL-SP、TEPSYS PEPPER-M が整備されており、評価に対する必要な機能を満たしつつある。ただし、 米国に比べ、国内では評価に用いるインプットデータ整備や、それに対するコンセン サスの形成が十分とはいえない。PFM 評価のためのインプットデータの整備が十分で なく、信頼性および説明性の高い PFM 評価の実施が難しいのが現状であり、PFM の 実用化に向けた技術基盤の整備が必要である。

本課題も、資源エネルギー庁国プロ令和4年度事業報告書^[3.1.2(1)·2]のエネ庁長期運転 課題整理表を参考とし、エネ庁国プロで実施の個別研究「PFMの実用化に向けた技術 開発」を産業界の動向として反映した。

- (15) R5-23 PWR 原子炉冷却系(一次系)ステンレス鋼溶接部(硬化部) V.SCC
 ステンレス鋼の IGSCC:進展評価
- 16 R5-24 PWR 原子炉冷却系(一次系)ステンレス鋼溶接部(硬化部) V.SCC
 ステンレス鋼の IGSCC:発生・進展メカニズム検討
- ① R5-25 PWR 原子炉冷却系(一次系)ステンレス鋼溶接部(硬化部) V..SCC

ステンレス鋼の IGSCC: 破壊評価手法の高度化

以上の4件は、令和4年度の課題整理表でNo.13(発生・進展メカニズム検討)として リストアップしていた課題を、国内外の運転経験と研究動向等を踏まえ、発生評価、進 展評価、破壊評価、並びに発生・進展メカニズム検討に課題区分を拡張し再整理した。

3.1.1 項(1)2)①a)の米国 DOE LWRS プロジェクトの 2023 年度レポートの調査で、 PWR 一次系配管 IGSCC 試験計画の検討をまとめたレポート^[3.1,2(1)-14]があり、本劣 化事象に関する運転経験として、近年、国内の大飯 3 号機や仏国 PWR 一次系冷却水 中で確認された IGSCC の発生に焦点を当てて、PWR 一次系冷却水環境の SCC 試験 の立案のため、通常の PWR 一次水環境における IGSCC に関する現場経験(トラブル) や実験室研究をレビューし、現状の知見と技術のギャップを明らかにし、近い将来の 行動計画を提案している。

国内でも、資源エネルギー庁国プロ^{[3.1.2(1)-2} 個別研究「PWR 1 次系冷却水ステンレス 鋼配管溶接部の粒界割れに関する技術開発」が実施されており、原子力規制庁も ATENA、電気事業者及び原子力プラントメーカの検討や評価結果を、定期的に原子力 規制庁 技術情報検討会^[3.1.2(1)-15]で外部に発信している。実機損傷部位の調査なども実 施されており、実機材料を用いた材料健全性研究に関する動向として課題整理表の課 題区分を拡張した。

3) 題整理表のカテゴリ「スコーピング段階」

スコーピング段階の課題は、実機にて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、実機材活用等で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スコーピング段階の課題を「経年劣化評価」や「日 常保全」と区別して整理している。令和5年度は、3.1.1(2)2)⑥に示す令和5年7月の 原子力規制委員会第60回技術情報検討会^[3.1.2(1)-15]で、原子力規制庁より報告のあった 「実プラントのデータによる破壊靭性に関する検討」^[3.1.2(1)-16]を踏まえて以下を追加し た。

① R5-S1 PWR 原子炉容器 炉心領域胴板 Ⅱ. 中性子照射脆化

破壊靭性評価:破壊靭性遷移曲線の予測方法の保守性を検証

4) 課題整理表のカテゴリ「高サイクル熱疲労、シビアアクシデント」

高サイクル熱疲労、シビアアクシデントの課題は追加の課題はなかった。

《参考文献》

- [3.1.2(1)-1] 日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」、JEAC4201-2007[2013 年追補版]
- [3.1.2(1)-2] 「原子力発電所の長期運転に向けた高経年化対策に関する研究開発 成果報告書」(令和4年度原子力発電所の安全性向上に資する技術開 発事業)(https://ndlsearch.ndl.go.jp/books/R10000002-I033220366:閲覧日2024年2月9日)
- [3.1.2(1)-3] 日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法」、JEAC4201-2007[2013 年追補版]
- [3.1.2(1)-4] 原子力規制庁「日本電気協会 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靭性の確認方法(JEAC4206-2016)及びフェライト鋼の破壊靭性参照温度 To 決定のための試験方法(JEAC 4216-2015)に関する技術評価書の策定について」、原規技発第 2009099 号(令和2年9月9日)(https://www.nra.go.jp/data/000383426.pdf:閲覧日 2024年2月12日)
- [3.1.2(1)-5] 原子力規格委員会(NUSC) | 規程(JEAC) / 指針(JEAG) (nusc.jp)、日本電気協会 原子力企画委員会 構造分科会(2023年10月)(https://nusc.jp/jeac/4206/jeac4206-2007add.html:閲覧日 2024年2月12日)
- [3.1.2(1)-6] 「プラント長寿命化技術開発 2相ステンレス鋼熱時効脆化試験 (PWR)(昭和 62 年度~平成 4 年度のまとめ)」、平成 6 年、財団 法人発電設備技術検査協会
- [3.1.2(1)-7] Bogdan Alexandreanu, et al., "Effect of thermal aging on microstructure and stress corrosion cracking behavior of Alloy 152 weldments", Argonne National Laboratory, ANL/LWRS-23/1(https://lwrs.inl.gov/Materials%20Aging%20and%20Degradat ion/ANL_LWRS_2023_Aging_v3.pdf:閲覧日 2024年2月7日: 文献登録「Complete the additional microstructural evaluation and SCC CGR testing on two heats of aged Alloy 152, ANL/LWRS-23/1」となっているが、PDFを開くと上記の文献 名)[3.1.1(1)-18]
 [3.1.9(1) 외 本 政内に、反応た近日した真っいたよんへの対応的によった何、LWR
- [3.1.2(1)-8] 森 敦史ら,廃炉を活用した高ニッケル合金溶接部に対する炉外 UT の適用性研究(経過報告), B-1-2-4. [3.1.1(2)-10]
- [3.1.2(1)-9] Ziqing Zhai, et al., "FY 2023 Progress on Stress Corrosion Crack Testing of Ni-Base Alloys in PWR Primary Water", U.S. Department of Energy, M2LW-

23OR04020311(https://lwrs.inl.gov/Materials%20Aging%20and% 20Degradation/ProgressStressCorrosionCrackTesting.pdf:閲覧 日 2024年2月7日)[3.1.1(1)-16]

- [3.1.2(1)-10] 日本機械学会、発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管 減肉管理に関する技術規格(2006 年度版)、JSME S NG1-2006 [3.1.1-3]
- [3.1.2(1)-11] 日本機械学会、発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管 減肉管理に関する技術規格(2006 年度版)、JSME S NH1-2006
 [3.1.1-4]
- [3.1.2(1)-12] ASME Case N-513-6, "Evaluation Criteria for Temporary Acceptance of Flaws in Moderate Energy Class 2 or 3 Piping and Gate Valves," Section XI, Division 1 (2021).
- [3.1.2(1)-13] S. Parker, S. McCracken, R. McGill, Y. Patten, "HISTORY AND TECHNICAL SCOPE OF CODE CASE N-513", ASME Pressure Vessels & Piping Conference 2023, PVP2023-106137 (2023).
- [3.1.2(1)-14] Ziqing Zhai, et al., "Preparation for Stress Corrosion Crack Initiation Testing of Austenitic Stainless Steels in PWR Primary Water", U.S. Department of Energy, M3LW-23OR0402039 (https://lwrs.inl.gov/Materials%20Aging%20and%20Degradation/ StressCorrosionCrackInitiationTestingAusteniticSS_PWR.pdf: 閲覧日 2024 年 2 月 7 日)
- [3.1.2(1)-15] 技術情報検討会 | 原子力規制委員会 (nra.go.jp)(https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisy a/gijyutu_jyouhou/index.html: 閲覧日 2024 年 2 月 12 日) 第 60 回技術情報検討会 | 原子力規制委員会 (nra.go.jp)、 (https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/gijyutu_ jyouhou/120000103.html: 閲覧日 2024 年 2 月 9 日)
 [3.1.2(1)-16] 原子力規制委員会「資料 60-1-3 実プラントのデータによる破壊靭 性に関する検討」第 60 回技術情報検討会、原子力規制委員会、
 - (https://www.nra.go.jp/data/000442680.pdf : 閲覧日 2024 年 2 月 9 日)

| | B | | | |
|--------------------|---------|------------------|-----------------------|-----------------|
| 照射脆化 | 疲労 | 鋳鋼の熱時効 | IASCC | SCC |
| BWR 監視試験片の不足 | _ | PWR 熱時効予測 | PWR 炉内機器 IASCC | BWR NISCC |
| 1.統合化監視試験プログラム | | 1.60 年超運転への適用性の検 | 1.IASCC 発生評価に必要な知見 | 1.対策技術の開発 |
| (ISP)追加監視試験計画(SSP) | | 討 | の取得 | 2. 健全性評価技術高精度化 |
| 2.シャルピー衝撃曲線の評価に | | | 2.IASCC 破壊靭性評価(溶接部 | 3. 発生評価の妥当性検証 |
| おける試験本数の合理化(監 | | | 破壊靭性の取得) | |
| 視試験片の合理化) | | | 3.IASCC 進展評価(IASCC 進展 | BWR 超音波探傷(UT)技術 |
| | | | 特性データの取得) | 4. 検査技術の性能実証 |
| BP 原子炉容器 | | | | |
| 3.溶接部の検査の合理化 | | | | BWR IGSCC |
| | | | | 5. 進展評価の高度化 |
| PWR 破壞靱性評価 | | | | |
| 4.欠陥寸法の合理化 (PTS 評 | | | | PWR PWSCC |
| 価) | | | | 6. 発生評価 |
| | | | | 7. 進展評価 |
| | | | | 8. 破壊評価 |
| | | | | 9. 発生進展メカニズム |
| | | | | 確率論的破壊力学 |
| | | | | 10. BP PFMの実用化 |
| | | | | PWR 一次系ステンレス鋼配管 |
| | | | | 溶接部 IGSCC |
| | | | | 11. 進展評価 |
| | | | | 12. 発生・進展メカニズム |
| | | | | 13. 破壊評価手法の高度化 |
| 4件 | _ | 1件 | 3件 | 13件 |
| | 課題の追加 8 | 件(R5−1~8) | | 課題の追 |
| | | | | |

表 3.1.2(1)-1 令和5年度に課題整理表に追加した課題

備考:スコーピング段階1件

| 日常保全线 | 劣化事象 |
|--------|------------------|
| | 配管減肉・その他熱時効 |
| | BP 測定困難部位 |
| | 1.測定及び減肉管理の高度化 |
| | BP 局所貫通時の |
| | 2.暫定漏洩許容の導入 |
| | |
| | PWR 一次冷却系 Ni 基合金 |
| | 3.熱時効評価手法の高度化 |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | 3 件 |
| の追加 16 | 件(R5-10~25) |

表 3.1.2(1)-2(1/6) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【1】(経年劣化評価)

| | | | | | | 課題区分 | | | | 安全性の確保・向上の領点における分類 | | | | | | | | | |
|------|-----------------|-------------------|-----------------------|---------------|------------|--------------|---|--|------------|---|------------|---|-------------------|------------------------------|------------|---|--|--|--|
| No. | BWR | 対象システム | | | A S | | | | | 研究開発 | | | | 妥当性確認/検 | E | | | | |
| | PWR | R | | 载平方化争家 | 77 ଲ | 大区分 | 中医分 | 東 吹加見と設置 | # # | 祭決案 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実観相当材含む) | ** | 祭決案 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実機相当材含む) | | | |
| 1 | BWR / PWR | クラス1機器 | 圧力容器各部 位 一次冷却配管 | I . 低サイクル疲労 | ③評価 | 健全性評価 | 設計疲労線 図および環 焼疲労環 手度化 | <現状の知見> -SBKE現格(環境度労評価手法)で環境を考慮した度労評価手法の改定作業が進められている。 ・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を超えた何はない、 - 運転期間延長申請を行ったブランドに対しては、特別点検において度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。 < 現状の課題> (1) 評価手法の妥当性検証 報労予命にJるぼす名影響因子の高精度化、応力集中による疲労強度低減係数と平均応力補正の関係の解明、ラチェット疲労や赤 比例負荷の影響を考慮する必要がある。 (2) 評価手法の高度化・合理化 - 新しい最適能労働線の適用範囲も極速し数(N)が108未満であり、108以上に対する疲労曲線の設定が必要 - 環境効果係数をより合理的に評価する必要がある。 | (2) | ・訂業疲労評価での大気中設計疲労線図合理化 ・実機プラント履歴を受けた材料の疲労割れ有無等の確認 | 23 | _ | (1) | ・評価手法の妥当性検証 | 1① | 0 | | | |
| 2 | BWR / PWR | 原子炉庄力容器 | 炉心領域·順板 | Ⅱ.中性子照射旋化 | ①監視 | 破壞翔性評 価 | マスターカー ブ法の適用 | く現状の知見> ・マスターカーブ法は、破壊務性の不確定性を評価しようとする技術の免壊に伴い開発された手法であり、国際的に使用されてい な.ASME 2013年版 Sec.XI CC N830において欠陥評価に用いるKIC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、 ・ASME 2013年版 Sec.XI CC N830において欠陥評価手法への適用が規定されている。 ・JEAC42061にマスターカーブ法の破壊弱性評価手法への適用が規定されている。 ・JEAC4206-2016は技術評価が行われたが、エンドースは見送られた。 < 現状の課題> (1)JEAC4206-2016は抗新評価において指摘された技術課題の中で、マスターカーブ法の導入及び高温予荷重効果に閉遠して指摘 された技術課題について現存する材料データの整理・分析により説明性の向上、妥当性の確認する必要 がある。 | (1) | ・課題に示す説明性の向上、妥当性の確認を進 める。 | 1(2) | ○ 実機監視試験材の活用 | 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(評価 の実施) | 12 | 0 | | | |
| 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 酸 清 型 試 就 微 試 酸 片 型 試 就 微 試 数 片 型 試 に 、 小 型 試 気 二 二 チ 半 、 加 一 一 、 記 二 二 二 二 記 読 た 型 込 試 、 物 二 一 二 二 記 記 た 一 一 二 二 二 二 二 二 二 二 記 た 一 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 美 二 二 二 二 発 二 二 二 二 発 二 二 二 二 発 二 二 二 二 発 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 | <現状の知見> - 整複試験計画は長期監視試験計画もを含めJEAC4201-2007[2013年遠補版]に規定がある。 - 整複期間延長の場合には、遠加監視試験の実施が規制要求として求められている。 - 整複規数が不足する場合は、使用清監視試験片からの再生がJEAC4201-2007[2013年追補版]に規定されている。 - 影石42017[注意視試験片から小型確場期性試験片が受得し評価する規定の追加されている。【R4次】 - 代替試験法の整備(Mini-O(T)試験片が先行して規格化)が定業界で進められている。 < 現状の課題> (1) 代替試験法の整備 (2) 実機適用に向けた実証(関連課題No.2 マスターカーブ法の適用) | (1) | 代替試験法の整備 | 23 | (銀射データの拡充) 銀小型試験片を用いた マスターカーブ法の実 機通用に向けた技術開 発 【資源エネルギー庁 国 ブロ】 原子力の安全性向上に 資する技術開発事業(開受 キカを電所の長期運転 してのと考えたが新聞た。 | (1) | 代替試験法の妥当性確認 | 2(3) | 0 | | | |
| 4 | BWR | 原子炉压力容器 | 炉心领域•胴板 | Ⅱ.中性子照射旋化 | ①監視 | 監視試験片 の不足 | 母材代表性 | <現状の知見> ・監視試験計画は長期監視試験計画もを含めJEAC4201-2007[2013年這補版]に規定がある。 ・運転試験が不足する場合には、使用実能関議的大心の再生がJEAC4201-2007[2013年這補版]に規定されている。 ・証報試験が不足する場合は、使用実能関議的大心の再生がJEAC4201-2007[2013年這補版]に規定されている。 ・試験計の再生ができない場合は、HAZIC対する母材の代表性を確認した上で、HAZの再生の省略がJEAC4201-2007[2013年這 相反」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液金属とHAZ試験片の除外要項が規定に追加されている。 く現状の課題> (1) 母材代表性に関する知見の鉱充 ・長期監視試験計画における溶液金属とHAZ試験片の除外要項がJEAC規定に追加されているが、現状、実施に至っていない。 (参考知見) ・HAZの監視試験は母材で代表できるという観点から、設計違股規格では容器のHAZ整視試験は規定されていない。 ・高級年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) | 母村代表性に関する知見の拡充 | 23 | 0 | (1) | 母材代表性の妥当性確認 | 23 | ◎ 実機材料等を活用した経 年劣化評価・検証(原子 炉圧力容器の健全性評 値研究)で開選研究実施 中 | | | |
| R5-1 | BWR / PWR | 原子炉庄力容器 /原子炉容器 | 炉心領域·胴板 | Ⅱ.中性子照射鏡化 | ①監視 | 監視試験片 の不足 | 統合化監視 試験ブログ ラム(ISP) 補間監視試 験計面 (SSP) | <現状の知見> ・米国では、照射酸化による劣化知見を得る前に運転開始した初期ブラントで、監視試験片が装荷されていないブラントがある。 ・プラント性や原子炉容器の機器設計仕様が同等のブラントは、相互の監視試験結果を補完して運転管理する結合化監視試験プ ログラムISPの検討が開始。 ・あるブラントの監視試験片を、その他のブラントに再装荷し編練監視する補間監視試験計面SSPの概念がある。 日本では、監視試験はJEAC4201-2007(2013年違補版)に規定され、プラントごとに実施が規定(相互補間概念なし)。 <現状の課題> (1) 監視試験片を有効活用する観点からも回内導入が必要 | (1) | ISP・SSPを検討、採用している米国の取り組 みを参考に、国内でも導入を討していく。 | 35 | © 実機整視試験片の活用 | - | - | - | - | | | |
| R5-2 | BWR / PWR | 原子炉压力容器 /原子炉容器 | 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 | シャルビー 衝撃価線の 評価に該本数 の合視試理 く整視 に 設 作 の 合 理 に 版 | < 良利監視試験計画も含めJIEAG 4201-2007[2013年追補版]に規定され、母材、溶接金属、HAZで各12本で衝撃試験を実施し 下730及び上部構象収エネルギーを算出。 <現状の課題> (1)より少ない負数で評価可能とする評価手法を提案し、限られた監視試験片を再装荷等の有効に活用に資する運用の選択肢を 広げることは有益。 | (I) | より少ない員数で評価可能とする評価手法を提 案する | 35 | - | - | - | - | - | | | |
| 5 | BWR / PWR | 原子炉圧力容器 /原子炉容器 | 炉心镇城•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 | <現状の知見> ・JEAC4201-2007[2013追補]に規定の距化予測法の見面しに関連した研究が電力中央研究所で実施。 ・地化予測法領見直案は、(一社)日本消接協会の「原子炉圧力容器の中性子照射能化予測法検討(総称 IET)小委員会」(2017 年度~2019 年度)にて、照射能化メカニズムの専門家との兼复な技を実施。 ・ET小委員会では、見直案の考え方は現状知見に悪らせば親ね妥当との結論が得られると共に、照射能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。 ・産業系では、ET小委員会の成果を詰まえ、能化予測法見直案をベースにJEAC 4201-2007[2013直補]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、「選移温度移行量評価式」が同JEACに導入。 <現状の課題> IET小員会で取り嵌められた照射能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。(1) II 照射欠陥の形成に関する研究課題 (2) 照射欠陥の形成に関する研究解明 その他、高照射量領域における新たな能化メカニズムの顕在化の有無の継続的確認。 | (1)(2) | ・国内外の最新研究動向の調査 ・上記講査を講まえた中長期的な研究の実施 | 36 | 0 | _ | _ | _ | _ | | | |

表 3.1.2(1)-2(2/6) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【1】(経年劣化評価)

| | | | | | | | 区分 | | | 安全性の破保・向上の領点における分類 | | | | | | | | | |
|-------------|-----------------|-------------------|-----------------|------------|-----------|---------------|---------------------------------|---|--------------|--|------------|------------------------|--------------|---|------------|--|--|--|--|
| No. R5連會 | BWR | 対象システム | *** | 经年劳化事象 | 分類 | | | 裏状知見と課題 | | 研究開発 | | | | 妥当性確認/核 | £ | | | | |
| [67] | PWR | R. | | | | 大区分 | 甲醛分 | | | 祭決案 | 研究の 位置付 | 奥炉材活用の有効性 (実機相当材含む) | ## | 祭決案 | 研究の 位置付 | 奥炉材活用の有効性 (実機相当材合む) | | | |
| 6 | BWR / PWR | 原子炉压力容器 /原子炉容器 | 炉心領域·詞板 | Ⅱ.中性子照射隐化 | ②予測/③評価 | 予測式 | 能化予測式 の高度化 | <現状の知見> *JEAC4201-2007[2013途補]に規定の説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。 *JEAC4201-2007[2013途補]に規定の説化予測法の専門家との意見交換を変加。 *JEAで利益規算真實は、(一社)日本溶接協会の「原子炉圧力容器の中性子照射能化予測法規討(晩杯 ET)小委員会」(2017 年度~2019 年度)にて、開射能化力ニズムの専門家との意見交換を変加。 *ET小委員会では、見直案の考え方は現状知見に服らせば現ね安当との結論が得られると共に、照射能化力ニズムに関する今 後の研究提証が取りまとめられた。 *運業界では、ET小委員会の成果を踏まえ、酸化予測法是直案をベースにJEAC 4201-2007[2013追補]の改定における導入を図 り、ユーザの利便性内止りの観念で式の弱素化等等を実施し、「遠聴者足の経行量評価式」が同JEAC改訂案に反映された。 *型規算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) 能化予測式の高度化 (2) 能化予測式の高量性の確認 (2) 能化化予測式の高度化 (3) 長期運転を考慮した場合の適用上限である1.3E20n/cm2超への対応 | (2) | 能化予測式の継続的な高度化 | 23 | o | 03 | 能化予測式の妥当性確認 | 1① | ø | | | |
| R5-3 | BWR / PWR | 原子炉压力容器 /原子炉容器 | 炉心领域•胴板 下部鏡板 | Ⅱ.中性子照射隐化 | 3) FF (BE | 枝査 | 原子炉容器 の溶接部の 検査の合理 化 | <取状の知見> 維持規格の技術評価に基づき、原子炉容器の溶技部の検査が7.5%から100%に。 <現状の課題> (1)検査範囲の拡張により検査作業員の被ばく線量増加。 (2)安全性の確保全前提として、種働率向上や定期検査期間の短縮等を含頭に、検査の合理化が期待され、その技術的模拠等の 技術基盤の整備が必要。 | (1)(2) | ・あるべき検査割合・頻度の提案と、その技術 的模提等の技術基盤整備 ・PFR41-基づく硫頻度等を留まえたクライテリ アの導入や、あるべき検査割合・頻度の提案 ・実徳材の非破壊検査 | 23 | 〇 (実機の非確環検査) | - | - | - | - | | | |
| 7 | BWR | 原子炉圧力容器 | 炉心领域·胴板 | Ⅱ.中性子照射脆化 | 31766 | 破壞薪性評価 | クラッド下 HAZ | <現状の知見> ・原子が圧力容器の内張り(クラッド)の照射脱化、クラッド下HAZの脱化学動(こついては、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を用いた実態振炉材研究において、1/4T位置に比べて欠陥想定位置(内表面から10mm位置)の耕性が良いことが示されている。 いる。 ・中部電力浜間1.2号機の廃却材活用研究の中で、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。 < 現状の課題> (1) クラッド下HAZの航化学動に関する研究知見の拡充 | (1) | 廃炉材の活用等によるデータ拡充 | 23 | o | _ | _ | _ | _ | | | |
| 8 | PWR | 原子炉容器 | 炉心领域·胴板 | Ⅱ.中性子照射睫化 | 37466 | 破壊薪性評価 | 板厚方向滅 衰 | <現状の知見> ・仮想欠陥を想定し、その先端1/4T位置の初期期性を板厚方向の代表値として評価を実施している。 ・評価と重要な内面付近では初期期性が高く、1/4T位置の初期結婚代表は過度に保守的な可能性がある。 ・IAEA共選択が3R内材の開封試験により、板厚内の利減破第低分かをご割野量流気との重量効果を確認。 ・Zionで照射後の板厚方向の破壊鞋性分布とミクロ組織分析を実施し、板厚方向の減食効果と初期期性分布を評価した。 ・板厚方向の破壊数性分布に関する知見の拡充が望まれる。 <現状の課題> (11 板厚方向の破壊期性分布に関する知見の拡充 (2)上記を基にした 板厚方向破壊期性分布の評価の高度化と烘格への反映 | (1)(2) | 表面から板厚方向の破壊耕性の分布を踏まえ た評価の確立 - 廃炉材の活用 | 35 | ٥ | _ | _ | _ | _ | | | |
| 9 | PWR | 原子炉容器 | 炉心領域·順板 | Ⅱ.中性子照射距化 | 3)¥@ | 破壊韧性評 価 | クラッドを考 慮したPTS 評価手法高 度化 | <現状の知見> 、JEAC4206-2016:応力計算にて、母材との熱膨張差応力、クラッド溶接残留応力と、クラッド直下き裂のK値の計算方法が採用、 クラッドの影響を構成に評価に反映できる。 ただし、JEAC4206-2010の技術評価において、クラッドの視磁的特性や热的特性の設定方法(クラッドの材料特性に関する規定 がないこと、材料特性の国内ブラント実種代表性、クラッドに対する制限の要否等)について課題が指絶された。 *エンドースされているJEAC4206-2010では、クラッドの扱いについて明記されておらず、応力計算、K値の算出において、存在を振 視することで保守的に扱っており、現行の決定論的評価は過度な保守性が否定できない。 <現状の課題> (1) JEAC4206-2016に対する技術評価でエンドースされおらず、最新の規定が適用できない。 | (1) | ・JEAC4206-2016技術評価時の指摘事項を踏 まえて、クラッドの材料特性の取得と、PTS時の KIの算出時に使用する特性の検討を進める。 | 12 | _ | _ | _ | _ | _ | | | |
| 10 | PWR | 原子炉容器 | 炉心锁城·桐板 | Ⅱ.中性子照射能化 | ②予測/③評価 | 破壞挙動 | 高退予荷重 (WPS)効果 | < <p><現状の知見> ・JEAC4206-2016の技術評価において、国内照射材、クラッド下半機円欠陥、熱衝撃による温度勾配が生じる状態、2 軸応力が負 和応力が負 和応力が気の適用性について、NRAより課題として挙げられた。 <現象化の課題> ・構象性を住え返ぼすような課題が認められているものではないが、実種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望まれる。</p> | (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 | o | (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 | 変機材料等を活用した経 年劣化評価・検証(原子 炉圧力容器の健全性詳 価研究)で開 中 中 | | | |
| R5-4 | PWR | 原子炉容器 | 炉心领域·胴板 | Ⅱ. 中性子照射鏡化 | 3746 | 破壊弱性評 価 | 欠陥寸法の 合理化 (PTS評価) | <現状の知見> ・JEA04206-2007に基づき、環さ10mmの仮想欠陥を想定したPTS評価を実施。 ・運転期間延長返可申請等の特別点検にて炉心循域部に欠陥がないことを確認。 ・最新知見を取り込んだJEA04206-2016の技術評価の結果、エンドースされなかったが、仮想欠陥の合理化は妥当と判断。 <現状の課題> (1) PTS評価仮想欠陥は一億10mm深さを要求、点検結果等の最新知見が未反映 (2) 実礎評価の信頼性向上の報点で、特別点検成果の規制基準への通切な反映が必要 | (1)(2) | ・欠陥寸法の合理化の規格への取り込みと、その技術的根拠等の技術基準の登録 >産業界における事業者研究等は2023年度時 合で完了 >2024年度年度現在、規格策定・技術評価に 向けて対応中 | 12 | - | (1)(2) | 規格策定に対する技術評価 | 12 | - | | | |
| 11 | PWR | 原子炉容器 | 炉心領域・開板 | Ⅱ.中性子照射鏡化 | 3評価 | 確率論的評 価の導入 | 確率変数の 整備 | <現状の知見> •PTS評価はJEAC4206-2016で規定、 •PTS評価はJEAC4206-2016で規定、 •PTS評価の高度化の親点で、PFMの導入が検討されている。 <今後の課題> 評価等法の環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評価の評価条件、標準的入力デークに対する確率変数の登儀。 (2) PTS評価の評価条件、標準的入力デークに対する確率変数の登儀。 ・照射能化予測に対する確率変数の導入(JEAC 4201-2007(2013)追捕)及びその改定家も導入していない) ・化学成分の成らつきの提率分析の考慮(付料記録(ミルシート)の値をインブ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評価を別を該条準における不確定性の導入 (4)PTS評価を別の款点による評価額度の向上 ・想定過波事象の最適化と従単論的検討 ・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 数の登備。 ・評価許容基率における不確定性の導入 | 35 | o | (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 数の登機。 評価許容基準における不確定性の導入 | 3\$ | o | | | |

表 3.1.2(1)-2(3/6) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【1】(経年劣化評価)

| | | | | | | 1 | 区分 | | | 安全性の確保・向上の観点における分類 | | | | | | | | | |
|-----|-----|--------|--------------|----------------------------------|---------|------------------------|-----------------------|--|------------|---|------------|------------------------|-----|--|------------|---|--|--|--|
| No. | BWR | 対象システム | **** | 名致 经保全业主要 | 48 | | | | | 研究開発 | | 妥当性確認/検証 | | | | | | | |
| | PWR | R. | | # + 5 10 *# | | 大区分 | 中区分 | | # # | 祭決案 | 研究の 位置付 | 廃炉村活用の有効性 (実機相当村含む) | ** | 祭決案 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実機相当材含む) | | | |
| 12 | PWR | 原子炉容器 | 炉心領域·胴板 | Ⅱ.中性子照射能化 | ②予測/③評価 | 照射量評価 | 板厚方向減 衰 | <現状の知見> ・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 1983-1976)では硬さの板厚内分布から、JEAC400照射量減衰予測式が保守的であることを確認。 ・EAEの共通試験材JRQ材を用いた試験評価対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Zoneを用いた研究においてONLが振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、実備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。 <現状では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) 板厚方向中性子束、照射量の減衰評価手法の妥当性確認 | _ | - | _ | _ | (1) | ・実機板厚方向の照射量分布測定による現行 評価の妥当性の確認 | 1® | o | | | |
| 13 | PWR | 原子炉容器 | 炉心领域·胴板 | Ⅱ.中性子照射能化 | 3評価 | 破壞靭性評 価 | 拘束効果 | <現状の知見> ・PTS時の浅い亀裂は、拘束が弱いことが知られており、これを考慮することで、評価の緩和が可能と考えられている。 ・実優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解 明されていない。 <現状の課題> (1)2軸応力状態が亀裂の拘束効果や破壊挙動は十分に解明されていないことから知見の拡充が望まれる。 | (1) | 実際の原子炉で想定される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。 | 24) 35 | 0 | _ | ・実際の原子炉で想定される2軸応力状態が発 数の拘束効果や破壊拳動に関する知見を拡充 する。 (現状の破壊力学に基づく健全性評価方法の 保守性を確認:2 軸方向の力が加わる破壊試 数の破壊単動と1軸方向の力が加わる一般的 な破壊弱性試験の結果の比較を行うための データの)取得) | 23 | © 実績材料等を活用した経 年劣化評価・検証(原子 炉圧力容器の健全性評 価研究)で開達研究実施 中 | | | |
| 14 | PWR | 原子炉容器 | 炉心领域·阴板 | Ⅱ. 中性子照射能化 | ③評価 | 破壞粉性評 価 | 過渡事象の 整理 | <現状の知見> ・JEAC4206では、主意気管破断、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100CFR50.81で規定されたスクリーニング基準は、PTS-PRAIこ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PPV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加圧器弁の開困着等の条件下(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。 <現状の課題> (1) 発生頻度高の過渡事象SOV(加圧器弁)開困着に対する過渡事象の整理 ・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 (2) 過渡事象の設定と評価の高度化 | (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 | 炉心领域·胴板 | Ⅱ.中性子照射脆化 | 3評価 | 破壞攀勁 | 龜裂伝播停 止 | <現状の知見> ・JEAC4206では、PTS時の詳細評価の許容基準で亀裂伝搬停止評価を適用。亀裂伝播停止破壊靭性濃移曲線(Kla曲線)は RTNDTを指標として与えられている。 <現状の課題> (1) 実機板厚方向の靭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 | (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 | 3\$ | o | _ | _ | _ | _ | | | |
| 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 値の導入 | 評価ガイド の整備 | <現状の知見> ・LFAC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(謝圧機能喪失(= 亀裂 貫通)まで評価) <現状の課題> 詳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詰まえた評価ガイドの体系的整備 (1)新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)モデルプランドに対する解析 (3) PTS評価の詳価条件、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] (3)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 ・耐任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 ・モデルブラントに対する解析 | 2@ | _ | _ | _ | _ | _ | | | |
| 17 | PWR | 原子炉容器 | RVサポート | Ⅱ.中性子照射能化 | 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、文献データ等を差に評価を行っている。 ・同評価においては健全性の確認の戦気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 <取状の課題> 構造健全性に及ぼすような課題が読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)高級年化技術評価の実現化 (3)高級年年化技術評価の実度化 | (1)(3) | ・RVサポートの材料特性知見の拡充 ・高軽年化技術評価の高度化 | 2(3) | 0 | (2) | -実機RVサポートの材料特性の確認 | 2(3) | 0 | | | |
| 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 の照射能化 評価 | 照射量評価 /中性子束 効果 | <現状の知見> ・繁複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構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節化 攀動は十分に解明されていない。 <取状の課題> 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。 (2) 低中性子束条件における能化学動の知見の拡充 (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能化挙動の知見の 拡充 | 23 | o | (3) | ・現行評価の妥当性の確認 | 23 | o | | | |
| 19 | BWR | 炉内構造物 | 炉心シュラウド 等 | III. IASCC | ②予測/③評価 | 亀裂発生評 価 | IASCC発生 条件の明確 化 | < マロ状の知見> ・現行資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。 ・しきい原料量は、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。 ・低じうみ速度で材料が確断するまで引張る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。 ・実確における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)限行のIASCC発生評価におけるしきい照射量の妥当性を実限材により検証する。 (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)(2) | ・IASCO発生しきい応力に関する知見を拡充す る。 - IASCC発生しさい応力を取り込んだ評価手法 を構築する。 | 24 | 0 | (1) | 実機材を用いてた妥当性確認 | 10 | 0 | | | |

表 3.1.2(1)-2(4/6) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【1】(経年劣化評価)

| | | | | | | 詳細 | 区分 | | | | 安全性の確保・向上の領点における分類 | | | | | | | |
|-------------|-----|--------|--------------|------------|---------|-------------|--|--|-----------|--|--------------------|------------------------|------------|---|------------|--|--|--|
| No. R5連合 | BWR | 対象システム | 機器名称 | 最年劣化事象 | 分類 | | | 現状知見と課題 | | 研究開発 | | | | 妥当性確認/検 | E | | | |
| [96] | PWR | 24 | | | | 大区分 | 中区分 | | 罪風 | 爆決案 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実機相当村含む) | 課題 | 解決案 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実機相当材含む) | | |
| 20 | BWR | 炉内横造物 | 炉心シュラウド 等 | III. IASCO | 2予測/3評価 | 発生メカニ ズム | IASCC発生 メカニズム 解明 | <取状知見> ・中性子の照射により溶質原子クラスク等の形成や超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。 ・シクロ編載変化がIASCC発生・道展、破壊期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。 <切状の課題> (1)中性子の照射よるミクロ組織の変化がIASCC発生・道展、破壊期性低下に及ぼす影響を定量化する。 (2)言クロ組織変化を取り込んだIASCC発生・道展や破壊期性低下のモデルを構築する。 (3)構築したモデルを基にIASCC発生・遺展評価や破壊期性評価式の高度化を図る。 | (1)(2)(3) | ・ミクロ組織戦察によるデーク拡充、DB化 ・DBを活用した機細組織戦際によるメカニズム 検討 | 36 | 0 | _ | _ | _ | _ | | |
| 21 | BWR | 炉内横造物 | 炉心シュラウド 等 | III. IASCC | ③評価 | 進展評価 | IASCC進展 線回評価の 高度化 | く現状知見> ・ 往持規格には米国の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ASCCI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。 ・ FDRIのVIPプロジェクトでは最新知見に基づくIASCC運展速度評価線図が提案されている。 ・ FDRIのVIPプロジェクトでは最新知見に基づくIASCC運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騙まっていない。 く 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ASCC達展評価値図の検証 ・ 辺行規格の嫌図及び産業界提案検図、EPRI練図の受当性の検証 (2) IASCCを運算評価値図の検証 ・ データがイクとはいえない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本家の作成 | (2) | ・褒炉材等の実機材料を用いてIASCC進展速 度を取得し、このデータと現行線図の比較を行 い、現行線図の妥当性を検証 ・知見の不足している材料・環境・応力条件下 でのIASCC進展速度線図の高度化 | 23) 23) | ۵ | (1) | 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 | 23 | 0 | | |
| 22 | BWR | 炉内構造物 | 炉心シュラウド 等 | II. IASCC | 3評価 | 進展評価 | 残留応力分 奇評価の高 度化 く中性子照 対による応 力緩和握 の把握) | <取状の知見> ・中性子照射による応力緩和攀動が実験室的に認められている。 ・中性子照射による応力緩和某動が実験室的に認められている。 ・ルESプロジェクトにより主にり加速照射された小型試験内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。 ・現代の評価には無射による応力緩和挙動の把握 (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 | (1) | 中性子照射を受けた構造物の残留応カ分布を 確認する。 | 36 | ۵ | _ | _ | _ | _ | | |
| 23 | BWR | 炉内横造物 | 炉心シュラウド 等 | II. IASCC | 3FG | 進展評価 | 照射量評価 の適正化 (金属材料 中の減衰) | <現状の知見> ・中性予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、中性予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。 ・また、中性予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。 ・NESのBMプロジェクトにおいて照射クリーブ構成式を紹み込んだ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。 <現状の課題> (1)減衰式の妥当性確認 (2)減衰効果を取り込んだ評価手法の提案 | (1)(2) | 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 | ۵ | _ | _ | _ | _ | | |
| 24 | BWR | 炉内構造物 | 炉心シュラウド 等 | III. IASCC | 3評価 | 破壊評価 | 破壊靭性評 価の高度化 (破壊羽性 値の中性子 照射量依存 性) | <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。 #推判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初 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数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。 <現状の限題> (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 (3)ステップが設定されているしきい照射量付近における評価式の高度化、妥当性検証 | (3) | 産業界研究に基づく評価式の規格化提案 <u>実機材データの提案式へのフィードパック</u> | 23 | ٩ | (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、実電ブラントの照射腰區を受けた 材料データで検証。 ・データ拡充及び実像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) | ◎ 【木事業】 弱性低下に関する研究 | | |
| 25 | BWR | 炉内構造物 | 炉心シュラウド 等 | III. IASCC | 3評価 | 破壞評価 | 健全性評価 の高度化 (弾型性破 壊力学基準 の適用) | <現状の知見> ・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。 <現状の課題> (1)破壊評価法の高度化が必要である。 | (1) | 破壊評価法の検討 | 36 | 0 | _ | _ | _ | _ | | |
| 26 | BWR | 炉内模造物 | 炉心シュラウド 等 | III. IASCC | ④是正 | 長期健全性 | 予防録全対 第技術の効 東の検証 | <現状の知見> •SOCIC対する予防保全対策として冷却材接渡面の応力を圧縮応力とする各種ビーニング工法による予防保全対策が実施されてい る。 •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、予防保全対策が実施されてい な。 •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、予防保全対策施工都位は検 養加度が緩和される7機械学会装技規格検要要求より) •ビ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面や予防保全立家を行うために 室更である。 •ビーニングによる圧縮洗密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、圧絶残留応力がほぼ推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。 >照射下におけるビーニング施工部の圧縮応力の持続が確認された実施がある(電共研)。 > 熟得効及び繰り返し荷量免砕下におけるビーニング効果が維持性を検証する必要がある。 (2)持続性等の実証できないため、点線方法、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。 (2)現存根源を経た状態におけるビーニング効果が維持技術では点検頻度の設定にSCC発生特性が未考慮となっており、環境級和対策や応力改善対策等の対策の実施 が点検頻度の設定には反映されておらず、過度に保守的な設定となっている可能性が高い。 | (1)(2)(3) | ・実機プラントでビーニング効果が維持されてい ることの確認 | 13 | ø | (1) | ・実機プラントでビーニング効果が維持されてい ることを検証 | 13 | (本事業) 予防保全技術の保守性 に関する研究 (ビーニング工法) | | |

表 3.1.2(1)-2(5/6) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【1】(経年劣化評価)

| | | | | | | | 区分 | | | | 安全性の破損・向上の領点における分類 | | | | | | |
|------|-----------------|--------|------------------------------|---------------------|-------------|---------------------|--------------------------------|--|-----------|--|--------------------|------------------------|-----------|---|------------|------------------------|--|
| No. | BWR | 対象システム | - | | | | | | | 研究開発 | | | | 妥当性確認/検 | E | | |
| | PWR | R | | 2 731.74 | | 大区分 | 中医分 | | #2 | 5 .5.3 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実績相当村合む) | 84 | 祭決家 | 研究の 位置付 | 奥伊村活用の有効性 (実機相当村舎む) | |
| 27 | BWR / PWR | 炉内構造物 | 鋳餌坡器 | Ⅳ. ステンレス網研鋼 の熟時効 | ②予测 | 熱と照射の 重量影響好 価 | 熱と照射の 重畳影響の 知見拡充 | <現状の如見> ・オーステナイト系ステンレス領鉄鋼は、軽水炉一次系冷却材温度に長期間厚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原射と熟時効の重量の可能性があり、NEAのI-GALLにおいても熟時効と中性 子照射の重量に対する考慮が求められている。 ・米国における2回目の運転期間証長に調する技術基盤の中でも中性子原射と熟時効の重量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堅守られている。 ・熟時効性中性予照射が重量する条件ではフェライト相の靱性低下に加えてオーステナイト相の靱性が低下することが知られている が、60年までの運転においてはが内ステンレス鋼鋼鋼機塑の健全性に大きな影響を与える事象とは認識されていない。 ・熱時効件性評価を行う限の実験予止をして用いられる加速温度条件では中性子原射技術の参加時に受けた場合の挙動につい で十分な知見が非常られていない。 ・浴検査(maintheta)の重量を実験室的に再現することが難しく、中性子原射技術の差別時に受けた場合の挙動につい ・浴後金属についても知見が不足している。 く取状の課題> (1)熱と照射の重量影響に関する知見を拡充し、影響を明らかにする。 | (1) | ・実職材を活用し、熱と照射の重量影響の明確 た。 ・数と探射の重量試験は、加速環境下での試 験となり妥当性の説明に難多ることから、長期 間使用した実職材による検討は有益。 | 36 | o | _ | _ | _ | _ | |
| R5-5 | PWR | 一次冷却系 | ステンレス 朝舗 鋼機器 (主冷却 材配管) | Ⅳ. ステンレス鎖鉄鋼 の熱時効 | ②予測 ③評価 | 健全性評価 | 熟時効予測 モデルの60 年超周性の 検討 | 【現状の評価/保全干法】 ・H3Tモデルを用いた評価平法が確立済み。 ・H3Tモデルを用いて開発されたH3Tモデルの妥当性についても実換廃却材を用いて確認が行われている。 ・60年まで評価でH3Tモデルにおいて既にこれ以上施化が違まないとされるsaturation値を用いた保守的な評価を行っても十分に健 全性が確保できている。 ・各プラントの高級年化技術評価においても60年までの健全性は十分な裕度を持って維持できることが確認されている。 【更なる長期運転の課題】 (1)運転期間が60年~80年までに伸びることにより、疲労電製に進展量が増え、破壊に評価に用いる想定欠陥寸法はが若干大きく なるため、影響確認が必要。 | (1) | 廃炉材や長時間時効データの拡充による長期 熱時効よる新性低下萃動の把握。 | 2(3) 2(4) | 0 | | _ | - | _ | |
| 28 | PWR | 炉内横道物 | バッフルフォー マポルト等 | II. IASCC | 2予測/3評価 | 発生評価 | IASCC発生 条件の明確 化 | <現状の知見> ・JNESのJASCCプロジェクト(2000~2008)により、IASCC発生しきい線が築定され、これに基づくIASCC発生評価ガイドが示された。 ・JNESのJASCCプロジェクト(2000~2008)により、IASCC発生しきい線が築定され、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が内構造物点検評価ガイドライン(パッフルフォーマボルト)、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、パッフルフォーマボルト村試験片(20404未満)に加え、高限財量におけるデータ弦充のため、シンプルチューブ 材区酸片(7040未満)を用いて定荷量SCC試験を実施したが、面者でUASCC発生しさい応力が異なる結果が得られている。 く現状の課題> (1)パッフルフォーマボルトとシンプルチューブのIASCC発生しまい応力の相違の原因検討に貸するとともに、より高肥計価減におけ るパッフルフォーマボルト材のIASCC発生プラを協定することにより現行のIASCC発生しきい応力検認の妥当性を確認する。 (2)取得したデータを基に、発生しまい応力検認を高度化する。 | (2) | 実現パッフルフォーマボルト材を用いたIASCC 発生試験により現行相図の妥当性を確認する。 | 23 | 0 | (1) | 実機パッフ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 | 0 | |
| 29 | PWR | 炉内精造物 | バッフルフォー マボルト等 | II. IASCC | (2)予測/(3)評価 | 発生メカニ ズム | IASCC発生 メカニズム 解明 | < 返状和見> ・照射によるミクロ経緯支化がIASCO発生に及ぼす影響が十分に分かっていない。 < 収状の課題> (1)照射によるミクロ経緯変化がIASCO発生に及ぼす影響が十分に分かっていない。 | (1) | ・ミクロ組織観察によるデータ鉱充、DB化 ・DBを活用した機相組織観察によるメカニズム 検討 | 36 | 0 | - | _ | _ | _ | |
| 30 | PWR | 炉内精造物 | バッフルフォー マボルト | II. IASCC | ②予測/③評価 | スウェリング 特性の解明 | スウェリング 評価式の/妥 当性/高度 化 | < く現状の知見> ・JANSI炉内構造物点検評価ガイドライン[パッフルフォーマボルト]、JSME種特関格におけるパッフルフォーマボルトの点検評価時期の設定においては、中性子原剤によるスウェリングによるパッフル板の密張が発生の力の質価は組込まれている。 ・スウェリング料価式は高濃増絶所で何られた実験データを用いてえやられたものである。 ・スペインのPWR廃炉Zoritz炉のパッフル板を用いてスウェリング量が計溜されているが、国内ブラントよりも温度が低い条件のデー タあり、実験条件におけるスウェリング季数に関する知見は十分とは言えない。 ・パッフル構造の照射変形参加が解析的に評価できるようになっているが、その変当性は十分に確認されていない。 く現状の課題> 構造量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。 (2)PWR実種のパッフル板のたみ量を計測し、解析の妥当性を建築する必要がある。 (3)現行評価式の高度化 | (1)(2)(3) | ・PWR実現パッフル板、フォーマ板のスウェリン グ量計測 ・PMR実現パッフル板の支形計測 ・スウェリング評価式の高度化 | 23) | ø | (1)(2)(3) | ・PWR実物パッフル板、フォーマ板のスウェリン グ量計測 ・PWR実現パッフル板の支影計測 ・スウェリング評価式の高度化 | 23) | o | |
| 31 | PWR | 炉内横造物 | 炉心そう | II. IASCC | 387 fb | 破壞評価 | 破壊靭性詳 価の高度化 (データ拡充) | < く現状の知見> ・中性子照射を受けたオーステナイト系ステンレス鍵の破壊器性値は、発電技研のPLEX事業で取得されており、本事業で得られた 被装額性値の最下限値をPLM評価等で破壊弱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は取得されていない。 く現状の課題> 中性子原射量が低く、構造键会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)MASCC発生評価 これまでPMR環境で取得されてきたIASCC発生に関する知見は基本的にBFBを対象としたものであり、炉心槽の溶接部の材料を対象としたものではない。実徴炉心そう溶後部の材料によるデータ拡充が必要。 | (1) | ・IASCC発生の可能性検討と発生評価に必要 な知見の取得 | 28 | o | _ | _ | _ | _ | |
| R5-8 | PWR | 炉内横造物 | 炉心そう | II. IASCC | 2.予測/3評価 | IASCC発生 評価 | IASCC発生 評価に必要 な知見の取 得 | <現状の知見> ・60年までの運転を指定した場合の炉心槽の中性子照射量はBFBに比べて低く、IASOCの発生、破壊初性低下は大きな問題とは 認識されていない。 ・次周のPMPで電気が確認された例があること、80年運転を想定した場合には中性子照射量が増加することから、炉心槽の健全性 について確認しておく必要がある。 ・スペインの後炉PMRを用いたZIPPにZerita Internal Research Project)において、80年運転を想定した破壊期性等のデータの取得 が行われた。 ・中性子照射を受けたオーステナイト系ステンレス鎖の破壊犠牲値は、発電技研のPLEX事業で取得されており、本事業で得られた 破壊期性値の最下取機をいM時間等で咳壊執性値の下限値として評価に用いている。 ・PLMにおける評価對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は取得されていない。 < 現状の課題> 中性子原射量が低く、構造健会性に及ぼすような課題が読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) 80年担応見期運転におけるIASOC発生評価 60年度、更に80年度転を想念したはASOC発生評価 60年度、更に80年度転を想念したはASOC発生評価 60年度、更に80年度転を想念したはASOC発生評価 | (1) | ・長期運転等を想定した中性子照射量条件にお けるIASCO発生の可能性の明確化 | 24 | Q Zorita PJ | _ | _ | _ | _ | |
| R5-7 | PWR | 炉内横造物 | 炉心そう | II. IASCC | 3.87 価 | IASCC破壊 期性評価 | 溶接部の破 壊弱性の取 得 | <現状の知見> ・60年までの運転を想定した場合、PWR炉内機器の炉心槽の中性子照射量はパッフルフォーマポルト(BFB)に比べて低く、IASCC の発生、破壊朝性の低下は大きな問題と認識されていない。ただし、米国のPWR(H B. ロビンソン2号機)で炉心槽に集裂が確認さ れた倒がある。 ・国際的な実現根が活用研究として、スペインの废炉PWRを用いたZIRP(Zorita Internal Research Project)で80年運転を想定した破 壊弱性等のデータ取得を実施 <取状の課題> (1) 更なる長期運転(60年超)を密定し、中性子照射量増を踏まえた場合に、炉心槽のIASCC発生の可能性に関する知見が不十 分 | (1) | ・満外の庚炉材を活用した研究動向(ZIRP)の 組続的調査と成果活用 ・近心感のNASCの発生の可能性を評価するため の技術基盤情報の發情 >炉心増加接個の破壊期性データの拡充 >中性子照射量の増加による破壊期性特性の 評価 | 2@ | o | _ | _ | - | _ | |

表 3.1.2(1)-2(6/6) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【1】(経年劣化評価)

| | | | | | | 課題 | 区分 | | | | 安全性の確保・ | | | 上の観点における分類 | | | | | |
|-------------|-----|---------|--------------------|---------------------|-------|---------------|-------------------------|--|---------------|--|------------|------------------------|----------|--|------------|---|--|--|--|
| No. R5追含 | BWR | 対象システム | 機器名称 | 经年劣化事象 | 分類 | | | 現状知見と課題 | | 研究開発 | | | 妥当性確認/検討 | | lē. | | | | |
| [06] | PWR | 12 M | | | | 大区分 | 中区分 | | 19-3 <u>1</u> | 解決案 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実備相当村合む) | 課題 | 解決案 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実機相当村合む) | | | |
| R5-8 | PWR | 炉内構造物 | 炉心そう | III. IASCC | ③評価 | IASCC進展 評価 | IASCC進展 特性データ の取得 | <現状の知見> -60年までの運転を想定した場合、PWR炉内機器の炉心槽の中性子照射量はパッフルフォーマボルト(BFB)に比べて低く、IASCC の発生、破壊靭性の低下は大きな問題と認識されていない。ただし、米国のPWR(H. B. ロビンソン2号機)で炉心槽に亀裂が確認さ れた例がある。 - 国際約な実験材法用研究として、スペインの廃炉PWRを用いたZIRP(Zorita Internal Research Project)で80年運転を想定した破 壊靭性等のデータ取得を実施 <現状の課題> (1) 更なる長期運転(60年超)の想定で、炉心槽のIASCC発生の可能性が否定できない場合に、その進展特性に関する知見が不 十分 | (1) | ・海外廃炉材活用研究ZIRPの継続的調査と成果活用 ・炉心槽のIASCC発生が否定できない場合、進展特性等を評価するための技術基盤情報を整備 つかし槽溶接部のIASCC進展特性に関する国 外知見調査 >必要に応じてIASCC進展速度データを取得 | 2@ | o | _ | _ | - | - | | | |
| 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 | 熱時効評価 | 適用性検証 | <現状の知見> ・現状の知見> ・現状のPLM評価では原子カブラントメーカがPWR用の開発したH3TモデルのBWR条件(材料、温度)への適用性は、加速熟時効材 により確認されている。 ・新型転換かっげんの廃炉材を用いた研究や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。 ・60年まで評価でH3Tモデルにおいて既にこれ以上脆化が進まないとされるsaturation値を用いた保守的な評価を行っても十分に健 全性が確保できている。 ・各ブラント高経年化技術評価においても60年までの健全性は十分な裕度を持って維持できることが確認されている。 <現状の課題>[R5] (1)PWR用に原子カブラントメーカが開発した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。 | _ | _ | _ | - | (1) | ・実機ブラント運転履歴を受けた材料を用いた試 験データによる検証 | 1① | © 【本事乗】 ステンレス鋼製機器の健 全性評価に係る研究(熱 時効) | | | |
| 33 | PWR | 一次冷却系 | 主冷却材配管 (MCP) | Ⅳ. ステンレス鋼鋳鋼 の熱時効 | (3)評価 | 熟時効評価 | 適用例拡張 | <現状の知見> ・現状のPLM評価では原子カブラントメーカがPWR用の開発したH3Tモデルにて熱時効能化を予測している。 ・現状のPLM評価では原子カブラントメーカがPWR用の開発したH3Tモデルにて熱時効能化を予測している。 ・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あるが限定的である。 <現状の課題> (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のよる確認例を拡充することが望ましい。 | _ | _ | _ | _ | (1) | ・実機ブラント履歴を受けた材料の熟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ことが可能 | 1① | 0 | | | |

表 3.1.2(1)-3(1/3) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【2】(日常保全)

| | | | | | | 課題 | 区分 | | | | 安全性の確保・向上の観点における分類 | | | | | | |
|-------------|------------------|------------------------------------|--|---------------------|---------------------|--|-------------------------------|---|------------------|--|--------------------|---|-----|----------------------------------|------------|--|--|
| No. R5追含 | BWR | 対象システム | 機器名称 | 经年劣化事象 | 分類 | +=0 | +=0 | 現状知見と課題 | | 研究開始 | R | | | 妥当性 | 確認/検証 | | |
| | PWK | | | | | 大区分 | 甲醛分 | | 課題 | 祭決案 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実機相当材活用も含む) | 課題 | 解決案 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実機相当材活用も含む) | |
| 1 [R5āk] | BWR | 原子炉压力容器 | シュラウドサポー ト溶接部 炉心シュラウド溶 接部 PLR配管溶接部 | v. scc | ②評価 | Ni基合金の応 力腐食割れ (NiSCC)に対 する健全性評 価 | 評価技術の 高度化 (82合金の評 価) | <現状の知見> -実健炉底部のN基合金溶接金属(182合金)においてSCCが確認されている。 - 宇権様年学会維持現格の事例現格として、182合金のSCC進展速度線図が採用されている。 - 昭本様様学会維持現格の事例現格として、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住に優れる82合金が溶接金属として使用されている。 - 28合金の塗展速度線図が策定・公知化。 - 健全社評価手法は確立しているが、SCCの発生過程は考慮されず、残留応力分布やSCC進展評価に保守的な条件を用 いて評価。 < 現状の課題> (182合金のSSCC進展線図の高度化(残留応力分布や想定初期欠陥寸法の設定等に合理化の余地あり) (2)シュラウドサポート溶接部の残留応力分布評価の機能化 (3)SCC発生券金評価手法の開発 | (1)(2)(3) | ・健全性評価手法の合理化 残留にカ分布評価の高度化および応力拡大係数評 値の構築化、初期欠陥寸法の設定法の適正化、水化 学による環境緩和の効果の検討 ・評価結果のをブラント保守、運用判断へ活用する際 の方針検討(海外実積の調査、国内とのギャップ分 析、ギャップ解消のための方針策定等) | 3\$ | _ | _ | _ | _ | _ | |
| 2 | BWR // PWR | 原子炉圧力容器 炉内構造物 原子炉容器 蒸気発生器 | 管台・炉底貫通子 | ₹V. scc | ④予防保全 | 長期健全性 | 予防保全対 第抜5条の効 の検証 | <収状の知見> <scciに対する予防保全対策として冷却材接渡面の応力を圧縮応力とする各種ビーニング工法による予防保全対策が実 SSCCIに対する予防保全対策として冷却材接渡面の応力を圧縮応力とする各種ビーニング工法による予防保全対策が実 施されている。 ・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 部位は検査順度が緩和される(機械学会維持規格検査要求より) ・ビーニングによる反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。 ・ビ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(圧縮残留応力は権持されるものの、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。 >照射下におけるビ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(第共研)。 >除射力におけるビ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)。 <取扱り弧し得重条件下におけるビーニング効果が植特性を検証する必要がある。 (2)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たおらず、予防保全のメリットが十分に得られていない。 (3)現行の維持規格では点検領度の設定にSSCO発生特性が未考慮となっており、連載福利対策や応力改善対策等の対策 の実施が点検領度の設定には反映されておらず、通度に保守的な設定となっている可能性が高い。</scciに対する予防保全対策として冷却材接渡面の応力を圧縮応力とする各種ビーニング工法による予防保全対策が実 | (1)(2)(3)(4) | 実権ブラントでビーニング効果が維持されていることの確認 | 1① | ۵ | (1) | ・実機ブラントでビーニング効果が維持さ れていることの検証 | 1① | 〇〇 【木事集】 予防保全技術の保守性に関する研究 (ビーニング工法) | |
| 3 | PWR | 一次冷却系 | 蒸気発生器伝熱 管、下部計装筒 | ₩. 黨食 | ④予防保全 | 水化学技術と 皮膜構造の 相関の明確 化 | _ | < <p> く現状の知見> ・ ・</p> | (1) | ・実機ブラント履歴を受けた材料の皮膜組成データの 取得 | 36 | ø | _ | _ | _ | _ | |
| 4 | PWR | 一次冷却系 | 加圧器 蒸気発生器等等 | 低合金綱の熱時 効 | ②評価 | 予測式 | 実機材による 検証 | <要状の知見> +I-GALLに低合会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、加速熱所改材(国内鋼種)で問題がないことを確認している。 ・熟時効に係る海外プロジェクト(MAI)が立ち上がりつつある。 <現状の課題> (I) 実機条件で長期にわたり運転温度に竭された材料の熱時効特性の把握 | (1) | 実機多件で長期にわたり運転温度に竭された材料の 熟時効特性データの取得 | 36 | o | _ | _ | _ | _ | |
| R5-10 | PWR | 一次冷却系 | 690合金使用部 | 펩(1). NI基合金 の熟時効 | 2予測 | Ni基合金の熱 時効 | 熱時効評価 手法の高度 化 | <取状の知見> 690合金使用部位(Ni基合金)の熱時効評価は、長間期規則格子(LRO)による硬化を考慮していない。 運転温度よりも高温での熱時効により690合金のLROが生じ、硬化や粉性低下が生じることは研究により明らかにされてい るものの、長期運転により実機運転温度においてLROが生じるかどうか明確になっていない。 <現状の課題> (I) 万が一、LROが発生した場合に、その影響(SCC感受性の増加、破壊糊性の低下)を考慮する必要があるか明確になっ ていない。 | (1) | ・幅広い温度域での熱時効によるLRO発生条件の把 握 ・実様材を対象とした組織数察等によりLROの有無や 光候を調査 | 36 | o | - | - | _ | - | |
| R5-11 | BWR | 炉内横造物 | 炉底部シュラウド サポート・レグ (RPV取合い溶 接部) | V. SCC | ②評価 ③補修 ④予防保全 | Ni基合金の応 力腐食割れ (NiSCC)に対 する対策技術 | 対策技術の 開発 | <取状の知見> •NISCC対策材82合金に対する対応は概ね完了 -対策材料の選択肢を広げる観点で、より耐食性のある52合金のBWRブラントへの実確適用性が注目(米国等で採用実績 あり) <取代の課題> (1) 52合金の技術的優位性を明らかにするための技術基盤の整備 (2) 新規材料の採用を意題にした結修方法の確立 | (1)(2) | -82合金の健全性評価手法の高度化は継続 -米国の調査の実施と、効率的な技術開党計画の立案 -実機通用検証や評価技術の高精度化に必要な技術 基整情報の整備 | 23 | - | - | _ | - | - | |
| R5-12 | BWR | 炉内構造物 | 炉底部シュラウド サポート・レグ (RPV取合い溶 接部) | V. scc | ②絆価 | Ni基合金の応 カ腐食割れ (NiSCC)に対 する健全性詳 価 | 健全性評価 技術高精度 化 | <取状の知見> 取行評価では、評価手法にNI基合金溶接金属の発生寿命等は考慮されていない。 <取状の課題> (1) 182,82及び52合金の発生寿命の考慮 (2) 発生感受性の定量的な差別化 | (1)(2) | N基合金溶技部の発生認受性の差異、改善度を定量 約に示す評価手法の構築 >知見の活用 >発生券向評価手法の構築 >健全性評価手法への組み込み | 35 | - | - | - | - | - | |
| R5-13 | BWR | 炉内構造物 | 炉底部シュラウド サポート・レグ (RPV取合い溶 接部) | V. scc | 2)評価 | Ni基合金の応 力腐食割れ (NiSCC)に対 する健全性評 価 | 発生評価の 妥当性検証 | <取状の知見> 破壊評価に運転温度におけるN基合金やRPVの現実的な破壊挙動は考慮されておらず、危裂がRPVに到達した段階で線 形成後カ学評価にで破壊を利定 くの取びの課題> (1) 弾壁性破壊力学評価法を用いることの妥当性やその影響が定量化されておらず、練形破壊力学評価の過度な保守性 の最適化が望まれる | (1) | 運転温度下における評価対象部位の破壊挙動(延性 電気温度)の明確化 現行評価法の保守性を定量化と、規格等への整備 | 23) 24) | - | - | - | - | _ | |
| R5-14 | BWR | 炉内横造物 | 炉底部シュラウド サポート・レグ (RPV取合い溶 後部) | V. SCC | ①検査 | 起音波探傷 (UT)技術 | 検査技術の 性能実証 | <現状の知見> 対象部位のの点検は、超音波探触子を装着した水中移動機構を、解放した原子炉上部より原子炉内に吊り込み遠隔で操作しUTを実施 <現状の課題> (1) 炉底部検査等の遠隔作業は、炉内機器があり狭隘部遠隔作業となり、作業員の被ばく量が増加し、定期検査工程を 左右し、通切な定期検査の実施範囲と時期を検討し、合理的な検査の実施が望まれる。 (2)回都位の検査は、JNES事業NNW(※)で、炉外からの検査性に対する実証試験をし、ひびの映出性を確認しているが、 健全性評価ではシュラウドサポート溶接部H11溶接線(レグとRPV応部の溶接部:右付図参照)はRPVへの進展を考慮して いない。 ※、原子力安全基盤機構(JNES)の原子力用機器材料の赤破壊検査技術実証事業「ニッケル基合金溶接部の非破壊検査 技能事能「CNNW)1 | (1) (2) | ・実権におけるシュラウドサポート、サポートレグのRPV 取合い溶接部を切らいて変まし、サンプル採取・分析 により実際に亀裂の深さ・長さを測定することで、実機 における炉外UTの機量性を実証し、検査・評価ロジッ クを構築する。 ・国内の廃炉プラント実機材の活用も視野に検討する | 2@ 3\$ | 0 事業者研究 浜岡1号にて実施 (保全学会 第19回 学術講演会) | _ | - | - | _ | |

表 3.1.2(1)-3(2/3) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【2】(日常保全)

| | | | | | | 14.4K | 区分 | | | | | 安全性の確保・向上の観点における分類 | | | | | | |
|-------------|-----|------------------|--|-----------------------------|----------------|-------------------------------|---------------------|---|-------------------|--|--------------|---------------------------|----|-----|------------|---------------------------|--|--|
| No. R5追合 | BWR | 対象システム | 機器名称 | 经年劣化事象 | 分類 | +=0 | +=0 | - 現状知見と課題 | | 研究開始 | e | | | 妥当性 | 確認/検証 | | | |
| | | | | | | 767 | 467 | | ## | 爆決案 | 研究の 位置付 | 奥炉材活用の有効性 (実機相当材活用も含む) | ## | 無決案 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実機相当材活用も含む) | | |
| 5 | BWR | 炉内横造物 | 炉心シュラウド等 | 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 | _ | <現状の知見> ・一部のプラントではSCC 環境緩和強として、水素注入が行われているが、その効果は都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HWRC 環境下での鬼我選獲構図があるが、HWRC の効果の判断クライデリアが基準化 されていない。また、水素注入による主義気配管の繊維率上昇の緩和及日的として貴金属処理(NMCA)が使用され実機 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。 ・重船注入など線線化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。 <取りの課題> (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) | ・実職プラント履歴を受けた材料の皮膜組成データの 取得 | 36 | ٥ | _ | _ | _ | _ | | |
| R5-15 | BWR | 炉内横造物 原子炉两循環系 | 炉心シュラウド溶 PLR配管溶接部 その他ステンレ ス 顔使用部 | V. scc | ②評価 | ステンレス朝 のIGSCC | 進展評価の 高度化 | < <p><現状の知見> 種房現態や専利現態の策定により、電裂違風評価と鍵全性評価により電裂を有する構造物の継続使用が可能。 <初状の課題> (1) 適用できる環境や材料の組み合わせは一部に限定 (2) 道展評価値図の拡充(材料:環境)が必要 (3) 評価手にの属鍵度を容認)、通びな密度を持った評価手法の確立が必要 >現行評価の保守性の定量化手法として有望なSCO進展を考慮したPFM評価があるが、進層違反式が必要となるもの の、磁率分布が明らかでなく、運風特性を考慮した評価の実施が強しい(発生・温度メカニズムの検討と評価手法の高構趣 化が(留まれる)</p> | (1) (2) (3) | 発生・遠展メカニズムの検討と評価手法の高精總化 字評価兼回設定が公1部位の同様回設定(两循環系 配管価化部等) ・実確定はおける支援演奏率動の第時と反映(実機村、 実確定はかける支援演奏型動評価、両循環系配管溶接 境界部近境の停留季勤課査) ・諸因子の影響の毎期と評価経過、の反映(応力拡大 優数の変化率やお動・停止の影響、MSSCO開原料量 以下の振針量のSCO違属特性影響、材料・環境の照 料との重見影響等) ・強密応力外都評価の高額度化(FEM解析、測定手法 の精敏化) ・簡違根格・基準の登鑽(条製進展試験級格) | 3(5) 3(5) | O 実備利詞査 | - | - | - | - | | |
| R5-16 | PWR | 炉内機器 蒸気発生器 | Ni基合金使用機 器 | V. SCC | ②評価 | Ni基合金の応 力腐食割れ (PWSCC) | 免生評価 | <現状の加見> 事素者の長期施設管理方針に従って順次Ni基合会のPWSCC対策が重行中の段階 <引数項題> (1)長期運転を考慮した場合に、SCC対策材(690合金、152合金、52合金)にSCCが発生の有無についての加見が十分と は言えない。 (2) そのため、適切な点機周期、点線範囲の策定等に貸することを目的として、発生寿命評価および発生試験法の妥当性 検証が望まれる。 | (1) (2) | ・実験損傷事例はないものの、今後の脳在化や長期運転を考慮し、690等対策材のPWSCC感受性等の調査 ・発生評価の高精趣化の観点で、発生寿命評価および 発生試験法の妥当性検証の実施 | 35) 36) | o | - | - | _ | - | | |
| R5-17 | PWR | 炉内機器 蒸気発生器 | Ni基合金使用機 器 | V. SCC | ②評価 | Ni基合金の応 力腐食割れ (PWSCC) | PWSCC进展 評価 | <取状の知見> 事業者の長期施設管理方針に従って順次Ni基合金のPWSCC対策が進行中の段階 <吸状の課題> (1)現状の690合金、152合金、52合金のPWSCC進展評価については、亀裂進展データが必ずしも十分とはいえず、SCC 進展評価線図が未登職(680合金及びその溶接部に対し、600合金の進展進度線図を用いて評価すると、通度に保守的) (2)連農評価の高幅総化の観点で、亀裂進展データの協免、模雑形状部の残留応力評価の実施等が望まれる。 | (1) (2) | ・実績機像事例はないものの、今後の顧在化や長期運 起を考慮し、耐SCC Ni基合金のPWSCC進展連度の知 見を拡充する ・電製温展データの拡充を図るとともに複進形状態の 残留に力評価を実施する ・更なる進展評価高精度化のためのデータ登儀、影響 の明確化と評価への反映 | 3(5) 3(6) | o | _ | _ | _ | _ | | |
| R5-18 | PWR | 炉内機器 蒸気発生器 | Ni基合金使用機 器 | V. scc | ②評価 | Ni基合金の応 力腐食割れ (PWSCC) | 破壞評価 | < (現状の知見> 確康評価には、ステンレス領と同様の破壊評価法が適用でき、その根拠(Ni基合金消接部と同レベル以上の強度、弾壁性 確重期任を有すること)が協認されている。 <取代の課題> (1) 52合金や152合金はその化学組成の特徴から、長時間の使用(熱時効)により長周隣規則格子(LRO)が生じ、弾塑性 確重期性が低下する可能性が否定できない。 (2) 板に50の含金およびその滑技額(5名金、153合金)にSCC亀裂が生じた場合、予請しない破壊朝性の低下により限行 評価法が未保守的となる可能性が否定できない。 | (1) (2) | ・690合金および52合金、152合金のLROに関する知見の拡充 の拡充 ・実験評価上考慮する必要があるか否かの明確化 | 3(5) 3(6) | o | - | - | _ | - | | |
| R5-19 | PWR | 炉内機器 蒸気発生器 | Ni基合金使用機 器 | V. SCC | ②評価 | Ni基合金の応 力腐食割れ (PWSCC) | 免生・進展メ カニズム検討 | <表状の知見> 国内では免生・運服メカニズムに基づいた運展速度式は実機評価に適用されていない 免生モデルは、PWSCCのPFM評価コードALPRに採用されているモデルや、EDFの発生モデルが提案されている。 速度運度式はMRP-55,115,263にて同式が提案されている。 <現状の課題> (1) SCC発生・進展メカニズムの詳細は明らかとはいえず、これらに基づく発生・進展モデルが確立されていない。 | (1) | ・既存種裏モデルに対するPWSCC発生モデルの検証 に基づく国内村への適用性検討 ・発生・遊園メカニズムに差づいた最適な対策の検討 | 35) 36) | o | _ | - | _ | - | | |
| 6 | BWR | 原子炉再循環系 | PLR配管 | V. SCC | ②評価 | 残留応力分 市評価の高 度化 | _ | < <p><税状の知見> ・軽水炉運転温度に長期間隔されることによる残留応力採和の可能性がある。 ・長期運転による実確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SCG進展評価には残留応力の緩和学動は取り込まれていない。 <現代の課題> (I)長期運転による実確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) | 実確溶接部に対する残留応力分布の測定を行い。長 期運転を経た実殖の残留応力分布を把握する。 | 36 | 0 | - | - | _ | - | | |
| 7 | BWR | 原子炉再循環系 | PLR配管 | 10. 配管波肉 | ④予防保全 | 水化学技術と 皮膜構造の 相関の明確 化 | | く現状の知見> ・一部のブラントではSCC 環境緩和強として、水末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 さ。このため、BWR の維持規格にはHWC 環境下での風裂進限線図があるが、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設量率上昇の緩和を目的として貴金属効理(NMAA)が供用され実機 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。 ・ ご知住え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。 < 現状の課題> (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。 | m | ・実確ブラント履歴を受けた材料の皮酸組成データの 取得 | 38 | ۵ | _ | _ | _ | _ | | |
| 8 [R5æ] | BWR | 原子炉两循環系 | ステンレス期配 管溶接部 | 電(2). ステンレ ス裁准接部の整 時効 | (2)予測 (3)評価 | ステンレス鋼 溶接部の数 時効 | 熱時効評価 手法の高度 化 | く現状の知見> ・現行種特提格の破壊評価に用いられる7係数設立のデータペースとして加速熱時効材で取得された破壊耕性値がもちいられており、熱時効の影響を考慮したものとなっている。 か加速熱等効材を用いたEWR容接金面の熱等効特性に関する研究が進められているが、実種で長期間の運転を経た溶接 金属の破壊器性に関する知見は得られていない。 ・熱特効は材料を硬化させるため、溶性金属のSCC発生/進展特性に影響を及ぼす可能性があるが知見が限られている。 ・評価については、BWR機器についても維持規格の上記2係数を用いて実施される。 く現状の課題> (1)はースデナイト系ステンレス顕溶性金属はステンレス顕装顔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、ステンレス顕装顔と同様に熱時効を生じる可能性がある。 | (1) | ・長時間熱時効材の材料特性(弾型性破壊靭性)の予 剤手法の建立 長時間の混成波時効データ(機械特性、soc違属 違意)の取得たおびフェライの最影響を利用をする。 切見拡充結果をもとに、必要に応じて維持現格(弾型 性破壊力学評価法、SOC進展連度線図)改定。 | 36 | 0 | _ | _ | _ | _ | | |
| 9 10欠番 | BWR | 原子炉冷却系 | 配留 | 10. 配管波肉 | ②評価 | 配管耐震安 全性 | _ | < < ·定検持の板厚測定により減肉管理を行っている。 ·定検持の板厚測定により減肉管理を行っている。 ·また、全国一株に応管を減肉させる保守的な設定で地震応力解析を行い、射震変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きている。 ·英の問題を引用している。 ·英の増加により耐震余裕が少なくなってきている。 ·取るの提題> (1)現在の評価を決め状態や裕度を明確化し、評価を高度化する必要がある。 (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。 | (1)(2) | ・実機配要系統を活かし、直接荷量を付与することにより、配管耐震値全性の確認、及び限界荷量評価試験 を実施する。 ・減肉を模拟した配管模型を操作し、集動台加援試験 などで耐震安全性を確認する。 | 23 | 0 | _ | _ | _ | _ | | |

3.1.2(1)-18

表 3.1.2(1)-3(3/3) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【2】(日常保全)

| | | | | | | ## | 区分 | | 安全性の確保・向上の観点における分類 | | | る分類 | | | | |
|--------------------|-----------------|------------------------------------|--|----------------------------------|----------------------------------|--|-------------------------------|---|--------------------------|--|--------------|---|-------|-----|------------|---------------------------|
| No. R5連合 | BWR | 対象システム | 機器名称 | 经年劣化事象 | 分類 | | | 現状如見と課題 | | 研究開始 | æ | | | 妥当性 | 建氯/検証 | |
| rær1 | PWR | EC.W | | | | 大区分 | 中区分 | | ## | 解決案 | 研究の 位置付 | 奥炉村活用の有効性 (実機相当村活用も含む) | 17.1E | 解決來 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実機相当材活用も含む) |
| 11 | BWR | 主蒸気系 | 音 | WI. 配管减肉 | ②評価 ④予防保全 | 主蒸気系配 管の滅肉管 理の最適化 | 配管系の保 全 (滅肉管理) | <初状の知見> ・流れ加速型腐食(FAC)による配管減肉は、定用的な肉厚須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。 ・流れの現切交所において減肉予測ソフトウェアFALSETが開発され、実機データ肉厚須定データを基に検証と高度化が進 められている。 ・実機おける減肉参動や被膜形成挙動に関する知見が十分とはいえない。 ・飲水で一般的に用いられている予測予述を活用した減肉管理は未適用 ・飲水で一般的に用いられている予測予述を活用した減肉管理は未適用 ・研究開発のニーズは高く、虚束界研究等実施中で、管理体系のJSME短格への取込みも検討中 <現象なり課題> (I)実機における減肉等動や破脱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) | ・減肉予測手法の開発、及び予測手法を活用した減肉 管理体系の確立 ・実績配管内面の減肉状態の確認 | 36 | ۵ | _ | _ | _ | _ |
| R5-20 | BWR / PWR | 主蒸気系、給水・ 復水系、抽気・ドレ ン系、ペント系など | 配管 | W. 能管派肉 | ①検査 ※1 ③評価 ※2 ⑤予防保全 ※ 2 | 測定困難部 位などに対す る測定及び減 内管理の裏度 化 | 配管系の保 全 (減肉管 理) | 〈現衣の知見> ・国内の原子カプラントは基本的にはJSME域内管理現格に準じて設管厚も測定に基づく域内管理を実施しており、測定困 館部位については周辺の波内傾向を監視することで減内管理を実施している | (1)(2) | 測定国難部位などの測定技術・減肉管理手法の整備 | 3.6 3.5 | - | - | - | - | - |
| R5-21 | BWR / PWR | 主蒸気系、給水・ 復水系、抽気・ドレ ン系、ペント系など | 配管 | ₩. 配管减肉 | ③評価 ※1 | 局所貫通時の 暫定漏洩許 容の導入 | R管系の保 全 (減内管 理) | <現状の知見> ・国内の原子カブラントは基本的にはJSME減肉管理規格に準じて減肉管理を実施しており、JSME減肉管理規格では低クラス 配管においても配管厚きの管理値を下回る管理は許容されていない <現状の課題> (1)現状は貫通免殺・局所貫通孔は許容されていないが、米国で導入されている低クラス配管に対する暫定補修による運転の許 官を導入することで稼働率向上が図られる <分類の補足> ※1:局所減肉貫通時の暫定潮洗許容評価技術 | (1) | ・局所的な賞査・集裂発生時の配管強度評価手法の 登集及び妥当性確認 | 35 | - | _ | - | _ | - |
| 12 10 获合 | BWR / PWR | 一次冷却系 | 弁棒(析出硬化 型を含むマルテ ンサイト系ステン レス鋼) | 電(3). マルテン サイト系ステンレ ス鋼の整時効 | (2)\$P\$ 66 | マルテンサイ ト系ステンレ ス鋼の熟時 効評価 | 熱時効評価 手法の検討 | <一切状の知見> ・熟時効と中性子摂射が重量する条件ではフェライト相の靭性低下に加えてオーステナイ相の靭性が低下することが如られているが、砂年までの運転においては炉内ステンレス銀鉄銀穂器の健全性に大きな影響を与える事象とは認識されていない。 ・過去の弁棒折損への対策から、表面改算による応力集中の緩和、バックシート応力の低減が行われている。 ・定期的な分解点検と取替えにより管理している。 端考:PWRはバックシート管理と弁の保守管理で健全性を担保。 <現代の課題> (1)長期運転00年超を踏まえた評価対象機器の抽出と健全性評価手法の確立 | (1) | ・近内においてステンレス装御機器が使用されている 機器・部位の抽出と、初性毛下が生じた場合の影響と 健全性評価の必要性の確認。 健全性評価が必要と料断された機器・部品に対する 健全性評価が必要と料断された機器・部品に対する 健全性評価が必要と料断された機器・部品に対する 健全性評価が必要と料断された機器・部品に対する 健全性評価が少した。 なる、人気気の影響を した。 なるの気の影響を した。 なるの気の影響を した。 なるの気の影響を した。 なるの気の の気の の気気の の気気の の気気の の気気の の気気の の気気の の気気の の気気の の気気の の気の の気の の気気の の気の の気の の気の の気の の気気の の気の の気気の の の気の の気の の気の の気の の の気の の の気の の気の の気の の気の の の気の の の の の の の の の の の の の の | 35 | 0 | _ | _ | _ | _ |
| R5-22 | BWR / PWR | 炉内機器 炉内横造物 配管 | 一次系稿成機器 | v. scc | ②評価 | 儲全性評価- 評価技術高 精度化 | 確率論的破 抜力学 (PFM)の実 用化 | <初状の知見> ・記費や炉内構造物に対するPFM評価は適用されていない。 ・国内では記畳・バル系のPFM評価について、評価コードとして豊中研PEDESTRIAN、JAEA PASCAL-SP、TEPSYS・ PEPPER-Mが増増されており、評価に対する必要な機能を満たしつつある。 米面に比べ、面内では評価に用いるインプットデータの整備を、それに対するコンセンサスの形成が十分とはいえない。 く現状の課題> (1) PFM評価のためのインプットデータの整備が十分でなく、信頼性および説明性の高いPFM評価の実施が難しい。 (2) 清外の配質・バル系のPFMコードの技術動向を講査し、日本国内の評価への反映を検討する必要がある。また、海 かとのペンチマーク解析の活動等を通し、評価の価額性を担保していく必要がある。 (3) PFM評価を活用した現状の限格基準の妥当性評価も望まれている。 (4) 確頼標準に対する影響度の大きな保全内容の欲り込みができず、保全の効率化が促進されない。 | (1) (2) (3) (4) | ・PFM評価の活用目的と活用法の明確化。 ・PFM評価のパンプシャデータとなるSCC進展達度、浴 接残留で方、SCC先生損发等の選手分布特性の形態 を行い、これらを表現しるモデルの検討・選定。 ・試評価による祝評価法の保守性の定量化 ・研究成果に基づく記管・炉内構造物を対象としたPFM 評価ガイドラインの整備。 | 2@ | ○ 種車論的破力学(PFM)の実用 化に向けた技術開発 (変調エネルギー庁 国プロ) 原子力の安全性向上に資する技術開 発事業(原子力発電所の長期運転に 向けた高級年化対策に関する研究開 発) | - | - | - | - |
| 13 【R5改】 | PWR | 原子炉冷却系 (一次系) | ステンレス顧溶 接部(硬化部) | V. SCC | 21766 | ステンレス個 のIQSCC | 免生評価 | <現状の知見> ・損傷事例 >大電3号加圧器スプレイライン配管(2020年8月) >配管溶液部近境和奈請れが仏PWRで確認(2021年以降) ・発生メカニズム研究は進んでいるものの、その詳細については現時点では明らかとはいえず、実績評価にて発生寿命等 は考慮されていない。 ・PWRー次系環境中の非鼓敏化ステンレス鋼(照射材を除く)の冷間加工起因のSCOは実機損傷事例が少ない。 <現状の課題> (1) 今後の保全に向け発生メカニズムに関する知見の拡充が必要。 | (1) | ・実験損保部位の詳細調査 ・PRR水質環境下の実機事例の間遺性と相違点の明 確化 ・SOC発生・道展メカニズムの知見蓄積(構構面からの 対策及び時価等の返当性教証に満する) ・発生モデルを構築し、健全性評価への反映をはか る。 | 335 360 | | _ | - | - | - |
| R5-23 | PWR | 原子炉冷却系 (一次系) | ステンレス 網溶 接部(硬化部) | V. scc | ②評価 | ステンレス朝 のIGSCC | 進度評価 | 〈現はの知見> ・議編事例 · 法償害例 〉大飯3号加ビ器スプレイライン配管(2020年8月) 〉大飯3号加ビ器スプレイライン配管(2020年8月) 〉配管滑投部近傍和界刻れが仏PWRで確認(2021年以降) · 会主メカニズム研究は進んでいるものの、その詳細については現時点では明らかとはいえず、実機評価にて発生寿命等 i考慮されていていない。 · PWRー次系環境中の非数数化ステンレス期(限制材を除く)の冷間加工起因のSCCは実機損傷事例が少ない。 · #沢行譜価では発生は想定されていない。 · *現代評価では発生は想定されていない。 · *実験証実系試験にてPWRー次系機提環境下でSCC発生が認められ、進展に関して多数のデータ取得例あり。発生・進展メ カニズム的な知見基定が必要。 · (引) SCC発生に関する知見を拡充する必要がある。 | (1) | ・実機損傷部位の詳細調査 ・PWR水質環境下の実権事例の間違性と相違点の明 確化 ・SGC発生・進展メカニズムの如見蓄積(機構面からの 対策及び評価等の安当性検証に貸する) ・発生モデルを構築し、健全性評価への反映をはか る。 | 3(5) 3(5) | 加圧水型軽水炉1、交称冷却水配留ス テンレス螺凝接邪の粒骨剤れに関す 名技術開発 【党選エネルギー庁 国プロ】 | _ | - | - | - |
| R5-24 | PWR | 原子炉冷却系 (一次系) | ステンレス創溶 接部(硬化部) | V. SCC | 之評価 | ステンレス餌 のIGSCC | 発生・進展メ カニズム検討 | < 現在の知見> ・提係事例 >大賞3時加に導入プレイライン記憶(2020年8月) >記賞者接部送供和非新れが仏PWRで確認(2021年以降) ・発生メカニズム研究は進んでいるものの、その詳細については現時点では明らかとはいえず、実破評価にて発生寿命等 は考慮されていない。 ・PWRー次系環境中の非数数化ステンレス鋼(照射材を除く)の冷間加工起因のSCOは実機損傷事例が少ない。 ・別行評価では発生は想定されていない。 ・実験要系試験にてPVR中次系機能環境下でSCC発生が認められ、進度に関して多数のデータ取得例あり。発生・進展メ カニズム的な知見拡充が必要。 < 現代の質量> (1) PWR環境下での進展速度編回の整備と現格化 | (1) | ・PWRー次系での塩展速度線図楽策定とデータ拡充 ・進展速度線図の現格化 | 35) 36) | 原子力の安全性向上に資する技術開 発事業(原子力発電所の長期運転に 向けた高経年化対策に関する研究開 発) | _ | - | - | - |
| R5-25 | PWR | 原子炉冷却系 (一次系) | ステンレス 顧溶 接創(硬化部) | V. SCC | (2)評価 | ステンレス鋼 のIGSCC | 破壊評価手 法の高度化 | < 現在の知夏> ・維持規格の健全性評価では、母村創で塑性崩壊基準に基づく極限員重評価法や複数の破壊モードに対応するひパラメー 今法等が適用可能。 ・消接金属制 近任母植を考慮した弾聖性破壊力学評価法が整備済み。 < 現在の課題> (1)塑性崩壊所重の評価において用いる流動応力については、実力値よりも小さな値を用いており、適度に保守的な評価と なっている可能性がある (2)溶接金属創及び溶接熱影響創等の硬化ステンレス鋼に対する流動応力設定法の高度化が必要 | (1) (2) | ・溶除熱硬化酵等に関する知見の拡充(現行破壊評価 法の適用性の確認) ・溶接部を対象に、一文冷却水環境下での導整性破壊 挙動の把握(大気中取得データとの差異を明確化) | 35) 36) | | _ | - | - | - |

3.1.2(1)-19

| No | | 計会シュニー / 小時帯 | 備肥存在 | 少小主会 | 課題区分 | | |
|-----------|-----|-----------------|--------------------------|-------------|-----------------------------------|---------------------------|--|
| NO. | | 対象システム/ 設備 | 102 ਜੋਏ 1그 1까 | 为16争家 | 大区分 | 中区分 | |
| 1 | BWR | 原子炉圧力容器 | 容器本体(クラッド施工部) | Ⅱ.中性子照射脆化 | UCC の確認 | | |
| 2 | BWR | 原子炉圧力容器 | RPV 基礎ボルト | Ⅵ. 腐食 | 健全性実証 | 健全データ積み上げ | |
| _ | PWR | 一次冷却系 | RPV、加圧器、SG 等の管台・貫通孔 | V. SCC | PWSCC | 690 系合金(溶接金属)の PWSCC 健全性研 | |
| 3 | BWR | 炉内構造物 | ジェットポンプビーム等 | II. IASCC | 実機材による各種照射材の破壊靱性試験(XM-19、 | X-750) | |
| 4 | BWR | 原子炉格納容器 | サント・クッション部 | Ⅵ. 腐食 | 格納容器の健全性検証 | | |
| 5 | PWR | 原子炉格納容器 | 埋設部鋼板 | Ⅵ. 腐食 | 埋設部鋼板の健全性確認 | | |
| 6 | PWR | 原子炉冷却系 | 基礎ボルト | ケミカルアンカーの劣化 | ケミカルアンカーの劣化の確認 | | |
| 7 | PWR | 原子炉冷却系 | 基礎ボルト | Ⅵ. 腐食 | 基礎ボルトの腐食の確認 | | |
| 8 | PWR | 原子炉冷却系 | 熱交換器 | Ⅵ. 腐食 | 胴側耐圧構成品等の FAC 健全性確認 | | |
| 9 | PWR | 原子炉冷却系 | 配管等(炭素鋼) | Ⅵ. 腐食 | 外面腐食の確認 | | |
| 10 | PWR | 原子炉冷却系 | 配管(炭素鋼) | Ⅵ. 腐食 | 内面腐食の確認 | | |
| 11 | PWR | 原子炉冷却系 | 炭素鋼使用部位 (タンク、配管、ポンプ等) | Ⅵ. 腐食 | 炭素鋼使用部位(タンク、配管、ポンプ等)の腐食評 | 価 | |
| _ | PWR | 原子炉冷却系 一次冷却系 | ノズル部等 | ₩. 熱時効 | 690 合金の LRO | | |
| 12 | PWR | 一次冷却系 | 加圧器 | V. SCC | 計測用管台の O₂SCC健全性検証 | | |
| 13 | PWR | 一次冷却系 | 加圧器 | V. SCC | ヒータスリーブの O ₂ SCC 健全性検証 | | |
| 14 | PWR | 一次冷却系 | SG、加圧器ヒータシース配管 | V. SCC | ステンレス鋼の強化鋼 SCC 健全性検証 | | |
| 15 | PWR | 埋設構造物 | 埋設配管、タンク | Ⅵ. 腐食 | 埋設配管等の腐食状況評価 | | |
| 16 | PWR | 使用済燃料ピット | 使用済燃料ピットライニング部 | V. SCC | 使用済燃料ピットのライニング健全性評価 | | |
| R5- S1 | PWR | 原子炉容器 | 炉心領域 胴板 | Ⅱ. 中性子照射脆化 | 破壊靭性評価(破壊靭性遷移曲線の予測方法の保 | 守性の検証) | |

表 3.1.2(1)-4 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表【3】(スコーピング段階)

| | 備考 |
|---|---|
| | |
| | |
| | |
| 認 | 令和 5 年度日常保全(R5-16, 17, 18, 19)ヘリストアップ |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | 令和 5 年度 日常保全(R5-10)ヘリストアップ |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | |
| | 原子力規制委員会 第 60 回技術情報検討会「資料 60-1-3 実プラントのデータによる破壊靭性に関する検討」を踏まえ て追加。 |

| | BWR | 対象システム | | 小儿主告 | 課題 | 区分 |
|-----|---------|---|---------------------------------|---------------|-------------------------------|----------------------------------|
| No. | PWR | 2000年1月11日1日11日1日11日11日11日11日11日11日11日11日11日1 | 機器名称 | 劣化争家 | 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/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 | 共通 ロー型熱成層評価 の高度化に関する 研究 |
| 3 | BWR | 原子炉冷却系 | 圧カバウンダリ配 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 | _ |

表 3.1.2(1)-5 実機材料を用いた材料健全性研究に関する課題整理表

| 【4】(高サイクル熱疲労 | 、シビアアクシデント) |
|--------------|-------------|
|--------------|-------------|

(2) 安全研究マップへの反映

安全研究マップは、課題整理表の整理情報に対し、整理課題より、安全・規制研究の 観点で実施する研究を選定し、実機材の活用が課題の解決に有益な研究をまとめてい る。また、安全研究マップは、実機材料を活用した安全規制研究の観点でニーズや研究 内容、廃止措置プラントからの実機材料活用(提供)について、対話をしていく際のベー スとなる考え方を示すものであり、このマップをもとに個別研究の実施にあたり、材 料採取方法、必要な工程、工事規模、予算規模などに関する基本的な知見をまとめ、規 制方と産業界で実機材料の提供について、対話をしていく際のベースとなる考え方を 示す。安全研究マップは、課題整理表から「課題の整理」を規制方が主体の「妥当性確 認/検証」の研究でスクリーニング(産業界主体の開発・高度化の研究の整理情報を削除)し、 廃炉材の有効活用が「③」と「〇」の課題に絞り込む。これにより、安全研究マップは、 安全規制(保守性、妥当性確認)の観点で、実機材料を用いて解決することを推奨する材 料健全性研究に関する課題を反映したマップとなる。

【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
 - ◆ 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

【研究の位置付け】

| | 研究の位置づけ | | | | | | | | |
|--------------------|---------|-----------------|------------|--|--|--|--|--|--|
| | 11/1 | | 妥当性確認 | | | | | | |
| 4.現行の予測式・ | 1 | 学協会規格等で技術評価・エンド | | | | | | | |
| 評価手法(技術 | | ース済みの予測式・評価手法の妥 | \bigcirc | | | | | | |
| 評価・エンドース | | 当性・保守性の確認 | | | | | | | |
| 関連) | 2 | 上記のうち技術評価要件への対応 | 0 | | | | | | |
| 5. 現行の予測式・ 評価手法 | 3 | 妥当性・保守性の確認 | 0 | | | | | | |

(3) 安全研究マップへの定期的な見直し

3.1.2(1)項で課題整理表に追加した 25 件の課題を含め、3.1.2(2) 項に基づき、安全 研究マップへ追加した課題を反映してスクリーニングした。

追加した 25 件の課題を解決する研究等の位置づけは、産業界を主体とした開発研究 であり、現時点では、安全規制の観点で優先して実施すべき課題ではないことから、ス クリーニング後の安全研究マップに、令和 5 年度追加した課題は含まれず、定期的な 見直しによる安全研究マップへ課題の追加はなかった。

令和5年度に更新した安全研究マップ【1】(経年劣化評価)を表 3.1.2(3)-1 に、安全 研究マップ【2】(日常保全)を表 3.1.2(3)-2 に示す。
表 3.1.2(3)-1(1/4) 実機材料を活用した安全研究マップ【1】(経年劣化評価)

| | | | | 課題区分 | | 蒙羅区分 | | 安全性の確保・向上の観点における分類 | | | | | | | | | | | | | | |
|-------------|--|-------------------|-----------------------|------------|---------|----------|---|---|---------------|---|------------|---|--------|------|--|--|-----------|--|---------|---|--|--|
| No. R5違合 | No. BWR 対象システム R5違合 / / 機器名称 経年劣化事象 分類 | | 经年劣化事业 | 经年劣化事合 | 经年劣化高急 | 经年劣化事业 | 经年劣化事金 | 经年劣化事金 | 经年劣化事业 | 经年劣化事象 | 经年劣化事金 | 经年劣化事象 | 经年劣化事象 | 2 分類 | | | - 建状如果と器器 | | 妥当性確認/検 | Æ | | |
| [#7] | PWR | 12 1 1 | | | | 大区分 | 中区分 | | 課題 | 祭決案 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実機相当材含む) | | | | | | | | | | |
| 1 | BWR / PWR | クラス1機器 | 圧力容器各部 位 一次冷却配管 | I.低サイクル疲労 | 3評価 | 健全性評価 | 設計疲労線図および 環境疲労評価手法の 高精度化 | <現状の知見> ・JSME現格(環境疲労評価手法)で環境を考慮した疲労評価手法の改定作業が進められている。 ・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がを起えた例はない。 ・運転期間延長申請を行ったブラントに対しては、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。 <現状の課題> (1) 評価手法の受当性検証 疲労寿命に及ぼす各影響因子の高精度化、応力集中による疲労強度低減係数と平均応力補正の関係の解明、ラチェット疲労や非比例負荷の影響を考 慮ずる必要がある。 (2) 評価手法の高度化・合理化 ・新しい最適疲労曲線の適用範囲も繰返し数(N)が108未満であり、108以上に対する疲労曲線の設定が必要 ・環境効果係数をより合理的に評価する必要がある。 | (1) | ・評価手法の妥当性検証 | 1① | 0 | | | | | | | | | | |
| 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 | 破壞靭性評価 | マスターカーブ法の適 用 | <現状の知見> ・マスターカーブ法は、破壊弱性の不確定性を評価しようとする技術の免囲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KIC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。 ・JEAC4206にマスターカーブ法の破壊弱性評価手法への適用が規定されている。 ・JEAC4206-2016は技術評価が行われたが、エンドースは見送られた。 <ැRC4206-2016は技術評価において指摘された技術課題の中で、マスターカーブ法の導入及び高温予荷重効果に関連して指摘された技術課題につい て現存する材料データの整理・分析や検証事例の整理・分析により説明性の向上、妥当性の確認する必要がある。 | 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 | Ø | | | | | | | | | | |
| 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) | <現状の知見> ・監視試験計画は長期監視試験計画もを含めJEAC4201-2007[2013年追補版]に規定がある。 ・置税調査研問証長の場合には、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JEAC4201-2007[2013年追補版]に規定されている。 ・JEAC4201では監視試験片から小型破壊期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 (Mini-C(T)試験片が先行して規格化)が産業界で進められている。 <双状の課題> (1) 代替試験法の整備 (2) 実機適用に向けた実証(関連課題No.2 マスターカーブ法の適用) | (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 | <現状の知見> ・監視試験計画は長期監視試験計画もを含めJEAC4201-2007[2013年追補版]に規定がある。 ・運転期間延長の場合には、追加監視試験計画もを含めJEAC4201-2007[2013年追補版]に規定されている。 ・運転期間延長の場合には、使用落監視試験計からの再生がJEAC4201-2007[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、HAZIC対する母材の代表性を確認した上で、HAZの再生の省略がJEAC4201-2007[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。 <<切状の課題> (1) 母材代表性に関する知見の拡充 ・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JEAC規定に追加されているが、現状、実施に至っていない。 (参考知見) ・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。 ・高軽年化対策強化基盤登備事業においてHAZの監視試験の要否に係る研究が実施。 | (1) | 母材代表性の妥当性確認 | 23 | © 実機材料等を活用した経 年劣化評価・検証(原子炉 圧力容器の健全性評価研 究)で関連研究実施中 | | | | | | | | | | |
| 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 | <現状の知見> -JEAC4201-2007[2013違補]に規定の能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。 ・JEAC4201-2007[2013違補]に規定の能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。 ・変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能化予測法検討(略称)ET)小委員会」(2017 年度~2019 年度)に て、照射能化メカニズムの専門家との意見交換を実施。 ・ET小委員会では、見画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、照射能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、ET小委員会の成果を踏まえ、能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、「通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) 能化予測式の高度化 3) 長期運転を考慮した場合の適用上限である1.3E20n/cm2超への対応 | (1) | 龍化予測式の妥当性確認 | 1① | 0 | | | | | | | | | | |
| 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 | 破壞攀動 | 高溫予荷重(WPS)効果 | < <現状の知見> ・JEAC4206-2016の技術評価において、国内照射材、クラッド下半楕円欠陥、熱衝撃による温度勾配が生じる状態、2軸応力が負荷される状態でのWPS の適用性について、NRAより課題として挙げられた。 < (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、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 | 23 | ◎ 実機材料等を活用した経 年劣化評価・検証(原子炉 圧力容器の健全性評価研 究)で関連研究実施中 | | | | | | | | | | |

表 3.1.2(3)-1(2/4) 実機材料を活用した安全研究マップ【1】(経年劣化評価)

| | | | | | 課題区分 | | | | 安全性の確保・向上の観点における分類 | | | | |
|-------------|---|-------|--------------|------------|---------|--------------------|-------------------|---|--------------------|--|------------|---|--|
| No. R5違合 | No. BWR 対象システム R5追合 / / 機器名称 経年劣化事象 | | 分響 | | | 連状知見と器構 | | 妥当性確認/検 | /検証 | | | | |
| [#7] | PWR | 胶棚 | | | | 大区分 | 中区分 | | | 解決案 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実機相当材含む) | |
| 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 | <現状の知見> •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。 <pts評価の高度化の観点で、pfmの導入が検討されている。< p=""> <<p><<p><今後の課題> 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。 部価能力の評価条件、標準的入力データに対する確率変数の整備。</p></p></pts評価の高度化の観点で、pfmの導入が検討されている。<> | (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) | 0 | |
| 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 | <現状の知見> ・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、実礎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。 <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、実礎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。 <現状では、原射量減衰の予測式は妥当であると考えられるが、実態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。 <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) 板厚方向中性子束、照射量の減衰評価手法の妥当性確認 | (1) | ・実機板厚方向の照射量分布測定による現行評価の妥当性の確認 | 1① | 0 | |
| 13 | PWR | 原子炉容器 | 炉心領域·胴板 | Ⅱ.中性子照射脆化 | ③評価 | 破壞靭性評価 | 拘束効果 | <取状の知見> ・PTS時の浅い亀製は、拘束が弱いことが知られており、これを考慮することで、評価の緩和が可能と考えられている。 ・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解明されていない。 <現状の課題> (1)2軸応力状態が亀裂の拘束効果や破壊挙動は十分に解明されていないことから知見の拡充が望まれる。 | _ | ・実際の原子炉で想定される2軸応力状態が絶 裂の拘束効果や破壊挙動に関する知見を拡充 する。 (現状の破壊力学に基づく健全性評価方法の保 守性を確認:2 軸方向の力が加わる破壊試験の 破壊挙動と1軸方向の力が加わる一般的な破壊 靭性試験の結果の比較を行うためのデータの) 取得) | 23 | ◎ 実機材料等を活用した経 年劣化評価・検証(原子炉 圧力容器の健全性評価研 究)で関連研究実施中 | |
| 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当度化 | (2) | ・実機RVサポートの材料特性の確認 | 23 | 0 | |
| 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部位の照射能 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、監視試験片カブ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能化学動は十分に解明されていない。 <取りの資源> 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体認 (2) 低中性子束条件における脆化学動の知見の拡充 (3) 現行評価の妥当性の確認 | (3) | ・現行評価の妥当性の確認 | 23 | 0 | |
| 19 | BWR | 炉内横造物 | 炉心シュラウド 等 | III. IASCC | ②予測/③評価 | 亀裂発生評価 | IASCC発生条件の明 確化 | <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起えた場合、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確断するまで引張る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」さい応力を取り込んだIASCC免生評価手法を開発する。 | (1) | 実機材を用いてた妥当性確認 | 1① | o | |

表 3.1.2(3)-1 (3/4) 実機材料を活用した安全研究マップ【1】(経年劣化評価)

| | | | | | | 業量区分 | | | | 安全性の確保・向上の観点における分類 | | | | |
|-------------|---|-------|------------------|------------|------------------------|-----------------|---|--|------------|---|------------|---|--|--|
| No. R5這會 | No. BWR 対象システム R5追合 / / 機器名称 経年劣化事象 | | 经年劣化事象 | 分類 | | | 現状知見と課題 | | 妥当性確認/検 | E | | | | |
| [#6] | PWR | 胶棚 | | | | 大区分 | 中区分 | | 課題 | 解决案 | 研究の 位置付 | 廃炉村活用の有効性 (実機相当村含む) | | |
| 21 | BWR | 炉内構造物 | 炉心シュラウド 等 | III. IASCC | ③評価 | 進展評価 | IASCC進展線図評価 の高度化 | <現状知見> ・2現状知見> ・2現待規格には米国の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。 ・EPFI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 止により成果が継まっていない。 <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)取行のIASCC進展評価線図の検証 ・現行規格の線図及び産業界提案線図、EPFI線図の妥当性の検証 (2) IASCC進展評価線図の高度化 ・データが十分とはいえない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 | (1) | 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 | 23 | 0 | | |
| 24 | BWR | 炉内横造物 | 炉心シュラウド 等 | III. IASCC | ③評価 | 破壊評価 | 破壊靭性評価の高度 化 (破壊靭性値の中性子 照射量依存性) | <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。 - 暗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靭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。 - 企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。 - 企業界提案式は東海第2免電所の40年の高経年化技術評価で使用された実績がある。 < 現代の課題> (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 (3)ステップが設定されているしきい照射量付近における評価式の高度化、妥当性検証 | (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、実機ブ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ブ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 | 。 【本事楽】 朝性低下に関する研究 | | |
| 26 | BWR | 炉内構造物 | 炉心シュラウド 等 | II. IASCC | 建正 | 長期健全性 | 予防保全対策技術の 効果の持続性の検証 | <現状の知見> -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。 -P5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) -ビ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家を行うために重要である。 -ビーニングによる応力改善効果の持続性を明確ではすることは、長期健全性の説明や適切な検査計画や予防保全立家を行うために重要である。 -ビーニングによる応力改善効果の持続性を明確ではない。 > 照射下におけるビーニング加出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ビーニング加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)。 < 現状の課題> (1)実機で長期運転を経た状態におけるビーニング効果が維持性を検証する必要がある。 (2)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。 (3)現行の維持規格では点検頻度の設定にSCC発生特性が未考慮となっており、環境緩和対策や応力改善対策等の対策の実施が点検頻度の設定には 反映されておらず、過度に保守的な設定となっている可能性が高い。 | (1) | ・実機ブラントでビーニング効果が維持されてい ることを検証 | 1① | © 【本事業】 予防保全技術の保守性に 関する研究 (ビーニング工法) | | |
| 28 | PWR | 炉内構造物 | バッフルフォー マポルト等 | II. IASCC | ②予測/③評価 | 発生評価 | IASCC発生条件の明 確化 | く現状の知見> - 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JANSIpの構造物点検評価ガイドライン[パッフルフォーマボルト]、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、パッフ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。 - く現状の課題> (1)パッフ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パッフルフォーマボ 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。 (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。 | (1) | 実機パッフ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 | 0 | | |
| 30 | PWR | 炉内構造物 | バッフルフォー マポルト | II. IASCC | ②予測/③評価 | スウェリング特性の解 明 | スウェリング評価式の 妥当性/高度化 | く現状の知見> ・JANSI炉内構造物点検評価ガイドライン[バッフルフォーマボルト]、JSME離特規格におけるバッフ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フル板の膨張が発生応力の評価に相込まれている。 ・スウェリング評価式は高速増爆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奥炉Zoritaがのバッフル板を用いてスウェリング量が計測されているが、国内ブ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 けるスウェリング撃動に関する知見は十分とは言えない。 ・バッフ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。 く現状の課題> 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)現状評価に用いているスウェリング評価式の妥当性を確認する必要がある。 (3)現行評価式の裏度化 | (1)(2)(3) | ・PWR実機パッフル板、フォーマ板のスウェリン グ量計測 ・PWR実機パッフル板の変形計測 ・スウェリング評価式の高度化 | 23 | 0 | | |

表 3.1.2(3)-1(4/4) 実機材料を活用した安全研究マップ【1】(経年劣化評価)

| | | | | | | 課題 | 区分 | | | 安全性の確保・向上の観点 | における分類 | |
|-------------|-----|---------------|---------------------|---------------------|-----|-------|-------|---|----------|--|------------|---|
| No. R5違合 | BWR | 対象システム | 機器名称 | 经年劣化事象 | 分響 | | | 理状知見と器器 | 妥当性確認/検証 | | | |
| [67] | PWR | 12 1 1 | | | | 大区分 | 中区分 | | | 解決案 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実機相当材含む) |
| 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 | 熱時効評価 | 適用性検証 | <現状の知見> ・現状のPLM評価では原子カブラントメーカがPWR用の開発したH3TモデルのBWR条件(材料、温度)への適用性は、加速熱時効材により確認されてい 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。 ・60年まで評価でH3Tモデルにおいて既にこれ以上能化が進まないとされるsaturation値を用いた保守的な評価を行っても十分に健全性が確保できてい る。 ・各ブラント高経年化技術評価においても60年までの健全性は十分な裕度を持って維持できることが確認されている。 <現状の課題>【R5】 (1)PWR用に原子カブラントメーカが開発した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。 | (1) | ・実機プラント運転履歴を受けた材料を用いた試 験データによる検証 | 1① | (3) 【本事薬】 ステンレス舗製機器の健 全性評価に係る研究(熱 時効) |
| 33 | PWR | 一次冷却系 | 主冷却材配管 (MCP) | Ⅳ. ステンレス鋼鋳 鋼の熱時効 | ③評価 | 熱時効評価 | 適用例拡張 | < 良 > < - < < < < < < < < < < < < < < < < < | (1) | ・実様ブ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 ことが可能 | 1① | 0 |

表 3.1.2(3)-2 実機材料を活用した安全研究マップ【2】(日常保全)

| | | ** | | | | 課題 | | | | 安全性の確保・向上の観点における分類 | | | | | |
|--------------------|-----------------|------------------------------------|----------|--------|-------|-------|------------------------|--|-----|----------------------------------|---------------------------|---|--|--|--|
| No. R5追含 【新】 | BWR | 対象システム ノ 影響 | 機器名称 | 経年劣化事象 | 分類 | + 74 | 中区公 | 現状知見と課題 | | 妥当性 | 確認/検証 | | | | |
| 1412 | | | | | | | | 課題 | 解決案 | 研究の 位置付 | 廃炉材活用の有効性 (実機相当材活用も含む) | | | | |
| 2 | BWR / PWR | 原子炉圧力容器 炉内構造物 原子炉容器 蒸気発生器 | 管台・炉底貫通子 | V. SCC | ④予防保全 | 長期健全性 | 予防保全対 策技術の効 果の検証 | <現状の知見> -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ビーニング工法による予防保全対策が実施されている。 - 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) -ビ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。 -ビーニングによる正都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。 >照射下におけるビ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(常共研)。 >熱時効及び繰り返し荷重条件下におけるビ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)。 < 現状の課題> (1)実機で長期運転を経た状態におけるビーニング効果が維持性を検証する必要がある。 (2)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。 (3)現行の維持規格では点検頻度の設定にSCC発生特性が未考慮となっており、環境緩和対策や応力改善対策等の対策の実施が点検頻度の設定には反映されておらず、過度に保守的な設定となっている可能性が高い。 | (1) | ・実機プラントでビーニング効果が維持さ れていることの検証 | 1① | ◎ 【本事業】 予防保全技術の保守性に関する研究 (ビーニング工法) | | | |

3.2 靭性低下に係る研究

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靭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靭性

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靭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靭性試験データの下限により策定 されている。厳密には実機材と試験炉照射材では照射速度や材料の製造履歴が異なる ことが材料データに影響することが懸念されるため、本研究では実機から採取した材 料に対する破壊靭性試験を行うことにより、実機条件における破壊靭性に関する知見 を取得し、評価式の保守性を確認する。令和5年度は、事業計画に基づき以下の項目に ついて実施した。

(1) 試験体採取工法の工事基本実施計画(案)の策定

令和4年度に検討した試験体採取仕様の詳細に基づき、選定したプラント(中部電力 株式会社 浜岡原子力発電所1号機)を対象に、本研究で使用する試験体採取のための 試験体採取工法に係る工事基本実施計画を検討した。工法は以下に示す2工法を検討 した。

- ・ 炉内機器解体開始前の試験体採取工法の工事基本実施計画
 (炉内機器の撤去工事開始前の事前サンプリング工法)
- ・ 炉内機器解体時の試験体採取工法の工事基本実施計画
 (廃炉工事に同調したサンプリング)

両工法とも、サンプリング対象機器(上部格子板及び炉心シュラウド)より試験体を切 り出して、その試験体から破壊靭性試験片や引張試験片を採取する。これら試験片は 維持規格評価式の保守性を確認する観点で、目標とした照射量相当の運転履歴を受け ている部位から採取するため、試験体の照射量評価の検討が必要である。更に、採取し た試験体は、廃止措置中の発電所から試験研究機関へ輸送することから、放射能量の 評価が必要となる。また、両工法とも、対象機器からの試験体採取に機械的切断等を検 討していること、特に廃炉工事に同調したサンプリング工事では、廃止措置工事で対 象機器を廃棄切断し、原子炉内から取り出して試験体を採取することとなるため、炉 内外の一連の廃棄作業にて試験体の変形や切断による熱影響等で、実機材料の運転履 歴を受けた材料特性の回復といった影響がないようにする必要がある。令和5年度は、 令和4年度の成果を踏まえ検討すべき項目として以下を実施した。

- 放射能測定による試験体照射量評価手法の検証
- 試験体採取工法の材料への影響評価(切断の影響評価)

(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6年度以降の事業計画案を見直した。

3.2.1 試験体採取工法の工事基本実施計画(案)の策定

令和4年度に検討した試験体採取仕様の詳細に基づき、浜岡原子力発電所1号機を 対象に、以下に示す2工法を検討した。

- ・ 炉内機器解体開始前の試験体採取工法の工事基本実施計画
 (炉内機器の撤去工事開始前の事前サンプリング工法)
- ・ 炉内機器解体時の試験体採取工法の工事基本実施計画
 (廃炉工事に同調したサンプリング)

2 工法とも対象機器は、上部格子板と炉心シュラウドを対象とするが、事前サンプリ ング工法の計画検討は、令和5年9月の実機材研究に関する原子力規制庁との意見交 換^[3,2,1,1]を念頭に上部格子板を中心に検討した。この意見交換は、令和5年の原子力エ ネルギー協議会及び中部電力株式会社で行われた。この中で、中部電力株式会社より、 令和5年3月13日にプレスリリース^[3,2,1,2]にて発表したとおり廃止措置第3段階着手 は令和6年度に開始するものの、浜岡原子力発電所1号炉、2号炉のどちらから着手 するか現段階(面談時点)では決まっていないが、1号炉は令和6年度上半期まで燃料ラ ックの解体工事を行っており、上部格子板の採取工事ができるとすれば令和7年度以 降であること、ただし、現時点では廃止措置工程が定まっていないため確かなことは 言えないとの説明があった。今後の廃止措置工程の検討を踏まえてとなるが、「燃料ラ ックの解体工事」後の上部格子板の採取工事の実施は、工法的には事前サンプリング 工法の適用の可能性が高く、同工法の工事基本実施計画の検討は、上部格子板を対象 とした計画の検討を優先的に検討した。

《参考文献》

| [3.2.1-1] | [N-ADRES]実機材研究に関する意見交換 令和5年09月11日 |
|-----------|--|
| | (nra.go.jp)(https://www.da.nra.go.jp/view/NR100101128:閲覧日 |
| | 2024年2月14日) |
| [3.2.1-2] | 浜岡原子力発電所1号原子炉および2号原子炉の廃止措置計画の変 |
| | 更認可申請について ・ ニュース 中部電力 |
| | $(chuden.co.jp) (https://www.chuden.co.jp/publicity/press/1210312_$ |
| | 3273.html:閲覧日 2024 年 2 月 14 日) |

3.2.1.1 機器解体時の試験体採取工法の工事基本実施計画(廃炉工事開始前の事前サンプ リング工法)

浜岡原子力発電所1号機(以下、「H-1」という)の廃炉工事において、原子炉圧力容器 及び原子炉圧力容器内部構造物の解体開始前(以降、機器解体開始前とする)の時点を想 定した上部格子板及び炉心シュラウドからの試験体採取工法の工事基本実施計画をま とめた。工事基本実施計画の検討は以下について実施した。

- 試験体の仕様
 - 1) 試験体の形状及び採取位置
 - 2) 試験体形状·寸法
- (2) 試験体採取方法
 - 1) 試験体採取工法および及び装置計画の概要
 - 2) 試験体採取における実機工事に関する検討
 - 3) 実機施工時の作業手順及び実機工程の検討
 - 4) 試験体の収納、輸送方法の設定
 - 5) 工事体制及び現地体制
- (3) 実工事に向けたロードマップの検討

以上の検討のうち、3.2.1 に示すように、工法的には事前サンプリング工法の適用は 上部格子板の可能性が高く、同工法の工事基本実施計画の検討のうち、上記に示す「試 験体採取方法」の検討の2)から5)は上部格子板を対象として実施した。

(1) 試験体の仕様

1) 試験体の形状及び採取位置

上部格子板及び炉心シュラウドからの試験体採取工法の工事基本実施計画を検討す るにあたり、令和4年度までの研究成果を踏まえ、実機での施工性を考慮し、試験体の 形状及び採取位置の詳細を検討した。

① 試験体採取の要件

H-1 において試験体採取し、照射後試験施設で加工・試験を実施するための要件を 整理した。

試験体を採取するために必要な要件は以下である。

- ・ 照射後試験施設に輸送可能な形状・寸法であること
- ・ 靭性低下の保守性評価に適した中性子照射量であること
- 試験片の採取に対して十分な試験体形状・寸法であること
 これらの要件について検討を行った。
- 2 照射後試験施設に輸送可能な形状・寸法

核燃料汚染物を輸送するための規制条件を図 3.2.1.1(1)-1 に示す。B 型輸送物は寸法・形状の制約が少ないが、個別に許認可を得る必要があり、令和4年度までの検討の

結果、その実現は困難であるとした。そのため、今回の検討では、過去に多数の輸送実 績がある A 型輸送物とする方針とした。A 型輸送物に対しては以下の対応が必要であ る。

a) 関係法令遵守のための対応

試験体の輸送にあたっては、以下の関連法令の最新改訂版(又は最新制定版)を遵守す る必要がある。

【法律】

- 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(通称「原子炉等規制法」)
- · 道路交通法
- 原子力損害賠償補償契約に関する法律
- 原子力損害の賠償に関する法律

【府省令】

- ・ 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則
- · 核燃料物質等車両運搬規則
- 核燃料物質等の事業所外運搬に係る危険時における措置に関する規則
- ・ 道路交通法施行令等 道路交通法の関連省令

【告示】

- 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準にかかる
 細目等を定める告示
- 核燃料物質等車両運搬規則の細目を定める告示
- · 道路交通法施工規則等 道路交通法の関連規則

【ガイドライン等】

- 国土交通省物流・自動車局及び警察当局等の指示並びに指導
- ・ 文部科学省 科学技術・学術政策局の指示及び指導
- ・ 原子力事業者等による核燃料物質等の輸送中の安全確保について(電気事業連合 会ガイドライン)
- b) 試験体の放射能量

試験体の輸送にあたっては、法律で定められた放射能基準値(A2値*)を満足する必要 がある。令和4年度^[3.2.1.1(1)-4]に、上部格子板を令和8年度(2026年度)に輸送する場合 は 225×50×実厚(mm)の試験体寸法となること、炉心シュラウドを 2027年度に輸送 する場合は φ 100×実厚(mm)と評価した。

*:A2值

「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則第三条等の規定に 基づく核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る 細目等を定める告示」に規定される放射性輸送物の種類の区分を示す数値であり、核 種ごとに数量が定められている。このうち A2 値は「特別型核燃料物質等以外の核燃料

物質等である場合の数値」である。

c) 輸送容器の表面線量

炉内から採取した試験体は照射後試験施設所有のA型輸送容器認証済み「A型輸送物の輸送容器(以下、「輸送容器」という)に収納して輸送する。容器は搬出前に容器外表面をスミヤ測定し、表面密度が輸送基準値以下であることを確認した後に、管理区域からの搬出と輸送を実施する。以下に試験体を収納した輸送容器が満たすべき条件を示す。

【A 型輸送物の線量】

- ・輸送物(輸送容器)表面の線量当量率:2mSv/h以下
- ・輸送物(輸送容器)表面から 1m の線量当量率: 100 µ Sv/h 以下
- 【A型輸送物の表面汚染密度の基準】
- ・β、γ線: 4.0 Bq/cm²以下
- ・ α線 : 0.4 Bq/cm² 以下・国内での放射性輸送物の輸送手続きの助成実績(輸送計画
 書,輸送物適合書等上端から下端にわたって縦長の試験体)

以上をまとめて表 3.2.1.1(1)-1 に示す。過去の輸送実績において A₂ 値を満足する試 験体を輸送する際に容器の表面線量が問題となった例はなく、実質は輸送予定の寸法 の試験体の想定放射能量を評価しておき、この値が A₂ 値以下であることを確認してお けば問題ないと考えられる。

③ 靭性低下の保守性評価に適した中性子照射量

令和4年度に、図 3.2.1.1(1)-2 に示すように靭性低下の保守性評価に適した中性子照 射量として以下を設定した。

- 照射量領域 I
 JSME 維持規格において 165 MPa√m の破壊靭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。
- 照射量領域Ⅱ
 JSME 維持規格において 165 MPa√m の破壊靭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。
- ・ 照射量領域Ⅲ(1 dpa 以上)
 JSME 維持規格において 43.2 MPa√m の破壊靭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(2~3 dpa)
 JSME 維持規格における 43.2 MPa√m 相当の破壊靭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(~5dpa) 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。

2) 試験体形状 寸法

① 採取する試験片の種類

上部格子板の中性子照射によるオーステナイト系ステンレス鋼の靭性低下の評価に 必要な試験片の種類についての考え方を以下に示す。

● 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 ^[3.2.1.1(1)-1]のある、長さ 44mm、厚さ 2mm の薄板の引張試験片(図 3.2.1.1(1)-3)と する。

● 破壞靭性試験片

これまでの照射材試験で使用実績が多く、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年度の検討結果^[3,2,1,1(1)-2]より、上部格子板より採取する試験片サイズは0.5T-C(T)試験片を基本とする。ただし、上部格子板より採取する C(T)試験片の厚さは上部格子板の実厚とする。

上部格子板試験体形状及び寸法設定の考え方

上部格子板より採取する試験体の形状及び寸法について以下に示す3ケースを検討した。

a) 水平方向に試験体を採取するケース

令和4年度まで検討した試験体の基本形である。図 3.2.1.1(1)-4^[3,2,1,1(1)-4]に上部格子 板より全厚の試験体を採取することを想定したときの輸送可能な試験体面積を評価し た結果を示す。上部格子板中央最下端の放射能を想定すると、令和8年度(2026年度) には実厚で面積 13000mm²までの試験体が輸送可能となる。この面積を基に引張試験 片及び 0.5T⁻C(T)試験片の寸法を考慮して試験体形状を検討した結果、高さ 50mm、幅 255mm、全厚の試験体形状となった。これを高さ方向の放射能分布を考慮せずに中性 子照射量域ごとに試験体を配置したのが図 3.2.1.1(1)-4 に示すケースである。一体の試 験体から同一照射量の試験片が複数採取できるのに対し、試験体を採取した時点で試 験片の照射量が確定するため、想定した照射量どおりの試験片が採取できない可能性 がある。

b) 減衰を考慮して水平方向に試験体を採取するケース

上部格子板から水平方向に試験体を採取するケース a)に高さ方向の放射能減衰を加 味したケースである。上部格子板では高さ方向で照射量が減衰し、これに伴い放射能 も減少する。従って、A型輸送物を想定した場合採取位置が上部格子板上端に近づく とともに試験体の寸法も大きくできることになる。これを考慮したのが図 3.2.1.1(1)-5 に示すケースである。最下端では高さ 50mm だった試験体が上端では 75~100mm ま

で大型化できる。これにより、照射量を考慮した試験片採取位置の調整がある程度可 能となる。

c) 上部格子板全高にわたって試験体を採取するケース

上部格子板の上端から下端にわたって縦長の試験体を採取するケースである。その イメージを図 3.2.1.1(1)・6 に示す。試験体幅の設定については以降に説明する。このケ ースでは幅方向の寸法の制約より一体の試験体から同一照射量の試験片を複数採取す ることが困難となるが、一体の試験体で複数の中性子照射量域の試験片を採取するこ とにより破壊靭性値の照射量依存性を把握できる利点がある。試験の繰り返し数は複 数の試験体を採取することで対応する。試験体の幅については、試験体の放射能が A2 値を満足し、かつ最低 1 ケの試験体が加工できる寸法となるように設定する必要があ る。また、a)及び b)のケースでは矩形に切断するために途中で試験片の向きを変える 必要があるが、このケースでは直線的に2回切断することで試験体を採取できるため、 切断工程を単純化できることもメリットとして挙げられる。

これらの 3 ケースより、試験計画に応じて試験体数を設定できることや発電所での 切断工程を短縮できることから、ケース c)について詳細に検討を行った。

d) A 型輸送物を想定した試験体幅の設定

上部格子板下端付近の単位面積当たりの放射能量は比較的大きく、上部格子板上端 に近づくに従い、放射能量は徐々に低減する。放射能量に寄与する核種は中性子によ り生成されることを考慮し、高速中性子束解析で得られた中性子束と放射化放射能量 の炉心中心軸からの減衰の勾配は同等であると考え、上部格子板より採取可能な試験 体の幅を検討した。

i) 炉内照射量評価結果を基にした放射能量の高さ方向の勾配評価

図 3.2.1.1(1)-7 に試験体放射能量導出の考え方を示す。上部格子板の高さに対して中 性子照射量(dpa;対数表記)に直線的な減少傾向がみられた。そこで、照射量(dpa)と高 さの関係を対数近似して、傾きを算出した式が式 3.2.1.1(1)-1、及び式 3.2.1.1(1)-2 で ある。

| 高さ(cm)= -13.75×log(dpa)+定数 | (3.2.1.1(1)-1) |
|---|----------------|
| $\log(dpa) = -\frac{1}{1375} × (高さ)+定数$ | (3.2.1.1(1)-2) |

A2 値の評価に寄与する代表的な核種の生成経路は中性子による反応であり、中性子 照射量(又は中性子束)と放射化放射能量の傾きは同等であることを前提とした場合、放 射化放射能量と高さの関係性は以下であると考えられる。

log(放射化放射能量)=
$$-\frac{1}{13.75}$$
×(高さ)+定数 (3.2.1.1(1)-3)

想定される放射化放射能量を基に、式 3.2.1.1(1)-3 をフィッティングした場合、上部 格子板の高さと放射能量の関係性として、以下の式が得られる。

放射化放射能量= $9.04 \times 10^{57} \times e^{-0.073(\bar{a}^{\circ})}$ (3.2.1.1(1)-4)

なお、厳密には上部格子板の放射能量は材料が中性子等の影響を受けて放射化する ことにより生じる放射化放射能量と、表面に付着した汚染物等から発生する付着放射 能量の和で求められる。ここでは、付着放射能量が放射能量に及ぼす影響が小さいと みなして上部格子板の試験体幅を検討した。

ii) A 型輸送可能な試験体面積評価及び試験体幅の設定

式 3.2.1.1(1)-4 を基に、上部格子板のそれぞれの高さにおける放射化放射能量を求めた上で上部格子板から垂直に 330mm 高さの試験体を切り出す際の面積を導出し、試験体全体の放射能量の合計値を算出した。

この時、放射能量の合計値が A2 値を下回る場合の、最大の試験体幅を確認したところ、80mm が最大の試験体幅となることを確認した。

図 3.2.1.1(1)-6 に、式 3.2.1.1(1)-4 を基に、上部格子板より垂直方向に試験体を採取 する案を示す。垂直方向に採取する場合は、最大で 80×330 mm²の試験体採取が可能 である。

iii) 試験片の加工を想定した試験体幅の設定

次に、試験片を基準とした試験体採取寸法の観点から、必要となる試験体幅の整理 を実施した。図 3.2.1.1(1)-8 に、試験片寸法に基づく必要な試験体幅について示す。試 験体高さは上部格子板の全高である 330mm、実厚は約 9mm であることを前提に、試 験体幅を整理した場合、試験体幅設定時の必要条件となる引張試験片の長手方向の寸 法:44mm に基づき、最小の試験体幅を設定した。この場合、試験片同士の間隔を仮 に 2mm、試験体の加工影響を考慮し、端部から試験片までを 5mm の間隔が必要であ ると想定した場合、試験体幅は 54mm 必要であることとなる。なお、想定した 5mm という値は後述する切断影響の評価結果とも整合した。

今後の輸送及び照射後試験の成立には、輸送可能な寸法≧試験片採取に必要な寸法 の関係が必須条件であり、現状の評価ではそれを満たしていることを確認した。但し、 試験片の採取では発電所での工事の成立性を最優先する必要がある。今後工事計画の 具体化に合わせて試験体形状及び寸法の検討も進めていく。

③ 炉心シュラウド試験体形状及び寸法設定の考え方

炉心シュラウドからの試験体採取寸法に関しては、令和3年度の検討結果^[3,2,1,1(1)·2] に基づき、図 3.2.1.1(1)·9 に示すように、試験体サイズはφ100 mm の円柱形状、又は 100×100mm の角柱形状とする。 破壊靭性試験片として 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)。

破壊靭性試験片として 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。

④ 試験体採取位置の設定

a) 上部格子板からの採取位置の設定

i) 中性子照射分布に基づく整理

二次元 SN 法輸送計算コード DORT(DOORS3.2a 版)を用いて照射量分布を評価した。ここで、周方向断面(R-@体系)は炉心の対称性より 1/8 炉心のモデルとするため、45°単位で線対称となるようモデル化している。

従って、図 3.2.1.1(1)-10 に示すように解析上、0~45°90~135°、180~225°、 270~315°の範囲(図中に青で示す範囲)は同等の照射量分布となり、45~90°、135~ 180°、225~270°、315~0°(図中に緑で示す範囲)は青で示した領域と線対称の照射 量分布となる。なお、この照射量分布の傾向は炉心シュラウドも同様である。

上部格子板は炉心直上に位置する構造物である。そのため、高さ方向には急峻な中 性子照射量の分布があるが、炉心中央付近においては径方向では緩やかな分布となる。 中性子照射の周方向分布は、主に、評価対象位置と燃料の間に存在する中性子が水を 通過することによる減衰の効果により現れる。厳密には周方向の中性子照射量の分布 が考えられるが、上部格子板と燃料との間の水を通過する中性子は周方向ではほぼ変 化が無いため、周方向分布は考慮しない。この結果に基づき、上部格子板下端の中性子 照射量を模式的に示したのが図 3.2.1.1(1)-11 である。上部格子板下端における高速中 性子束は中心から2セル目まではほぼ均一で約5dpaであり、その後径方向で減少し3 セル目で約4dpa、4セル目で3dpaになる。なお、ここでいう「セル」とは、上部格 子板における格子 1 個(燃料集合体 4 式装荷)の領域を指す。炉心中心軸上における上 部格子板の高さ方向の中性子照射量分布を図 3.2.1.1(1)-12 に示す。上部格子板下端で 約5dpa となり、炉心から高さ方向に遠ざかるにつれて指数的に減少する。これらの結 果より、炉心中心直上から2 セルの範囲で下端の中性子照射量が5dpa となる試験体 が採取できると考えられる。

ii) 上部格子板の構造に基づく整理

上部格子板の格子部は、上側格子板と下側格子板に分けられる。上側格子板/下側格 子板は複数のスリットの組合せにより格子形状を構成している構造物である。スリッ トを組み合わせた部分は溶接されておらず、格子が上部格子板リム胴にボルトで固定 される構造である。したがって、格子1枚のみを想定する場合、格子はリム胴からの 両端支持となっている。ここで、実機の上部格子板のセルの内1辺を試験体採取のた め切断したと想定する。下側格子板については、試験体を2個1枚の板から切断する と、切断した間の下側格子板を支持する構造物がなくなるため、炉内へ落下する(図 3.2.1.1(1)-13参照)。一方、上側格子板については、試験体を2個以上1枚の板から切 断しても、下側格子板に支えられるため、落下することは無いことから、1枚の格子板 から複数の試験体を採取する必要がある場合は、上側格子板からの試験体採取が必要 となる。

なお、切断後に炉内に残った上部格子板については、局所的には片持ち梁構造となるが、1 セルのうち 1 辺が切断されたとしても、上部格子板全体としての形状が保持 されるため、強度上の懸念は無い。

iii) 上部格子板からの試験体採取位置の整理

前項までの条件を整理すると、上部格子板からの試験体採取にあたっての条件は以下と整理される。

- ・ ターゲット照射量を可能な限り高く設定するためには、炉心中心から2セル以内 からの採取が望ましい。
- 周方向の中性子照射量は代表1方位の評価で対応する。
- 上側格子板は1枚の板から複数の試験体を採取することは可能だが、下側格子板は採取された間の下側格子板が落下するため、複数の試験体を採取することができない。

これらの整理に基づき、以下の試験体採取の検討を実施した。照射量を同位置とす ることを前提に、高照射領域に対して等価のセルから試験体を4体採取することを計 画した例を図 3.2.1.1(1)-14 に検討案を示す。本案は一つのセルから一体の試験体を採 取する案だが、来年度以降一つのセルから複数のセルを採取する案も検討する。

b) 炉心シュラウドからの採取位置の設定

炉心シュラウドの試験体採取位置については、周方向照射量分布を踏まえて令和4 年度に評価を行った^[3,2,1,1(1)-4]。その結果を再整理して 1/8 周の展開図として示したの が図 3.2.1.1(1)-15(a)である。炉心シュラウドは円筒形であるが、中性子照射の源とな る核燃料は矩形を組み合わせた配置でシュラウド内面に挿入されるため、炉心シュラ ウドに対して遠近が生じる。その結果、核燃料との距離が近いほど冷却水による中性 子の減衰が少なくなり、照射量は増加する。これにより生じる周方向の照射量分布を 活用し、異なる目標照射量域の試験体を採取する案を策定した。この図の採取位置を 炉心シュラウド全周に展開し、俯瞰して示したのが図 3.2.1.1(1)-15(b)である。炉心の 対称性から複数の採取位置があることが分かる。一方で、炉内には様々な機器や配管 が配置されている。図 3.2.1.1(1)-16 に炉心シュラウドから採取する試験体の形状及び 寸法案を示す。炉心シュラウドからの事前サンプリングにおいては試験体の形状や寸 法だけではなく機器や配管の干渉を想定した採取位置や採取工法の検討を行う必要が

ある。また、実機試験体を採取した後の照射後試験においても、遠隔操作による工数の 増加や照射後試験施設におけるホットセルの数及び照射材保管庫受け入れ容量などの 制約があり、上部格子板と炉心シュラウドの実機材試験を並行して実施することは現 実的ではない。そのため、事前サンプリングでの採取に課題がある炉心シュラウドは 同調あるいは事後サンプリングで試験体を採取することを視野にいれ、事前サンプリ ングは上部格子板を優先することを想定して、次項(2)試験体採取方法の検討では、上 部格子板を重点的に検討した。

<参考文献>

- [3.2.1.1(1)-1] 独立行政法人 原子力安全基盤機構,平成19年度照射誘起応力腐 食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書,08基材報-0009,平成20 年7月.
- [3.2.1.1(1)・2] 原子力施設等防災対策等委託費(実機材料等を活用した経年劣化評価・検証(実機材料を活用した健全性評価に係る研究))令和2年度原子力規制庁委託成果報告書、2021年4月
- [3.2.1.1(1)-3] 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).
- [3.2.1.1(1)・4] 原子力施設等防災対策等委託費(実機材料等を活用した経年劣化評価・検証(実機材料を活用した健全性評価に係る研究))令和4年度原子力規制庁委託成果報告書、2023年4月

| | | | | リスク評価 | | | | |
|------|----------|----------------|-------|--------|---------|--|--|--|
| | 項目 | 制約条件 | 対応 | 制約条件から | リマカの対応 | | | |
| | | | | の逸脱リスク | リベクの対応 | | | |
| 試験体の | 放射能濃度 | A2 値以下で | 事前に試験 | 試験体寸法が | 試験体寸法の | | | |
| | | あること | 体の放射能 | 予定より大き | 確実な遵守 | | | |
| | | | 濃度を評価 | くなる | | | | |
| 輸送容 | 輸送容器表面 | 2 mSv/h 以 | 現地で測定 | 高い測定値と | 拭取りによる | | | |
| 器の表 | の線量当量率 | 下であるこ | | なる | 洗浄(除染)及 | | | |
| 面線量 | | と | | | び鉛マットに | | | |
| | 輸送容器表面 | 100 μ Sv/h | | | よる追加遮蔽 | | | |
| | から 1m の線 | 以下である | | | | | | |
| | 量当量率 | こと | | | | | | |

表 3.2.1.1(1)-1 A 型輸送物として適合させるための対応事項



図 3. 2. 1. 1 (1) -1 核燃料輸送物の定義^[3.2.1.1(1)-2]



図3.2.1.1(1)-2 本研究におけるターゲット照射量の案^[3.2.1.1(1)-2]



(単位:mm)

図 3.2.1.1(1)-3 引張試験片^[3.2.1.1(1)-1]





図 3.2.1.1(1)-4 上部格子板から水平方向に試験体を採取するケース^[3.2.1.1(1)-4]







上部格子板上端



図 3.2.1.1(1)-6 上部格子板全高にわたって試験体を採取するケース



図 3.2.1.1(1)-7 試験体放射能量導出の考え方



図 3.2.1.1(1)-8 試験片寸法に基づく必要な試験体幅(垂直方向)

注:試験体幅試験片と試験体の端部の間隔を5mm確保することを想定した場合



A-A断面







図 3.2.1.1(1)-9(1/2) 炉心シュラウド試験体からの試験片基本採取案^[3.2.1.1(1)-2]



A-Ad/I La





(d) 角柱形状、1T-C(T)試験片の場合

図 3. 2. 1. 1(1)-9(2/2) 炉心シュラウド試験体からの試験片基本採取案^[3.2.1.1(1)-2]



図 3.2.1.1(1)-10 照射量解析での周方向モデル



図 3.2.1.1(1)-11 上部格子板の中性子束分布イメージ図(上部格子板下端)



図 3.2.1.1(1)-12 上部格子板の中性子束分布イメージ図(中心軸)



図 3.2.1.1(1)-13 下側格子板から複数の試験体を採取した場合の状況



図 3.2.1.1(1)-14 上部格子板試験体採取箇所(4体採取)



(a) 中性子照射量(相対値)の周方向分布と目標照射量域の対応(1/8 展開図)



(b) 周方向分布と目標照射量域の対応(俯瞰図)

図 3.2.1.1(1)-15 炉心シュラウドにおける周方向照射量分布



図 3.2.1.1(1)-16 炉心シュラウド試験体からの試験片基本採取案

(2) 試験体採取方法

1) 試験体採取工法及び装置計画の概要

【上部格子板】

上部格子板からの試験体採取に向けての検討として、切断工法、切断加工装置等の コンセプト、設計条件、装置概要、採取工事のプロセスの検討を実施した。

切断工法の比較

過去の試験体採取工事では、試験体採取後の構造物の健全性維持のために加工後の 部材性状や寸法精度の担保が求められていたことや、炉内構造物との干渉回避のため に加工ユニットの外径寸法に対する制約が厳しいこと、並びに加工時の反力受けの設 置が困難であったことから、切断工法として、加工ユニット等がコンパクトに設計で き、把持や対象物への吸着といった反力が不要な放電加工(以下、EDM: Electrical Discharge Machining)が代表的な加工工法として適用されてきた。しかし、従来炉内 から採取されてきたサンプル(数 10mm)に比べ、100mm 以上の大型の試験体を採取す ることとなる場合、専用の電源盤や電極の開発等の技術的な困難度が大きいことや、 水質による加工時間のバラつき、長時間化等の課題もある。

今回の試験体採取対象である上部格子板は、原子炉内ではあるものの上部格子板よ り上方には炉内構造物がなく、オペフロから装置をアクセスする上で干渉物がないこ とや、開口部(格子サイズ)も約 300mm×300mm と過去の試験体採取対象部と比較す ると大きいこと、単純形状であること、対象が板厚 9.1mm の平板であること、並びに 本試験体採取は廃炉工事の一環であり構造物としての健全性の維持が不要であること を踏まえて、EDM 以外の加工工法についても比較を行った。検討を行った各工法と今 回の切断環境を考慮した際のメリット・デメリットの比較結果を表 3.2.1.1(2)-1 に示 す。

検討の結果、今回の試験体採取においては廃炉プラントが対象であることと上部格 子板というアクセス性の良さを前提とすると、加工時間の短縮や切断装置自体の構成 の簡素化が可能であることから、工具を用いた切削加工が適していると判断した。

上述の評価の結果、工具での切削加工が適していると判断したが、工具は複数種類 あることから、適用性の検討を実施した。検討結果を表 3.2.1.1(2)-2 に示す。検討の結 果、切削加工に用いる工具としては、以下の比較検討の結果、ディスクソーが適してい ると判断し、ディスクソーを用いた切断装置の検討を実施することとした。

② 切断加工装置及び試験体回収装置のコンセプト

ディスクソーを用いた切削加工を上部格子板に適用するにあたり、必要な駆動軸は 以下の2軸となる。

- ・ ディスクソーの回転軸
- ディスクソーを加工対象の上から下まで貫通するための送り軸
 加工時はこの2つの駆動軸は同時に駆動可能とする必要がある。その他、装置の固

3.2.1.1(2)-1
定も遠隔で実施する必要があるため、装置には加工以外の遠隔操作軸も考慮する必要 がある。上部格子板の切断イメージを図 3.2.1.1(2)-1 に示す。

また、上述した切断加工の方針に基づき切断した上部格子板を回収する機構を有す る必要がある。ここでは、上部格子板の格子サイズ(約 300×300)を踏まえ、試験体切 断装置と試験体回収装置を分類し、各々の設計条件、装置の概要を検討することとし た。

切断装置の設計条件、装置概要

切断装置に要求される設計条件として、以下を考慮する。

- a) 1 枚の格子板から切り出す試験体のサイズは実厚×幅 54 mm×長さ 330mm(=格 子板高さ)の短冊板形状とする。
- b) ディスクソーとその回転機構及び送り機構(上下駆動軸)を含む加工ユニット(前頁 記載の範囲)は上部格子板の格子サイズ(約 300 mm×300 mm)以下の寸法とする。
- c) 加工中は、加工ユニットが振動することが想定されるため、その振動により切断 位置が上下にずれないように抑制する力又は荷重を加える。
- d) 同じく加工ユニットの振動により切断位置が前後/左右にずれないようにするため、加工ユニットを搭載した筐体を上部格子板に対して固定する機構を設ける。
- e) ディスクソーの前後及び左右の位置決めは、d)の固定機構のストローク量で決定 するものとし、決定した切断位置に予め設定しておくものとする。
- f) 短冊状に試験体を切出すためには2本の切断を行う必要がある。1箇所切断が終わった後、次の切断位置への移動は、切断面に正対して左又は右に、切断幅に応じて決まった量だけ水平移動が可能な移動機構を設ける。ただし、①の試験体サイズの幅が大きくなった場合、又は1つの格子内で必要な水平移動量を確保する設計が成立しない場合には、切断位置に対して正対する位置に切断装置を入れ替えて2箇所目の切断を行う。
- g) 各軸の駆動源のうち切断に必要な2軸に関しては、システム全体が簡素化できる ため電動モータの採用を検討する。その他、装置の固定及び位置決めの機構には エアシリンダを採用するものとする。
- h) 切断装置は上部格子板への設置を容易にするため、下端に挿入ガイドを設ける。
- i) 切断対象である上部格子板の材質、板厚を考慮したディスクソーの選定及び切断 条件は、工具メーカの推奨条件を初期条件として設定し、設計を行う。ただし、⑤ 項に示す切断検証試験において変更が必要となった場合には、装置設計にフィー ドバックするものとする。

<切断条件>

ディスクソー仕様 : 外径 φ 250 mm、厚さ 2.0 mm、刃数 160p

切断仕様: 回転速度 25rpm、送り速度 120 mm/min

以上の条件を反映して検討した切断装置の概略計画図を図 3.2.1.1(2)・2 に示す。な

お、装置の各機構に関する説明は図中に記載する。図 3.2.1.1(2)-2 に示した切断装置を 上部格子板に設置する状況を図 3.2.1.1(2)-3 に示す。

④ 試験体回収装置の設計条件、装置概要

上部格子板からの試験体採取において、切断装置の他に炉内に設置が必要な装置と して試験体を回収するための装置を検討する。回収装置に要求される機能及び設計条 件を以下に示す。

- a) 回収装置も切断装置同様、上部格子板の1つの格子から設置が可能なサイズとす る必要がある。
- b) 回収は切断した試験体が落下したものを受ける方法もあるが、炉内からドライヤ・ セパレータプール(以下、「DSP」という)等で別の容器に移すためには別に把持す る治具が必要になることから、今回は切断前から切断される部位を把持しておき、 切断後は装置回収と同時に試験体が回収できる装置を検討する。
- c) 試験体を把持する機構には上下にエアシリンダを配置し、上下それぞれから挟み込む方式とする。把持部は格子板内側を通過可能な寸法とする必要がある一方、 挟み込むためには切断対象となる格子板上部まで突き出す必要があるため、把持機構そのものを前方へ移動させる機構が必要である。
- d) 上下に挟みこむことで把持は可能だが、切断中には試験体(格子板)が振動すること が想定されるため、把持機構を固定する機構(押付け機構)も合わせて設ける。押付 け機構も、把持機構同様エアシリンダを用いる計画である。
- e) 切断した試験体は d)記載の機構により把持した状態を維持したまま押付け機構を 解除することで、回収装置内部に引き込むことができるため、回収装置引上げ中 に万が一試験体のバランスが崩れて落下した場合にも炉内への落下を防ぐことが できる。なお、現時点では DSP 等に設置した比較的大きな容器内に回収した試験 体を入れるところまでを一連の作業範囲として検討しているが、回収した装置を 更に細断する あるいは 指定の容器に指定の姿勢で入れる等の要求がある場合に は、回収機構に更なる機能を追加するか、別装置による試験体の取り扱いを検討 する。
- f) 回収装置も切断装置同様、上部格子板への設置を容易にするため、装置下端に挿 入ガイドを設ける。

以上の条件を反映して検討して概略設計を行った試験体回収装置を図 3.2.1.1(2)-4 に、③項記載の切断装置と組み合わせて切断を行う際のイメージを図 3.2.1.1(2)-5 に示 す。

⑤ 試験体採取工事のプロセス

本項では、上部格子板に試験体切断装置及び試験体採取装置を設置した後の一連の 工事作業のプロセスを以下、図 3.2.1.1(2)-6 に記載する。当該箇所からの試験体採取の 完了後、次の試験体採取箇所へ試験体切断装置及び試験体回収装置設置し、図中①~ 12の作業を実施する。

上部格子板からの試験体採取においては、上述の通り、試験体切断装置及び試験体 採取装置を用いることにより1つのセルから試験体を採取・回収できる工法を立案で きた。一方で、1つのセルから試験体を複数採取するためには、加工ユニットを小型化 して格子内での可動域を大きくする必要がある。令和4年度の検討において、工法の 適用性については見通しが得られたことから、切断可能な裕度を見極める検証を行い 小型化が可能か検討することも今後の検討項目とする。なお、装置の小型化が難しい 場合には、代替案として例えば切断装置を対面側に設置することで同等の切断が可能 か等についても検討を行い、1つのセルから複数の試験体を採取可能な工法を立案す る。

【炉心シュラウド】

- a) 切断した試験体がシュラウド外側に落下しないよう、外側から当該部を押さえて 加工工具内(円筒状の工具内側)又は加工ユニット内部で試験体を受けられる構 造とする。試験体落下のリスクが考えられる場合には、落下防止治具の事前設置 や切断後の回収治具を検討する。
- b) アクセスユニット、加工ユニットを別の格子からアクセスさせるため、加工部近傍の外部カメラでの監視が難しい可能性もあるため、加工ユニットには必要に応じて加工状態監視カメラを設置することを検討する。
- c) DM 時は発生するスワーフを、切削加工時には排出される切粉を回収する治具を 別途検討する。

2) 試験体採取における実機工事に関する検討

現地工事における機器構成及び全体配置案は上部格子板の実施工を念頭に検討した。 上部格子板の実機施工においては、今回の検討において計画した切断装置と回収装置 の他に切断装置制御盤、エアシリンダの操作盤等の切断作業に必要な機器、回収した 試験体を一時保管する保管容器、作業中の炉内監視を行う機材、万が一装置故障が発 生した場合に備えての動作確認用機材等の準備が必要となる。

実機施工における主な機器構成(系統図)及び機材の全体配置計画案を図 3.2.1.1(2)-7に、治工具を含む実施工時に必要な機材リストを表 3.2.1.1(2)-3に示す。なお、機材の配置については現場の状況や他作業との干渉等に応じて、適宜計画の見直しをする可能性がある。

3) 実機施工時の作業手順及び実機工程の検討

本項では、上部格子板を例に実機施工時の作業手順及び実機工程(案)を記載する。実 機施工時の作業として、機材準備・試験体採取・機材片付及び機材搬出までの一連の作 業手順を図 3.2.1.1(2)-8 に示す。また、オペフロのレイダウンの計画を図 3.2.1.1(2)-9 に示す

4) 試験体の収納、輸送方法の設定

炉内から採取した試験体(上部格子板、あるいは炉心シュラウド)は、輸送までの間、 試験体保管容器に収納し、水遮蔽を活用して水中にて保管する。保管試験体のA型輸 送用輸送容器への試験体収納手順を以下に示す。輸送容器は水中に浸漬しないため、 基本的には輸送容器外表面は汚染しない。

- 1. 輸送容器を吊り上げ、試験体が保管されているプール水上面に移動する。
- 2. 底部のシャッターを開口し、輸送容器専用バスケットを水中に下降する。
- 3. 輸送容器専用バスケットに試験体が保管された容器をそのまま収納する。
- 4. 輸送容器専用バスケットを上昇させ、輸送容器内に引き入れる。
- 5. 底部のシャッターを閉止する。

上記の通り、輸送容器は、水中で保管された容器を、輸送容器専用バスケット内に収 納した上で、輸送容器に収納する。なお、容器は搬出前に容器外表面をスミヤ測定し、 表面密度が輸送基準値以下であることを確認した後に、管理区域からの搬出と輸送を 実施する。

輸送実施にあたっては、事前に輸送計画書、防護計画書(輸送計画書と防護計画書を 兼用する場合がある)を作成する。なお、電力殿により、必要となる計画書が異なる場 合は、輸送に必要な書類を事前に作成するものとする。

また、輸送に先立ち、原子力損害賠償補償契約(文部科学省所管)及び原子力輸送賠償 責任保険(日本原子力保険プール所管)を付保した上で輸送を実施するものとする。

5) 工事体制及び現地体制

工事は原子力規制庁、並びに研究受託機関が事業者と連携して実施する。図 3.2.1.1(2)-8 に示した作業手順で本工事を実施するとした場合の現地(サイト)の工事実 施側の体制の例を図 3.2.1.1(2)-10 に示す。

| 工法 | 概要 | メリット | デメリット | 評価 |
|---------|--------------------|--------------------|-------------------|-------------|
| | 切断対象部の金属と電極の隙間に放 | ・加工精度が良い。 | ・加工時間が長い。 | 0 |
| | 電することで、発生する熱で金属を溶 | ・対象面に非接触のため、表面状態の影 | ・専用の電源盤や電極が必要であり、 | |
| | かして切断する。 | 響を受けにくい。 | 比較的コストがかかる。 | |
| EDM | | ・加工時の反力受が不要。 | | |
| | | ・水中での適用可、実績も多数有り。 | | |
| | | ・他の熱的切断方法と比較して、入熱量 | | |
| | | が少なく熱影響が軽微 | | |
| | 20000℃以上の高温に加熱されたイ | ・厚板でも加工可能。 | ・気中でないとガス噴射できないた | × |
| プラズマ切断 | オン化ガスを噴射し、熱で金属を溶か | | め、高性能のシールド機能が必要で、 | |
| | して切断する。 | | 水中適用は現実的ではない。 | |
| | 集光したレーザを対象部に直接照射 | ・切断速度が早い。 | ・レーザ発振器及び伝送系機器等、機 | \triangle |
| レーザ切断 | し、熱で溶融した金属を溶かしアシス | ・切断面が比較的綺麗になる。 | 器構成が大がかりかつ複雑。 | |
| | トガスで吹き飛ばして切断する。 | ・水中での適用可。 | ・コスト大 | |
| | 高圧に加圧した水をノズルから噴射 | ・熱を使わないため変形が発生しない。 | ・金属の加工ができない。 | × |
| ウォータ | し、高速かつ高密度の水が発生するエ | ・水中適用可。 | ・水噴射するための高圧ポンプ及び | |
| ジェット切断 | ネルギーで対象物を切断する。 | ・加工媒体に炉水を利用できる。 | 水搬送の機材が必要となり、機器構成 | |
| | | | が比較的大がかりとなる。 | |
| マードレン・ブ | ウォータジェットに研磨剤を配合す | ・熱を使わないため変形が発生しない。 | ・研磨剤が飛散するため、上記に加え | × |
| | ることで、ウォータジェットよりさら | ・水中適用可。 | て回収機構も必要となる。 | |
| ジェット切断 | に切断性能を上げた切断工法 | ・加工媒体に炉水を利用できる。 | | |
| エ日本の田均 | 金属製の工具を使用して、対象部又は | ・汎用工具を利用可能なため、切断のた | ・対象部に接触して加工するため、反 | 0 |
| 工具での切削 | 工具を回転させることにより、対象部 | めの特殊設備は不要。 | 力受が必要となる。 | |
| ᄱᅶ | を削りながら除去し切断する。 | ・水中適用可。 | ・切断量に応じて切削屑が発生する。 | |

表 3.2.1.1(2)-1 切断工法の比較結果

| 工具の稀粘 | ~ · · · · · · · · · · · · · · · · · · · | 適用 |
|---|--|-----|
| 上共の推規 | 過用性便討柘未 | 可能性 |
| バンドソー | 上部格子板に適用する場合、バンドソーが板 をまたぐように加工ユニットを構成する必 要がある。バンドソーの送り量も上部格子板 高さ方向寸法(330 mm)以上とする必要がある ため装置サイズが大きくなる。装置が大きい ため、刃が食い込んでしまった際の復旧も困 難となる。また、装置を固定した状態で切断 すると、切断部が曲がっていく可能性もあ る。 | 中 |
| ディスクソー | 1 つの格子内に設置する装置構成にできれ ば、刃を隣接する格子内に突き出させ かつ 刃を回転させるユニットごと上下に移動す ることで切断が可能であり、比較的シンプル な装置構成にできる。隣接する格子からのア クセスも可能であることから、刃が食い込ん でしまった際の復旧はバンドソーよりも容 易である。 | 大 |
| 円筒状の刃物であるエンドミルは、接触面積 が大きく除去量(加工量)がバンドソーやデ ィスクソーと比較して多くなる。エンドミル だと一度の送りでは切断できず、数回に分け て切断する必要があり、加工時間が長くな る。ただし、刃が食い込んでしまった場合の 復旧は容易にできる。 | | Ŧ |

表 3.2.1.1(2)-2 切削工具の比較検討結果

| | 機材名称 | 数量 | 備考 |
|----|---------------|-------|---|
| 1 | 上部格子板切断装置 | 1 | 試験体サイズの変更があった場合には 複数種(左右勝手違い等)を準備する可 能性がある。 |
| 2 | 回収装置 | 1 | |
| 3 | 切断刃 | 10(仮) | 耐久性に応じて変更する。 |
| 4 | 切断装置制御盤 | 1 | |
| 5 | 切断装置エア操作盤 | 1 | |
| 6 | 回収装置エア操作盤 | 1 | |
| 7 | 電源ケーブル、エアホース | 1式 | サイト設備から各盤までの一次側接続 用 |
| 8 | シルバーホイスト | 2 | |
| 9 | 作業用台車 | 1式 | 原子炉ウェル上を走行移動可能 かつ ホイスト+装置荷重を受ける強度を有 するもの。 |
| 10 | 天井クレーン | 1式 | 機材搬入・移動時に使用。 |
| 11 | 操作ポール | 1式 | 装置据付時の補助等 必要に応じて使 用。 |
| 12 | 試験体保管容器(仮) | 1 | 詳細検討要 |
| 13 | 回収用傾斜架台(仮) | 1 | 固定装置→保管容器に移動するときの 補助架台。詳細検討要。 |
| 14 | 試験体保管容器 | 7 | 詳細仕様確定次第、検討予定。 |
| 15 | 試験体移動用つかみ具(仮) | 1 | 保管容器→輸送容器への試験体移動 用。仕様確定次第検討予定。 |
| 16 | 水中カメラ(照明付属) | 2 | 放射線劣化の可能性あり、予備品の要 否検討要。 |
| 17 | 広域水中照明灯 | 2 | 作業環境によっては1台でも可。 |
| 18 | 水槽 | 1 | 装置の動作確認のため。 |
| 19 | 作業監視用モニタ、録画機材 | 1式 | |
| 20 | 装置予備品 | 適宜 | 今後、詳細検討。 |
| 21 | 一般工具 | 適宜 | 装置メンテナンス他 で使用。 |
| 22 | 消耗品 | 適宜 | 養生シート、ウェス、ロープ、テープ 他 |
| 23 | エリア設定用各種機材 | 適宜 | 散水ホース、エリア区分用バリア 他 |

表 3.2.1.1(2)-3 実機試験体採取工事の使用機材



図 3.2.1.1(2)-1 上部格子板の切断イメージ



図 3.2.1.1(2)-2(1/2) 切断装置の概要



図 3.2.1.1(2)-2(2/2) 切断装置の概要



装置挿入時(対象となる格子位置への装置の挿入)



図 3.2.1.1(2)-3 切断装置の設置



, 試料把持機構を上下に 開放する。 









① 上部格子板に試験体切断装置及び試験体採取装置を設置する。



② 試験体採取装置の把持機構を上部格子板に設置する。
 図 3.2.1.1(2)-6(1/6) 試験体採取工事作業



③上部格子板の切断を開始する。



④ 上部格子板の切断(切断中)図 3. 2. 1. 1 (2) -6 (2/6) 試験体採取工事作業



⑤ 上部格子板の切断(切断完了)



⑥ 上部格子板(片側)の切断完了(切断刃(ディスクソー)を初期位置に戻す)図 3. 2. 1. 1 (2) -6 (3/6) 試験体採取工事作業



⑦加工ユニットスライド機構により切断刃(ディスクソー)の位置を変更する。



⑧ 上部格子板の切断(切断中)図 3. 2. 1. 1 (2) -6 (4/6) 試験体採取工事作業



⑨ 上部格子板の切断(切断完了)



① 上部格子板(両側)の切断完了(切断刃(ディスクソー)を初期位置に戻す)
 図 3. 2. 1. 1 (2) -6 (5/6) 試験体採取工事作業



⑪ 把持機構をスライドさせ切断した試験体を試験体回収装置内に移動する。



② 試験体回収装置を取り外す。試験体仮保管位置へ移動し試験体を保管。
 図 3. 2. 1. 1 (2) -6 (6/6) 試験体採取工事作業







| (1) 機材準備 | 2 切断装置据付 ① | 3 固定装置据付 ① 4 |
|---------------------------------|-------------------------------------|---------------------------|
| \bigcirc | \bigcirc | |
| 1) 作業エリアの確保、エリア養生 | 1) 駆動軸位置確認 | 1) 駆動軸位置確認 |
| 2) 機材のオペフロへの搬入 | 2) 切断装置投入(エアパージ実施) ~ 据付 | 2) 固定装置投入~据付 |
| 3) 機材配置 | 3) 装置押付け(左右/前後) | 3) 装置押付け(左右/前後) |
| 4) 回収容器のDSブールへの設置 | 4) 切断装置着座位置確認 | 4) 固定装置着座位置確認 |
| 5) 配線/エア系統接続 | 5) 切断刃加工開始位置確認(送り軸開始位置) | 5) 上部格子板クランプ |
| 6) オペフロ上での動作確認 | | 6) 固定装置据付状態確認(クランプ、押付け状態) |
| 7) 作業監視用機材、装置吊下げ機材(チェーンブロック等)準備 | | 7) 切断装置との相対位置確認 |
| 8) 切断装置/回収装置移動(オペフロ→台車上) | | |
| 9) 装置吊下げ、施工前動作確認(原子炉ウェル内) | | |





図 3.2.1.1(2)-8(1/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順

格子板切断 ①-1

1) 回転軸 ON

4

- 2) 切断開始ボタン ON
- 3)(必要に応じ、OFF/ON繰返し)
- 4) 切断完了(自動終了)
- 5) 回転軸 OFF
- 6) 切断状態確認(格子板上下から)
- 7) 前後押付け解除
- 8) 切断開始位置への移動(送り軸)
- 9) 切断開始位置への移動(水平移動)

格子板切断 ①-2

- 1) 切断開始位置確認
 2) 回転軸 ON
 3) 切断開始ボタン ON
 4) (必要に応じ、OFF/ON繰返し)
 5) 切断完了(自動終了)
- 6) 回転軸 OFF

5

- 7) 切断状態確認(格子板上下から)
- 8) 前後押付け解除
- 9) 切断開始位置への移動(送り軸)

切断装置移動 ①→②

7

- 1) 装置押付け解除(左右)
- 2) 切断位置 ① から装置吊上げ
- 3) 駆動軸位置確認
- 4) 切断位置 ②へ装置据付

6

- 5) 装置押付け(左右/前後)
- 6) 切断装置着座位置確認
- 7) 切断刃加工開始位置確認(送り軸開始位置)







図 3.2.1.1(2)-8(2/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順







以降、繰り返し作業である ため、作業概要図は省略

図 3.2.1.1(2)-8(3/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順



図 3.2.1.1(2)-8(4/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順



6)保管容器内試験体確認

図3.2.1.1(2)-8(5/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順

6) 切断装置着座位置確認

7) 切断刃加工開始位置確認(送り軸開始位置)

6) 回転軸 OFF

8) 前後押付け解除

7) 切断状態確認(格子板上下から)

9) 切断開始位置への移動(送り軸)



| 22 切断装置引上げ、切断刃交換 | 23 固定装置引上げ、試験体回収 ④ | 24 切断装置据付 ⑤ | 25 |
|-----------------------------|--------------------------|-------------------------|------------|
| \bigcirc | \bigcirc | \bigcirc | \bigcirc |
| 1)装置押付け解除(左右) | 1) 試験体把持状態確認 | 1) 駆動軸位置確認 | |
| 2) 切断位置 ④ から装置吊上げ | 2)装置押付け解除(左右/前後) | 2) 切断装置投入(エアパージ実施)~据付 | |
| エアパージ解除 | 3)装置吊上げ、DSPへ移動 | 3)装置押付け(左右/前後) | |
| 4) 散水による除染 | 4)回収用架台への着座、保管容器との相対位置確認 | 4) 切断装置着座位置確認 | |
| 5) ダーティハウス内への装置移動 | 5) 上部格子板クランプ解除 | 5) 切断刃加工開始位置確認(送り軸開始位置) | |
| 6)切断刃交換 | 6)保管容器内試験体確認 | | |

図 3.2.1.1(2)-8(6/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順



| 28 切断装置 | 移動 ⑤→⑥ (29) | 固定装置引上げ、試験体回収⑤ | 30 固2 | 定装置据付 ⑥ 31 |
|------------------------|-------------|-----------------------|--------------------------|------------|
| \bigcirc | \bigcirc | | | \bigcirc |
| 1) 装置押付け解除(左右) | 1) 試験 | 修体把持状態確認 | 1) 駆動軸位置確認 | |
| 2) 切断位置 ⑤ から装置吊上げ | 2) 装置 | 1押付け解除(左右/前後) | 2) 固定装置投入~据付 | |
| 3) 駆動軸位置確認 | 3)装置 | 「吊上げ、DSPへ移動 | 3) 装置押付け(左右/前後) | |
| 4) 切断位置 ⑥へ装置据付 | 4) 回収 | R用架台への着座、保管容器との相対位置確認 | 4) 固定装置着座位置確認 | |
| 5) 装置押付け(左右/前後) | 5) 上部 | 3格子板クランプ解除 | 5) 上部格子板クランプ | |
| 6) 切断装置着座位置確認 | 6)保管 | 容器内試験体確認 | 6)固定装置据付状態確認(ク) | ランプ、押付け状態) |
| 7) 切断刃加工開始位置確認(送り) | 軸開始位置) | | 7) 切断装置との相対位置確認 | |

図 3.2.1.1(2)-8(7/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順





図 3.2.1.1(2)-8(8/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順







5) 機材搬出(必要に応じ)

図 3.2.1.1(2)-8(9/9) 上部格子板からの試験体採取 作業手順



図 3.2.1.1(2)-9 オペフロのレイダウン計画



図3.2.1.1(2)-10 現地(サイト)体制図(例)

(3) 実機工事に向けたロードマップの検討

実機での試験体及び試験片採取に向けた設計、製作、現地工事、輸送及び照射後試験 施設での試験に関する工事に向けたロードマップ案を表 3.2.1.1(3)-1、2 及び図 3.2.1.1(3)-1 に整理した。上部格子板からの試験体採取を令和8年度(2026 年度)に実 施することを想定して令和6年度(2024 年度)には設計検証を含めた詳細設計とし、令 和7年度(2025 年度)には装置の製作、検証試験を実施することとして検討した。炉心 シュラウドから試験体採取については、上部格子板からの試験体採取の翌年に実施で きるよう各年度展開を検討した。

| | | 実施年度 | 実施内容 |
|--|------------------------|------------------------|------------------|
| 1 2023 年度 切断装置倾略設計 2023 年度 切断装置倾略設計 施工要領概略検討 第正要領概略検討 2024 年度 設計検証項目詳細検討 2024 年度 詳細設計(組立図・部品図) 試験体保管容器設計 取扱治具設計 取扱治具設計 部品製作 組立/試験検査 検証試験計画、試験要領書作成 診験体採取 後証試験計画、試験要領書作成 2025 年度 検証試験計画 2025 年度 複数訓練 2025 年度 報告報 2025 年度 報告報 2026 年度 試験体採取工事 2026 年度 試験体採取工事 2027 年度 磁壊朝性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 照射量解析 設験体感送 2028 年度 2028 年度 磁壊朝性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 原射量解析 試験体返送 第 | | | 前提条件整理 |
| 2023 年度 切断装置概略設計 施工要領概略検討 施工要領概略検討 施工要領概略検討 事前検証試験(設計図、設計検証) 事前検証試験(設計図、設計検証) 詳細設計(組立図・部品図) 詳細設計(組立図・部品図) 試験体保管容器設計 取扱治具設計 郡品製作 組立/試験検査 検証試験計画、試験要領書作成 診験機材準備 検証試験(モックアップ体使用) 実機施工計画 習熟訓練 2026 年度 試験体採取工事 診験体輸送 一 2027 年度 一 超数部 ご該験体報取工事 支機施工計画 ご該験体報 2026 年度 一 2027 年度 一 超数物性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 加速 三 2027 年度 一 一 一 2027 年度 一 2027 年度 一 一 一 2027 年度 一 一 一 2027 年度 一 一 一 2028 年度 一 一 一 一 一 一 < | | 2023年度 | 切断工法検討 |
| 中藤装置概略設計 施工要領概略検討 施工要領概略検討 施工要領概略検討 事前検証試験(設計図、設計検証) 事前検証試験(設計図、設計検証) 事前検証試験(設計図、設計検証) 詳細設計(組立図・部品図) 試験体保管容器設計 取扱治具設計 取扱治具設計 報品製作 組立/試験検査 検証試験計画、試験要領書作成 診験機材準備 検証試験(モックアップ体使用) 実機施工計画 2026 年度 2026 年度 試験体報近 2026 年度 試験体経取工事 意職 2027 年度 超壊靱性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 度の27 年度 一般壊靱性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 一級報報性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 一級報報性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 一級報知性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 一級報報性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 一級報報 資源 一級報報 資源 一級報報 | | | 切断装置検討 |
| 施工要領概略検討 事前検証試験(設計図、設計検証) 事前検証試験(設計図、設計検証) 部前検証試験(設計図、設計検証) 認験体保管容器設計 取扱治具設計 取扱治具設計 和品製作 組立試験検査 検証試験計画、試験要領書作成 診験機材準備 検証試験(モックアップ体使用) 実機施工計画 2026 年度 習熟訓練 2026 年度 試験体採取工事 試験体輸送 2027 年度 酸壊靭性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 2027 年度 超線 2027 年度 酸壊靭性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 2028 年度 砂壊物性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 現計量解析 試験体返送 | | | 切断装置概略設計 |
| 上部格子板 試験体採取設計検証項目詳細検討2024 年度華前検証試験(設計図、設計検証)詳細設計(組立図・部品図)試験体保管容器設計取扱治具設計取扱治具設計取扱治具設計都品製作組立/試験検査検証試験計画、試験要領書作成検証試験計画、試験要領書作成実機施工計画実機施工計画2026 年度習熟訓練2027 年度習熟訓練2027 年度一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一 | | | 施工要領概略検討 |
| | | | 設計検証項目詳細検討 |
| 2024 年度 詳細設計(組立図・部品図) 試験体保管容器設計 取扱治具設計 取扱治具設計 翻品製作 組立/試験検査 検証試験計画、試験要領書作成 接証試験計画、試験要領書作成 検証試験計画 実機施工計画 2025 年度 2025 年度 試験体報準備 検証試験(モックアップ体使用) 実機施工計画 2026 年度 試験体採取工事 2026 年度 試験体輸送 2027 年度 破壊靭性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 照射量解析 試験体返送 2028 年度 磁壊靭性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 照射量解析 武験体返送 | | | 事前検証試験(設計図、設計検証) |
| 上部格子板 試験体保管容器設計 取扱治具設計 取扱治具設計 部品製作 組立/試験検査 組立/試験検査 検証試験計画、試験要領書作成 試験検វ準備 検証試験(モックアップ体使用) 実機施工計画 2026 年度 習熟訓練 2026 年度 試験体採取工事 試験体輸送 2027 年度 破壊靱性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 2028 年度 破壊靭性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 2028 年度 一 照射量解析 試験体返送 服射量解析 試験体返送 | | 2024 年度 | 詳細設計(組立図・部品図) |
| 上部格子板 取扱治具設計 部品製作 組立/試験検査 組立/試験検査 検証試験計画、試験要領書作成 該験機材準備 検証試験1=0 検証試験1=0 試験機材準備 検証試験(モックアップ体使用) 実機施工計画 2026 年度 習熟訓練 2026 年度 試験体採取工事 試験体輸送 2027 年度 破壊靭性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 2028 年度 破壊靭性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 2028 年度 一級契約性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 第時 減険体返送 | | | 試験体保管容器設計 |
| 上部格子板 部品製作 組立/試験検査 検証試験計画、試験要領書作成 試験体採取 2025 年度 検証試験計画、試験要領書作成 試験機材準備 検証試験(モックアップ体使用) 実機施工計画 2026 年度 試験体採取工事 試験体輸送 2027 年度 酸壊靭性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 2028 年度 照射量解析 試験体返送 | | | 取扱治具設計 |
| 上部格子板 組立/試験検査 2025 年度 検証試験計画、試験要領書作成 試験体採取 式験機材準備 校証試験(モックアップ体使用) 接機施工計画 2026 年度 習熟訓練 2026 年度 習熟訓練 2026 年度 認験体報送 2027 年度 破壊靱性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 取り 2027 年度 破壊靱性試験②(試験体加工含む) 放射 放射 2027 年度 破壊靱性試験②(試験体加工含む) 放射 放射 2027 年度 び 取 の の が の が の が が が | | | 部品製作 |
| 上部格子板 2025 年度 検証試験計画、試験要領書作成 試験体採取 検証試験(モックアップ体使用) 実機施工計画 2026 年度 習熟訓練 2026 年度 試験体採取工事 試験体輸送 2027 年度 破壊靱性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 2028 年度 一 2028 年度 一 取射量解析 試験体返送 | | | 組立/試験検査 |
| 上部格子板 2023 年度 試験機材準備 試験体採取 検証試験(モックアップ体使用) 実機施工計画 2026 年度 習熟訓練 2026 年度 試験体採取工事 試験体輸送 2027 年度 破壊靭性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 照射量解析 試験体返送 2028 年度 破壊靭性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 照射量解析 試験体返送 2028 年度 一般壊靭性試験②(試験体加工含む) | | ā 2025 年度 a 2026 年度 | 検証試験計画、試験要領書作成 |
| 検証試験(モックアップ体使用) 実機施工計画 2026年度 習熟訓練 2026年度 試験体採取工事 試験体輸送 2027年度 破壊靭性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 2028年度 破壊靭性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 2028年度 一 説験体返送 近射量解析 試験体返送 照射量解析 試験体返送 | 上 即 俗 丁 攸 試 驗 休 坂 取 | | 試験機材準備 |
| 実機施工計画2026年度習熟訓練2026年度試験体採取工事試験体輸送2027年度破壊靭性試験①(試験体加工含む)放射能測定照射量解析試験体返送2028年度破壊靭性試験②(試験体加工含む)放射能測定記験体返送調射量解析試験体返送 | 时间火冲1术4X | | 検証試験(モックアップ体使用) |
| 2026年度 習熟訓練 2026年度 試験体採取工事 試験体輸送 2027年度 破壊靭性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 照射量解析 2028年度 破壊靭性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 2028年度 照射量解析 試験体返送 照射量解析 試験体返送 | | | 実機施工計画 |
| 2026 年度 試験体採取工事 試験体輸送 2027 年度 破壊靭性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 照射量解析 試験体返送 2028 年度 破壊靭性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 加索靭性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 第射量解析 試験体返送 | | | 習熟訓練 |
| 記録体輸送 2027年度 破壊靭性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 照射量解析 試験体返送 2028年度 破壊靭性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 批験体返送 北射量解析 武験体返送 加封能測定 記録 北射能測定 「照射量解析 試験体返送 | | | 試験体採取工事 |
| 2027年度 破壊靭性試験①(試験体加工含む) 放射能測定 照射量解析 試験体返送 2028年度 放射能測定 照射量解析 支約 支約 減験体返送 支約 支約 支約 支約 支約 支約 支約 支約 支約 減験 減験 | | | 試験体輸送 |
| 2027 年度 放射能測定 照射量解析 試験体返送 2028 年度 破壊靭性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 照射量解析 試験体返送 | | | 破壊靭性試験①(試験体加工含む) |
| 2021年度 照射量解析 試験体返送 2028年度 破壊靭性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 照射量解析 試験体返送 | | 2027 年度 | 放射能測定 |
| 試験体返送 2028年度 被壊靭性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 照射量解析 試験体返送 | | | 照射量解析 |
| 2028年度 破壊靭性試験②(試験体加工含む) 放射能測定 照射量解析 試験体返送 | | | 試験体返送 |
| 2028 年度 放射能測定 照射量解析 試験体返送 | | | 破壊靭性試験②(試験体加工含む) |
| 2028 年後 照射量解析 試験体返送 | | 2028 年度 | 放射能測定 |
| 試験体返送 | | | 照射量解析 |
| | | | 試験体返送 |

表 3.2.1.1 (3)-1 実機工事に向けたロードマップ(上部格子板)

| | 実施年度 | 実施内容 |
|---------|--------------------|------------------|
| | | 前提条件整理 |
| | 2023 年度 | 切断工法検討 |
| | | |
| | | 切断装置概略設計 |
| | | 施工要領概略検討 |
| | 9095 在 庄 | 設計検証項目詳細検討 |
| | 2025 年度 | 事前検証(設計図、設計検証) |
| | | 詳細設計 |
| | | 試験体保管容器設計 |
| | | 部品製作 |
| | | 組立/試験検査 |
| | 2026 年度 | 検証試験計画、試験要領書作成 |
| 炉心シュラウド | | 試驗機材準備 |
| 試験体採取 | | 検証試験(モックアップ体) |
| | | 実機施工計画 |
| | 2027 年度 | 習熟訓練 |
| | | 試験体採取工事 |
| | | 試驗体輸送 |
| | | 破壊靭性試験①(試験体加工含む) |
| | 2028年度 | 放射能測定 |
| | 2028 中度 2029 年度 | 照射量解析 |
| | | 試験体返送 |
| | | 破壊靭性試験②(試験体加工含む) |
| | | 放射能測定 |
| | | 照射量解析 |
| | | 試驗体返送 |

表 3.2.1.1(3)-2 実機工事に向けた各年度のロードマップ(炉心シュラウド)


図 3.2.1.1(3)-1 全体工程案

3.2.1.2 機器解体時の試験体採取工法の工事基本実施計画の策定(廃炉工事に同調したサンプリング)

同調サンプリング工法は、廃止措置の第三段階で原子炉や炉内機器の廃棄工事が始まり、対象機器の上部格子版や炉心シュラウドが原子炉内より切断撤去され、原子炉内より廃棄のため取り出すタイミングに同調し、原子炉建屋のオペレーションフロアの使用済み燃料貯蔵プール(以下、「SFP」という)や DSP で試験体を切断採取する工事である。

国内の大型改造工事案件等で実施された試験体採取実施例を調査し、それらを踏ま えて、工事基本実施計画として同調サンプリングにおける試験体採取作業フロー、試 験体採取作業ステップ、解体工事側との調整事項等をまとめた。

(1) 国内の大型改造工事案件等で実施された試験体採取実施例を調査

国内の大型改造工事案件等で実施された試験体採取実施例として、独立行政法人 原子力安全基盤機構(JNES)の照射誘起応力腐食割れ健全性評価法検証事業(以下、「IIA 事業」という)^[3,2,1,2(1)-1]で実施した炉心シュラウドからの解体時サンプリングがある。 試験体採取工法の具体化に向けた工法に関連する内容について整理した結果を示す。 なお IIA 事業では予防保全として実施した炉内構造物取替工事にて廃棄となった炉内 構造物から試験体採取が計画されたが、平成 23 年東北地方太平洋沖地震の影響により 中止となった。

IIA 事業では東京電力福島第一原子力発電所 4 号機を対象とし、取替後の炉心シュ ラウド中間胴から H4 溶接線を含むように瓦状に、周方向 3 ヶ所から供試材を 3 個採 取し、B 型輸送容器で輸送する計画であった。切断計画において、供試材 3 個全て、 仮保管容器に収まるよう、供試材サイズ(寸法及び重量)が決められ、仮保管容器と合わ せた重量が約 140kg になるよう切断収納計画が決められていた。切断計画内容は、以 下の通りであった。

供試材切断作業フローを図 3.2.1.2(1)-1、供試材切断作業ステップ図を図 3.2.1.2(1)-2 に示す。炉心シュラウドの内、H4溶接線を含む上中間胴は一次切断後、DSP へ移送され、DSP に設置された二次切断用架台上で細断する。二次切断にはアブレッシブ・ウォータジェット(以下、「AWJ」という)切断工法が適用され、上部から順次細断し、供試材を収納容器に収める。供試材を採取する H4 溶接線を含む瓦状切断片は、予め DSP 内ウエル側エリアに設定した供試材切断用架台の上に仮置きし、供試材採取前に供試材を識別できるよう、二次切断用 AWJ を用いて、先ず供試材に識別マーキングを実施した後、供試材を 1 個切断採取する。同様に周方向位置が異なる H4 溶接線を含む瓦状切断片から各 1 個ずつ供試材を切断採取し、合計 3 個、供試材を仮収納容器に収納する。なお供試材を採取した後の残材は、他の二次切断片と一緒に収納容器(二次切断用)に収納される。供試材採取作業が完了した後、仮収納容器を所定の DSP 内保

管場所に移動・一時保管(湿式)する。最後に供試材切断用架台を撤去し、作業を完了させる。

<参考文献>

- [3.2.1.2(1)-1] 独立行政法人 原子力安全基盤機構,平成22年度 照射誘起応力 腐食割れ健全性評価法検証に関する報告書,11原高安-0012,平成 24年4月
- [3.2.1.2(1)-2] 東京電力(株)福島第一原子力発電所,シュラウド取替工事について, パンフレット





図 3.2.1.2(1)-1 供試材切断作業フロー



3.2.1.2(1)-4

(2) 炉内機器解体時の試験体採取工法の工事基本実施計画の検討

1) 試験体採取作業フロー及び解体工事側との調整事項の検討

廃止措置の第三段階で原子炉や炉内機器の廃棄工事が始まると、解体工事側で対象 機器の炉心シュラウドや上部格子板は一次切断され炉内から取り外され、原子炉建屋 DSP へ移動し仮置きされる。炉心シュラウド及び上部格子板の廃棄物は、低レベル放 射性廃棄物の内、放射能レベルが比較的高いもの(L1 廃棄物)^[3,2,1,2(2)-1]に該当し、L1 廃 棄物を収納させるための容器(L1 容器)に入る寸法に、DSP 内で二次切断し収納する。

同調サンプリングでは、解体工事側の DSP での二次切断過程のタイミングに同調し て、二次切断された廃棄物の一部(以下、「サンプル材」という)を、研究工事の試験体 採取工事側で受取り、サンプル材から試験体を切断採取する工事である。

図 3.2.1.2(2)・1 及び図 3.2.1.2(2)・2 に、炉心シュラウド及び上部格子板の試験体採取 作業フローを示す。本検討では供試材採取エリアとして、解体工事作業に干渉しない 場所として、SFP 内に設定することとした。なお SFP 内を供試材採取エリアに設定す る場合は、供試材採取用作業スペースを確保できるよう、SFP 内の機器(制御棒案内管、 制御棒、燃料支持金具、燃料ラック等)を予め撤去しておく必要がある。

その他に同調サンプリングにおいて、解体工事側との調整が必要となる事項を表 3.2.1.2(2)-1 に整理して示す。主要な調整事項を以下に示す。

試験体採取にあたって、二次切断位置および廃棄物の形状について問題がないか、 事前に解体工事側の切断計画を確認しておく必要がある。

また炉心シュラウドは周方向に照射量分布があり、目標としている照射量範囲から 正確に試験体を採取する為には、二次切断の過程で試験体採取位置を特定しておく必 要がある。炉心シュラウド中間胴には角度方向の基準線がない為、炉心シュラウド内 面(または外面)にマーキングが必要であり、試験体採取工事側でマーキング装置を準備 する必要がある。また炉心シュラウドの二次切断作業前に基準線をマーキングする必 要がある。

2) 試験体採取作業ステップの検討

解体工事側で、炉心シュラウド及び上部格子板ともに L1 容器に収納できる大きさま で二次切断されたサンプル材を、試験体採取工事(本受託)側へ受渡しが行われるものと して検討した。L1 容器の本体容器外径寸法は縦 1.6m×横 1.6m×高 1.6m^[3.2.1.2(2)·2]で あり、この容器に追加遮蔽体を入れる構造になっている為、容器内径寸法はこれより 小さくなるものと推測する。

図 3.2.1.2(2)-3 及び図 3.2.1.2(2)-4 にそれぞれ炉心シュラウドを対象としたサンプル 材からの試験体採取作業プロセス概略図を示す。試験体採取作業プロセス概念図を元 に、現地作業での詳細ステップの検討を行った。代表として炉心シュラウドからの試 験体採取のステップを以下に示す。図 3.2.1.2(2)-5 に炉心シュラウドからの試験体採取

3.2.1.2(2)-1

の詳細ステップ図に示す。なお、国内 BWR の原子炉建屋内部のオペレーションフロ アの各種プールの配置や、天井クレーン、燃料交換機等のユーティリティー設備は基 本的に共通であることから、代表的な配置とユーティリティー想定に基づき、試験体 採取作業の詳細ステップ図を図示した。

STEP 1: 炉心シュラウドサンプル材を SFP へ移動(図 3.2.1.2(2)-5 (1/4))

STEP1-1: 炉心シュラウドサンプル材に吊具取付け

① 天井クレーンで吊り具を DSP 内に吊り下し、サンプル材を把持する

- ② サンプル材を吊り上げる
- STEP1-2:SFP ゲートを通過
- (1) 天井クレーンでサンプル材を移動させ SFP ゲート部を通過させる STEP1-3: 炉心シュラウドサンプル材を SFP の仮置き架台に設置

① サンプル材を SFP に設置してある仮置き架台に設置

STEP 2: 炉心シュラウドサンプル材の細断(図 3.2.1.2(2)-5 (2/4))

STEP2-1: 炉心シュラウドサンプル材を細断用架台に設置

- ① 吊り具を天井クレーンからウェル側作業台車に付け替える
- ② 吊り具にて吊り上げ、試験体切断装置上に移動させる
- ③ 切断装置上に設置してある細断架台にサンプル材を設置

STEP2-2 試験体収納バスケット設置、刻印、マーキングの実施

- ① 試験体収納バスケットを切断装置の横に設置
- ② 残材収納ボックスを切断装置の横に設置
- ③ 細断後の各試験体を区別するため、テンプレートを使用し、 マーキング及び刻印を行う

STEP2-3 炉心シュラウドサンプル材を必要寸法まで細断

- ① 細断架台で調整し、サンプル材を必要寸法まで細断
- STEP2-4 切断試験体をバスケットに収納
 - 吊り具にて吊り上げ、試験体収納ボックス・残材収納ボックスに それぞれ収納
- STEP 3: 残材移動(図 3.2.1.2(2)-5 (3/4))

STEP3-1:残材をDSPに移動し、解体工事側へ引渡し

① 天井クレーンで残材収納ボックスを吊り上げ、DSP 仮保管エリア まで移動させ仮置きする

STEP 4: A 型輸送容器への収納・搬出・引渡し(図 3.2.1.2(2)-5 (4/4))

3.2.1.2(2)-2

STEP4-1:試験体バスケットの輸送容器への収納

- A型輸送容器のふたを仮置き場所で開け、天井クレーンでバスケット 直上に移動
- ② バスケットを輸送容器に収納し蓋を閉める。
- ③ オペフロの輸送容器仮置きエリアに設置
- ④ 天井クレーンで輸送容器を吊り上げ、大物搬入口でトラックに載せる

一連の試験体採取作業が完了後、続けて片付け作業を実施することを基本とする。 試験体採取工事側で準備した切断装置、切断架台等を洗浄し除却する。試験体採取側 の片付け作業と解体工事側の作業が作業干渉しないよう調整を行う。表 3.2.1.2(2)・2 に 試験体採取工事における現地作業項目を示す。

これらの試験体採取ステップ、作業項目を踏まえて、表 3.2.1.2(2)-3 に試験体採取工 事における準備が必要な機材等を示す。切断装置、把持具、作業台車等、サンプル材の 細断用架台、供試材収納容器/残材保管容器等(吊具含む)、供試材採取に関連する機材 類を準備する。

なお試験体採取工事では、解体工事とは別に遠隔水中切断、試験体の取扱い作業等、 試験体採取に必要な試験・モックアップ・トレーニングを計画・実施し、一連の試験体 採取に関連する作業内容を確認する。

3) 試験体採取手順の具体化に向けた課題および対策方針の整理

同調サンプリングにおける試験体採取の作業フローと詳細ステップを検討し、各作 業項目における課題を抽出した。供試材採取手順の具体化に向け、抽出した課題に対 する対応方針を表 3.2.1.2(2)・4 に整理した。

<参考文献>

- [3.2.1.2(2)-1] 原子力製作担当室 低レベル放射性廃棄物等の処理・処分を巡る動 向等について、第44回原子力委員会 参考資料第1号、令和3年 12月21日
- [3.2.1.2(2)-2] 中山真一、「放射性廃棄物の処理・処分に関する原子力安全マネー ジメント学」、国立研究開発法人連携講座「原子力安全マネージメ ント学」講座設立記念シンポジウム、令和3年1月13日

| No. | 項目 | 調整事項 | 対象* | 備考 |
|-----|---------------------|---|-----|---|
| 1 | 切断線の干渉 回避 | 供試材採取に対し、対象構造物である上 部格子板や炉心シュラウドの解体・収納 計画時の切断線に干渉しないように、予 め切断計画へ反映。 | T/S | 切断計画 |
| 2 | 基準線の設定 方法 | 所定位置より供試材採取ができるよう、 基準線の設定方法の調整。 | S | 作業要領 (マーキング等) 検査記録表 |
| 3 | 受渡し方法 | サンプル材の受渡し方法、作業範囲の調 整。 | T/S | 所掌範囲 |
| 4 | 作業エリア 及び 保管場所 | 作業エリア及びサンプル材の保管場所 の調整。 | T/S | レイアウト (オペフロ、DSP、SFP) ・作業スペース等確保 (機材撤去等) |
| 5 | 準備作業調整 (場所/時期) | 試験体採取工事と解体工事との作業干 渉の回避。 | T/S | ・作業調整 (場所/時期/時間) ・解体撤去工程 ・輸送容器搬出入 ・天井クレーン使用 等 |
| 6 | 作業干渉回避 (場所/時期) | 試験体採取工事と解体工事との作業干 渉の回避。 ※サンプル採取作業は、炉内構造物解体 完了(プール水抜き)までに完了。 | T/S | 「準備/設置作業」 ・作業架台 ・仮保管容器 ・収納容器 (A型輸送容器用) ・L1容器+荷重分散 架台(調整次第) ・作業台車 ・作業治具類 ・制御装置 等 |
| 7 | 切断装置電源 | 切断装置に必要な仮設電源の調整。 | T/S | [借用 or 準備] 仮設分電盤 |
| 8 | 残材処理 | サンプル採取後の残材の処理方法の調 整。 | T/S | ・収納計画 ・作業要領 (収納/水抜き/ 検査/輸送/保管) ・天井クレーン使用 [準備/設置作業] ・残材収納容器 |

表 3.2.1.2(2)-1 解体工事側との調整事項

*:Tは上部格子板、Sは炉心シュラウド

| No. | | 現地作業項目 |
|-----|---------|--|
| 1 | 準備作業 | ・切断装置/制御装置、仮置収納容器、治工具搬入 ・仮設電源への接続 |
| | | ・ケーブル敷設 |
| | | ・作業架台、仮置保管容器の設置 |
| | | ・残材保管容器搬入・レイアウト調整・ |
| | | 周辺環境整備(養生)等 |
| | | ・装置/設備組立 |
| | | ・作業台車 |
| | | ・装置動作確認 |
| | | •A型輸送容器搬入 |
| 2 | 切断作業 | ・二次切断(廃止措置計画)・サンブル材の DSP 内 |
| | (1) | していたいです。 仮置きエリアへの移動 |
| 3 | 切断作業 | ・サンブル材の供試材採取エリアへの移動 |
| | (2) | ・ 供試材採取作業(維) |
| | | ・ 供訊材を収納谷奋(ハスクット)への収納 |
| | | ・ 奶衍凹収1F耒/ 奶別場所得備 - 確状・揺撃の受演1 |
| - 1 | 回幼作業 | ・ 仮納 の 気 |
| 4 | (1) | • Λ 刑論送 |
| | (1) | ・産材保管容器への産材を収納・産材保管容器の |
| | | DSP 内仮置きエリアへの移動 |
| 5 | | • 残材保管容器を解休作業側の11 容器に収納 |
| Ŭ | (2) | ※解体作業側の収納計画に織り込む必要有。工程が合わな |
| | (-) | い場合等はサンプル採取側でL1 容器を準備する必要あり。 |
| | | |
| 6 | 洗浄・ | ・L1 容器の洗浄、水抜き作業 |
| | 水抜き、 | ・L1 容器の重量、表面線量率測定 |
| | 測定作業 | |
| 7 | 搬出作業(1) | ・A 型輸送容器の搬出(車上渡し) |
| 8 | 搬出作業(2) | ・解体作業側の L1 容器の搬出 |
| 9 | 片付け作業 | ・洗浄作業 |
| | | (切断装置、仮置収納容器、治工具等) |
| | | ・ケーブル撤去(仮設電源に接続部を含む) |
| | | ・搬出作業(切断装置/制御装置等) |
| | | ・エリア(養生等)の片付け・清掃 |
| | | ・機材/エリアのサーベイ |

表 3.2.1.2(2)-2 試験体採取工事における現地作業項目

| 作業項目 | No. | 準備品 | 備考 |
|----------|-----|-----------------------------|-------------------------------------|
| | 1 | 搬出入吊具 | |
| 淮借佐業 | 2 | 仮設電源 | |
| 中哺作未 | 3 | 仮置き架台 | 上部格子板:DSP 用 炉心シュラウド:DSP 用と SFP 用 |
| | 4 | 供試材切断装置 | |
| | 5 | 切断架台(粗切り用、細断用) | |
| | 6 | 把持具(吊り具) | |
| | 7 | カメラ | |
| 切断作業 | 8 | 照明機材 | |
| | 9 | 作業台車(揚重機を含む) | ウエル側作業台車 (FHM 適用可否を判断要) |
| | 10 | 仮保管容器 | |
| | 11 | 転倒防止治具 | |
| マーキンが作業 | 12 | マーキング装置 | 炉心シュラウド:供試材採取時 |
| 177 下未 | 13 | 刻印治具 | 供試材識別用 |
| | 14 | 供試材収納容器 | A 型輸送容器用 |
| 収納作業 | 15 | L1 容器 | 中部電力殿支給 |
| | 16 | 残材収納容器 | |
| 輸送作業 | 17 | A 型輸送容器 (バスケット、収納装置等を含む) | 試験担当メーカ支給 |
| | 18 | 荷重分散架台 | |
| 上山江左光 | 19 | 洗浄装置 | |
| 互刊け作業 | 20 | 切粉回収装置 | |
| 主油山山 /左光 | 21 | 水抜き/乾燥装置 (L1 容器用) | |
| 訂例他TF来 | 22 | 計測装置 |] |
| 工法選定試験 | 23 | 工法選定試験関連機材 | 熱影響範囲の確認を含む |
| 要素試験 | 24 | 要素試験関連機材 | 熱影響範囲の確認を含む |
| モックアップ & | 25 | モックアップ&トレーニング試験関連機材 | |
| トレーニンク゛ | 26 | 試験場所 | |

表 3.2.1.2(2)-3 試験体採取工事における準備品(案)

| | プロ | セス | | 各フェーズの作 | 業項目 | 課題に対する対策方針 | | | | |
|---|---|----------------------------|--|---|--|--|--|--------------------|--|---------|
| | 大分類 | 中分類 | フェーズ | 項目 | 補足説明 | 課題 | 対策方針 | | | |
| | | | 計】 同調サン プリンの ま 計画 対 | | | | 同調サンプリング実 施時期の決定 | ■ 原子炉本体解体実施時期の明確化。 | ・原子炉本体解体開始時期 が未定 | ・電力殿と調整 |
| | | 【其太設計】 | | ▶ 基本計画作成 | 現地準備、試験片採取、 輸送、片付けといった一 連の基本計画の早期実施 が必要。 | ・解体作業側の工事計画が 不明 | ・解体作業側と工事計画を調整 ・作業スペース等確保を調整(作業場所、保管場所等) | | | |
| | 【基本設計】 研究における 実機材による 試験基本計画 | 【 | | ▶ 切断工法の決定 | ■ サンプル材の切断工法を 決定が必要。 | ・切断工法が未定 ・熱的切断工法の適用可否 (被ばく評価) ・機械的切断工法の熱影響 が不明 | ・電力殿と調整 (廃止措置計画認可申請への影響) ・切断工法選定 (切断装置の要素試験) | | | |
| 1 | 作、試験 等のエンジ ニアリング・フェ ーズ (準件) | | | ▶ 基準線設定方法の決定 (炉心シュラウド廃棄物からの 供試材採取方法) | サンプル材の切断に必要 な基準線設定方法の決定 が必要。 | ・供試材採取のための基準 線がない | ・基準線設定方法を決定 ・解体作業側との工事計画を 調整 | | | |
| | (準備) 【製作 検証】 同調サ ングに エンジ | 【製作・試験 検証】 | 設計・製 | ▶ 設計・製作エンジニ アリング | ■ 切断装置の設計・製作 ■ 機材の設計・製作 ■ 借用品の調整 | ・解体工事側の工事計画が 不明 ・装置仕様が未定 ・機材仕様(作業架台等)が 未定 | ・解体工事側と調整 ・要素試験の実施 ・機器設計仕様書の作成 ・機材の製作図面作成 | | | |
| | | 同調サンプリ ングに向けた エンジニアリ | 11F・武験・ モックアッフ [®] 作業員訓 | ▶ 機材・システムの機 能検証試験 | ■ 切断装置の性能確認■ 熱影響の確認 | ・装置性能が未定 ・熱影響範囲が不明 | ・単体機能試験計画書 ・熱影響確認試験計画書 | | | |
| | | ング | 採 | ▶ 作業員訓練の実施 ▶ 現地への出荷 | ■ 遠隔水中切断の確認 ■ 作業要領の確認 ■ 分解/組立要領の確認 ■ 出荷前の確認 | ・遠隔水中切断が未確認 ・不具合の洗い出し ・作業手順等が未確認 | ・組合せ/モックアップ試験計画書 ・機材改良/対策 ・作業要領書への反映 ・出荷前検査(治工具類) | | | |

表 3.2.1.2(2)-4(1/3) 試験体採取手順の具体化に向けた課題および対策方針

| | プロセ | マス | | 各フェーズの作 | 乍業項目 | 課題に | 対する対策方針 |
|---|---|---|------------------------------|---|---|--|---|
| | 大分類 | 中分類 | フェーズ | 項目 | 補足説明 | 課題 | 対策方針 |
| 1 | 設計・製作、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 | 【 工 計 調 ン の 計 現 の 制 地 群 親 の 新 歌 の 新 歌 の た 新 歌 の の た 新 歌 の の で 第 一 の の の の た 新 歌 の の の の の 、 の 、 の の の の の の の た 年 細 領 の の の の か の の れ の の の の の の の た の 新 の の の の か の の か の の か の の か の の か の の か の う の う の ま 見 の の の ま の の の 画 地 数 の の の の ま の の の 画 地 第 の の の の 新 現 の の の の 一 の う の ま 見 の の の ま の の の 一 の も の の の う の ま 見 の の の う の ま 見 の の の う の う の ま 見 の の の の で の ま の の の の 、 の の の う の う の う の 、 の の の の の て の の の の の の の の の の の の の | 現地作業 計画の詳 細検討 |) 所掌/エリア/工程調整 > 詳細作業計画の作成 > 作業要領の作成 | ● 作業調整。 ■ 現地作業計画&要領を作成 する必要有。 | ・現地作業計画が未定 | ・解体工事側と調整 ・所掌分担表作成 ・レイアウト作成 ・工程表作成 ・工事計画書作成(+体制表) ・工事要領書作成 |
| 2 | 現地作業 | 作業準備 | オペフロ 作業 準備 | 仮置き保管エリア(DSP内)に架台を設置 仮設電源の接続 供試材切断エリアに切断装置/架台を設置 収納容器の準備 輸送容器の準備 残材収納容器の準備 | ■ 事前調整・図書作成が完了 要。 | | |
| | | 二次切断作 業 | 解体工事 (1) [上部格 子板] | ▶ サンプル材を仮置き保 管エリアへの移動 | ■ 解体工事側との調整完了要。 | | ・解体工事側と調整 ・切断装置/架台の設計変更 |
| | | 基準線設定 作業 | 基準線設 定作業 | ▶ 基準線設定作業 | 炉心シュラウドのサンプル 材から供試材を採取する為、 基準線が必要 | ・基準線設定計画の作 成が必要 | ・作業要領書を作成 ・作業所掌/工程を解体工事側 と調整 |
| | | 二次切断作 業 | 解体工事 (2) [炉心シュラ ウド] | > サンプル材を仮保管エ リアへの移動 | ■ 解体工事側との調整完了要。 | | ・解体工事側と調整 ・切断装置/架台の設計変更 |
| | | 供試材採取 | 供試材採 取 | ・ サンプル材を供試材切 断エリアへ移動 ・ 細断作業 ・ 供試材の収納作業 | 解体工事側との調整完了要。 熱影響確認試験完了が必要。 モックアップ・トレーニング完了が必要。 | ・供試材の識別管理が 必要 ・熱影響有無の確認要 ・モックアップ・トレーニング要 | ・刻印等方法の決定 ・作業要領書を作成 ・熱影響確認試験の実施 ・モックアップ試験等の実施 |
| | | 残材処理 | 残材受渡 し | ・残材の収納作業 ・ ・残材収納容器のL1容 器への収納 | ■ 残材処理方法を決定する必要有。 | ・残材処理計画が未定 | ・残材処理計画を決定 ・解体工事側と調整 (L1 容器へ残材収納) |

表 3.2.1.2(2)-4(2/3) 試験体採取手順の具体化に向けた課題および対策方針

| | プロセ | プロセス | | 各フェーズの作 | ⊧業項目 | 課題に対する対策方針 | | |
|---|------|------|------|--|--|--|--|--|
| | 大分類 | 中分類 | フェーズ | 項目 | 補足説明 | 課題 | 対策方針 | |
| 2 | 現地作業 | 輸送作業 | 輸送準備 | 搬出入ルート確認 付帯設備等の使用 輸送容器の保管場所確保 収納機構の動作確認 | ■ 解体工事側との調整完了要。 | ・付帯設備等(天井/レー ン他)の使用時期 | ・解体工事側と調整 | |
| | | | 輸送 | 輸送容器への収納 サーベイ 関連手続き | ■ 輸送計画の調整完了要。 ■ 輸送規定の遵守 | ・収納容器の落下 ・被ばく量増加 ・交通事故、災害等 | ・作業要領書への反映 ・放射線防護 ・輸送計画書の作成 ・保険手続きの実施 | |
| | | 片付け | 機材除却 | ▶ 機材の除却 | ■ 切断に使用した機材の除却 | | | |
| | | | 清掃 | ▶ 供試材採取エリア清掃 | ■ 解体工事側との調整完了要。 | ・切粉等の廃棄物処理 | ・解体工事側と調整 | |

表 3.2.1.2(2)-4(3/3) 試験体採取手順の具体化に向けた課題および対策方針



図 3.2.1.2(2)-1 炉心シュラウドの試験体採取作業フロー(案)

| サンプル採取側の 作業項目 | サンプル採取側作業(SFP) | 解体工事側作業(DSP) |
|-------------------|--|---|
| ①サンプル材の 受取 | 仮保管エリアから 供試材採取エリアへ 移動 | → 二次切断 (上部格子板) → 二次切断 (上部格子板) → 二次切断 (上部格子板) → (上部格子板) → (Li部格子板) → (Linakarbox) → (Linakarbox) |
| ②粗切り作業 | サンプル材を粗切り | |
| ③切断作業 | → 切断作業 刻印等の処置 済掃作業 | |
| ④収納作業 ⑤残材の受け渡し | ✓ ✓<td></td> | |
| ⑥A型輸送容器に 収納 | ↓ A型輸送容器を 仮置き場所より 収納容器直上に 移動 ↓ A型輸送容器に 収納 | |
| ⑦A型輸送容器の 搬出 | ▼ A型輸送容器の 搬出 ↓ 車上渡し | |

図 3.2.1.2(2)-2 上部格子板の試験体採取作業フロー(案)



図 3.2.1.2(2)-3 炉心シュラウドからの試験片採取作業プロセス概略図



図 3.2.1.2(2)-4 上部格子板からの試験片採取作業プロセス概略図



図 3.2.1.2(2)-5 (1/4) 炉心シュラウドからの試験体採取作業の詳細ステップ図 (STEP 1)



図 3.2.1.2(2)-5 (2/4) 炉心シュラウドからの試験体採取作業の詳細ステップ図 (STEP 2)



図 3.2.1.2(2)-5 (3/4) 炉心シュラウドからの試験体採取作業の詳細ステップ図 (STEP 3)



図 3.2.1.2(2)-5 (4/4) 炉心シュラウドからの試験体採取作業の詳細ステップ図 (STEP 4)

3.2.1.3 放射能測定による試験体照射量評価手法の検証

(1) 監視試験材を使った照射量評価

1) 監視試験材を使った照射量評価の考え方

国内の商用プラントでは RPV に対して監視試験片を使った状態監視が行われてい る。監視試験片の炉内への装荷状況を図 3.2.1.3(1)-1 に示す。監視試験片は図に示すカ プセル内に試験片の形状ごとに封入されており、更にバスケットと呼ばれる容器に収 納されて RPV 内面に沿うように設置される。監視試験片は定期的に炉内から取り出 し、材料試験により照射脆化の進行度合いを評価する。この時重要なパラメータとな るのが試験片の照射量である。バスケットには試験片とともに純金属製のドシメータ ワイヤが装荷されており、その放射能実測値で解析値を補正することにより確度の高 い照射量評価を行っている。照射量評価のフローを図 3.2.1.3(1)-2 に示す。解析により 中性子束の評価を行うとともに、ドシメータワイヤに対応する核種の核反応を解析し、 放射能を評価する。また、ドシメータワイヤの放射能測定を行い、放射能の実測値と解 析値の比で解析により求めた中性子束を補正して中性子束の評価値を得る。これに実 効運転期間(100%出力に換算した運転期間: EFPY)を乗じて照射量を求める。

これに対して炉内機器にはドシメータワイヤが装荷されていないため、放射能の実 測値を用いて解析値を補正することができない。ドシメータワイヤの代替案として、 評価対象の材料そのものの放射能を実測し、解析値を補正することが考えられる。

実機材に対して放射能の実測値を反映した照射量評価を適用する場合、実施可能で あれば、先だって照射量既知の照射材による検証的な試験を行うことが望ましい。測 定対象となる Nb 及び Mo は 304 系の材料ではいずれも不純物だが 316 系では Mo は 合金元素であるため、Nb に対して数桁多く含有していることになる。Ichikawa らは 本研究と類似の方法で Nb と Mo が放射能評価に及ぼす影響を評価した^[3,2,1,3(1)-1]。その 結果、合金元素として Nb を含む XM-19 や X-750 では解析値と実測値の比は概ね1に 近い値だったが、合金元素として Mo を含む一方で Nb は不純物である 316L では解析 値に対して実測値が 3 倍近く大きい結果だった。従って、放射能実測による照射量評 価の検証にあたっては、304 系、316 系それぞれについて評価を行うことが望ましい。

ここで、監視試験片自体は RPV と同等の低合金鋼製だが、監視試験片を収納してい るカプセルは 304 系の材料で、バスケットのハンドル部は 316 系の材料で製造されて いる。カプセル及びバスケットは監視試験と同様の照射履歴を受けており、これらの 放射能を実測し解析することにより求めた照射量を監視試験片の照射量と比較するこ とにより、放射能の実測による実機照射量評価手法の検証ができると考えられる。

2) 対象核種選定の考え方

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。本研 究における廃炉材採取対象プラントとして想定している H-1 の上部格子板は現行 JIS で SUS316 相当、炉心シュラウドは SUS304 相当である。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に含まれる元素を表 3.2.1.3(1)-1 に示す^[3.2.1.3(1)-2]。

オーステナイト系ステンレス鋼に含まれる主成分元素または不純物として含有され る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。炉内構造物における靭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 3.2.1.3(1)-2^[3.2.1.3(1)-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。

また、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含まれている核種 が測定日時点において測定可能な放射能量である必要がある。対象とする H-1 は 2001 年に原子炉を停止(運転終了は 2009 年 1 月 30 日)^[3,2,1,3(1)-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 過により放射能量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、比較的半減期が長い核種としては、 表 3.2.1.3(1)-3 や図 3.2.1.3(1)-3^[3,2.1.3(1)-6]より、Nb(⁹³Nb)から生成する ^{93m}Nb、Ni(⁶⁰Ni) または 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 3.2.1.3(1)-4 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、Ni 起源で生成する高速中性子によって生成された 55Fe であるこ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、本調査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 3.2.1.3(1)-3の核種(^{93m}Nb 及び ⁶⁰Co)を候補として整理した。ただし、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、図 3.2.1.3(1)-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、 令和4年度の整理結果に基づき、^{93m}Nb に対する調査を継続して実施する。

^{93m}Nb(半減期 16.13 年^[3.2.1.3(1)-3])は ⁹³Nb(天然同位体比 100%^[3.2.1.3(1)-3])から生成する。 起源元素である ⁹³Nb 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。

また、^{93m}Nb は Nb の他に Mo からも生成する。図 3.2.1.3(1)-5 に Nb と Mo からの ^{93m}Nb の生成経路を示す。Mo からは、天然の Mo 同位体の 1 つである ⁹²Mo(天然同位 体比 14.53%^[3.2.1.3(1)-4])と中性子との核反応で生成した ⁹³Mo(半減期 4000 年^[3.2.1.3(1)-4])が 壊変(電子捕獲)し、^{93m}Nb を生成する。したがって、測定によって得られた ^{93m}Nb 放射 能には ⁹²Mo 由来の ^{93m}Nb も含むため、 ^{93m}Nb の測定値から ⁹²Mo 由来の ^{93m}Nb を差 し引く必要がある。そこで、 ⁹²Mo 由来の ^{93m}Nb の放射能量を推定するために、試験片 の『Mo 元素濃度』と『⁹³Mo 放射能濃度』を測定する。

3) Nb 起源と Mo 起源の ^{93m}Nb 放射能評価方法

実機材料(ステンレス系材料)に対する中性子照射量を評価するためには、Nb 起源の 93mNb 放射能を測定する必要がある。ただし、前述の通り 93mNb には Mo を起源とし た 93mNb も存在することから、その放射能を差し引く必要がある。基本的な概念を以 下に示す。

「照射前の Nb 質量」の推定

Nb は合金元素ではないため、ミルシートに Nb 濃度の記載がなく照射前の Nb 質量は不明である。ただし、令和 4 年度の整理結果より、表 3.2.1.3(1)-4 に記載の通り、照射前後の Nb 総質量はほぼ変化が無いとみなすこととし、化学分析により評価した照射後≒Nb 質量照射前の Nb 質量とする。

Nb 起源放射能の評価

本来測定したい対象は、Nb 起源の ^{93m}Nb だが、測定された ^{93m}Nb の放射能には Mo を起源とした ^{93m}Nb も存在することから、その放射能を差し引く必要がある。

ここで、Mo 起源の放射能は下記③の手順により算出する。

③ Mo 起源放射能の導出

Mo 起源の 93mNb の生成経路は、以下のとおりである(図 3.2.1.3(1)-6 参照)。

a) 天然存在核種の 92Mo への中性子照射により 93Mo が生成

 \downarrow

b) 93Mo が壊変することにより 93mNb が生成

上記の a) と b) の生成量を踏まえ、Mo 起源の ^{93m}Nb を導出するためには、以下 の処理が必要となる。

- a)-1:92Moの初期量を推定するために、照射前後で同位体量の変化が小さい核種 の質量測定を実施し、照射前の Mo 総質量を推定する。ここで、照射前後で の Mo 総質量はほぼ同等であることが前提である(照射前後の Mo 総質量は表 3.2.1.3(1)-5 に示すようにほぼ同等である)。
- a)-2:92Mo→93Moの反応量を推定するために、93Moの放射能を測定する。ここ
 - で、93Moの放射能は 92Moから 93Moを生成する際の反応率σφに依存す

る。ここで、σは反応断面積、φは中性子束である。

b): 93Moの放射能量から93mNbの放射能量を算出する。

| < 参老文献 > | |
|----------------|--|
| [3.2.1.3(1)-1] | Ichikawa et.al., "Fast neutron fluence estimation by |
| | measurement of ^{93m} Nb and ⁹³ Mo", International Symposium on |
| | Reactor Dosimetry 17(2023) Lausanne, Switzerland |
| [3.2.1.3(1)-2] | JIS G 4304 熱間圧延ステンレス鋼板及び鋼帯 |
| [3.2.1.3(1)-3] | ASTM E844-09(2014) e2 Standard Guide For Sensor Set Design |
| | And Irradiation For Reactor Surveillance |
| [3.2.1.3(1)-4] | 日本原子力研究開発機構 核データ研究グループ |
| [3.2.1.3(1)-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/h |
| | <u>ama jisseki/hama setsubi/</u> |
| [3.2.1.3(1)-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 |
| [3.2.1.3(1)-7] | The International Reactor Dosimetry File: IRDF-2002 |

https://www.oecd-nea.org/dbforms/data/eva/evatapes/irdf_2002/

| 種類 | С | Si | Mn | Р | S | Ni | Cr | Mo | その他 |
|--------|------|------|------|-------|-------|-------|-------|------------|-----|
| SUS304 | 0.08 | 1.00 | 2.00 | 0.045 | 0.030 | 8.00~ | 18.0~ | - | - |
| | 以下 | 以下 | 以下 | 以下 | 以下 | 10.50 | 20.0 | | |
| SUS316 | 0.08 | 1.00 | 2.00 | 0.045 | 0.030 | 10.0~ | 16.0~ | $2.00\sim$ | - |
| | 以下 | 以下 | 以下 | 以下 | 以下 | 14.0 | 18.0 | 3.00 | |

表 3. 2. 1. 3(1)-1 JIS 記載のオーステナイト系ステンレス鋼の化学成分(mass%)^[3.2.1.3(1)-2]

| No. | 核反応 ^{注1} | 元素 ^{注1} | 有感エネル | ギー | $({\sf MeV})$ $^{\pm 1}$ | 生成核種 | 生成核種の | D 半減期 ^{注2} |
|-----|---|------------------|-------|----|--------------------------|---------------------|--------|---------------------|
| 1 | ²³⁷ Np(n, f)FP | Np | 0.684 | - | 5.61 | ¹³⁷ Csなど | 30.08 | 年 |
| 2 | ¹⁰³ Rh(n, n') ^{103m} Rh | Rh | 0.731 | - | 5.73 | ^{103m} Rh | 56.11 | 分 |
| 3 | ⁹³ Nb(n, n') ^{93m} Nb | Nb | 0.951 | - | 5.79 | ^{93m} Nb | 16.13 | 年 |
| 4 | ¹¹⁵ ln(n, n') ^{115m} ln | ln | 1.12 | - | 5.86 | ^{115 m} ln | 4.49 | 時間 |
| 5 | ¹⁴ N(n, α) ¹¹ B | Ν | 1.75 | - | 5.86 | ¹¹ B | 安定 | |
| 6 | ²³⁸ U(n, f)FP | U(depleted) | 1.44 | - | 6.69 | ¹³⁷ Csなど | 30.08 | 年 |
| 7 | ²³² Th(n, f)FP | Th | 1.45 | - | 7.21 | ¹³⁷ Csなど | 30.08 | 年 |
| 8 | ⁹ Be(n, α) ⁶ Li | Be | 1.59 | - | 5.26 | ⁶ Li | 安定 | |
| 9 | ⁴⁷ Ti(n, p) ⁴⁷ Sc | Ti | 1.70 | - | 7.67 | ⁴⁷ Sc | 3.35 | 日 |
| 10 | ⁵⁸ Ni(n,p) ⁵⁸ Co | Ni | 1.98 | - | 7.51 | ⁵⁸ Co | 70.86 | 日 |
| 11 | ⁵⁴ Fe(n, p) ⁵⁴ Mn | Fe | 2.27 | - | 7.54 | ⁵⁴ Mn | 312.05 | B |
| 12 | ³² S(n, p) ³² P | S | 2.28 | - | 7.33 | ³² P | 14.26 | 日 |
| 13 | $^{32}S(n, \alpha)^{29}Si$ | S | 1.65 | - | 6.06 | ²⁹ Si | 安定 | |
| 14 | $^{58}Ni(n, \alpha)^{55}Fe$ | Ni | 2.74 | - | 8.72 | ⁵⁵ Fe | 2.74 | 年 |
| 15 | ⁴⁶ Ti(n, p) ⁴⁶ Sc | Ti | 3.70 | - | 9.43 | ⁴⁶ Sc | 83.79 | 日 |
| 16 | ⁵⁶ Fe(n, p) ⁵⁶ Mn | Fe | 5.45 | - | 11.3 | ⁵⁶ Mn | 2.58 | 時間 |
| 17 | ${}^{56}Fe(n, \alpha){}^{53}Cr$ | Fe | 5.19 | - | 11.3 | ⁵³ Cr | 安定 | |
| 18 | ⁶³ Cu(n, α) ⁶⁰ Co | Cu | 4.53 | - | 11.0 | ⁶⁰ Co | 5.27 | 年 |
| 19 | $^{27}AI(n, \alpha)^{24}Na$ | AI | 6.45 | - | 11.9 | ²⁴ Na | 14.997 | 時間 |
| 20 | ⁴⁸ Ti(n, p) ⁴⁸ Sc | Ti | 5.92 | - | 12.3 | ⁴⁸ Sc | 43.67 | 時間 |
| 21 | $^{47}\text{Ti}(n, \alpha)^{44}\text{Ca}$ | Ti | 2.80 | - | 9.12 | ⁴⁴ Ca | 安定 | |
| 22 | ⁶⁰ Ni(n,p) ⁶⁰ Co | Ni | 4.72 | - | 10.8 | ⁶⁰ Co | 5.27 | 年 |
| 23 | ⁵⁵ Mn(n, 2n) ⁵⁴ Mn | Mn | 11.0 | - | 15.8 | ⁵⁴ Mn | 312.05 | 日 |

表 3.2.1.3(1)-2 高速中性子束の評価に使用されている核種一覧

注1: ASTM データ^[3.2.1.3(1)-3]

注2: JAEA データ^[3.2.1.3(1)-4]

| the F | 生成核種の | 炉内構造物材料 | 備考 |
|--|-------------------|---------|----------|
| 核戊心 | 半減期 | に含まれる元素 | |
| ⁹³ Nb+n→ ^{93m} Nb+n' | 16.13 年 | 不純物 | 今年度の調査対象 |
| ⁶³ Cu+n→ ⁶⁰ Co+α | 1925.28 日(5.27 年) | 不純物 | |
| ⁶⁰ Ni+n→ ⁶⁰ Co+p | 1925.28 日(5.27 年) | 主成分 | |

表 3.2.1.3(1)-3 生成核種の半減期が比較的長い核反応一覧

表 3.2.1.3(1)-4 Nb 1g を想定したときの照射前後の重量変化

| | 初期重量[g] | 計算過程 | 残存重量[g] |
|------------------|----------|------------------------------------|----------|
| | 1.00E+00 | ORIGEN-S | 9.86E-01 |
| ⁹³ Nb | 初期個数 | 計算過程 | 残存個数 |
| | 6.47E+21 | IRDF2002 ^[3.2.1.3(1)-7] | 6.47E+21 |

(上部格子板位置の中性子スペクトルを用いた場合)

(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 |
| | 初期個数 | 計算過程 | 残存個数 |
| | 6.47E+21 | IRDF2002 ^[3.2.1.3(1)-7] | 6.47E+21 |

表 3.2.1.3(1)-5 Mo 1g を想定したときの照射前後の重量変化

| | 初期重量 | 計算過程 | 残存重量[g] |
|---------------------|----------|--------------|-----------|
| ⁹² Mo | 1.42-01 | 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 |
| $^{95}\mathrm{Mo}$ | 1.57E-01 | | 1.35 E-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 |
| $^{100}\mathrm{Mo}$ | 1.00E-01 | | 9.96E-02 |
| $^{101}\mathrm{Mo}$ | 0.00E+00 | | 0.00E+00 |
| Mo 総 | 1.00E+00 | _ | 9.99E-01 |

(上部格子板位置の中性子スペクトルを用いた場合)

(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 | | 1.42E-01 |
| $^{93\mathrm{m}}\mathrm{M}$ | 0.00E+00 | | 0.00E+00 |
| ⁹³ Mo | 0.00E+00 | | 1.50 E-05 |
| ⁹⁴ Mo | 9.10E-02 | ORIGEN-S | 9.10E-02 |
| $^{95}\mathrm{Mo}$ | 1.57 E-01 | | $1.54 \text{E}{}^{-}01$ |
| ⁹⁶ Mo | 1.67E-01 | | 1.70E-01 |
| ⁹⁷ Mo | 9.70E-02 | | 9.70E-02 |
| ⁹⁸ Mo | 2.46E-01 | | 2.46E-01 |
| ⁹⁹ Mo | 0.00E+00 | | 0.00E+00 |
| $^{100}\mathrm{Mo}$ | 1.00E-01 | | 9.99E-02 |
| ¹⁰¹ Mo | 0.00E+00 | | 0.00E+00 |
| Mo 総 | 1.00E+00 | | 1.00E+00 |



図 3.2.1.3(1)-1 監視試験片の炉内への装荷状況



図 3.2.1.3(1)-2 監視試験片の照射量東評価フロー



図 3.2.1.3(1)-3 ドシメータの有感エネルギー域と半減期^[3.2.1.3(1)-6]



(a) ^{93m}Nb



(b) 60Co



(c) 55Fe

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

図 3.2.1.3(1)-4 ⁹³"Nb、⁶⁰Co 及び ⁵⁵Fe の生成パス



図 3.2.1.3(1)-5 Nb と Mo からの ^{93m}Nb の生成経路


図 3.2.1.3(1)-6 Nb、Moの照射前後における質量変化のイメージ

(2) 実機サンプリング材分析

(浜岡原子力発電所3号機監視試験カプセル及びバスケット材)

1) 測定対象

本分析においては、H-3 第 3 回監視試験の残材として、監視試験片カプセル及びバ スケット(総称して、「監視試験材」という)を用いての放射能濃度測定を実施する。こ れらの材料は、(1)で述べた通り、H-1炉内構造物材料上部格子板は現行JISのSUS316、 炉心シュラウドにはSUS304相当で、それぞれH-3バスケット(SUS316L製)、並びに カプセル(SUS304L製)と類似の材料である。表 3.2.1.3(2)1)-1及び表 3.2.1.3(2)1)-2 に それぞれの材料の化学成分を示す。H-1炉内構造物材料とH-3 第 3 回監視試験材で化 学成分仕様の値が異なるものを下線で示した。C及びNiに差異があるが、本評価の対 象元素はNb及びMoの核反応であり、いずれも評価対象である核反応に関らない元 素であることから、H-3 第 3 回監視試験材を用いることに問題はないと考えられる。

H-3 監視試験材料の炉内における設置位置を図 3.2.1.3(2)1)-1 に示す。対象となる材料は、図 3.2.1.3(2)1)-2 に示す監視試験ホルダのうち、下部に設置しているバスケット とそのバスケットに内包されているカプセルである。バスケット及びカプセルは、炉 心中央高さ付近の高さの原子炉圧力容器内面に設置されている機器である。図 3.2.1.3(2)1)-3 に示すように、バスケットはカプセルを収容する機能を有する構造物で ある。バスケットを構成する部品のうちハンドルが SUS316L 製であり、この部品よ り材料を採取する。図 3.2.1.3(2)1)-4 に示すように、カプセルは衝撃試験片を複数本収 容する容器である。カプセルは SUS304L 製であり、ここから材料を採取する。

<参考文献>

[3.2.1.3(2)1)-1] JIS G 4305 冷間圧延ステンレス鋼板及び鋼帯

記号 С Si \mathbf{S} Mn Р Ni \mathbf{Cr} Mo 1.002.00 10.00~ $16.00\sim$ $2.00\sim$ 0.08 0.0450.030 SUS316 以下 以下 以下 以下 以下 14.00 18.003.00<u>12.00</u>~ $16.00\sim$ $2.00\sim$ 0.030 1.002.000.0450.030 SUS316L <u>以下</u> 以下 以下 以下 以下 15.0018.00 3.00

表 3. 2. 1. 3 (2) 1) -1 SUS316 と SUS316L の JIS 規格^[3. 2. 1. 3 (2) 1)-1]

注:下線部が SUS316 と SUS316L の化学成分が異なる部分

表 3. 2. 1. 3 (2) 1) -2 SUS304 と SUS304L の JIS 規格^[3.2.1.3(2)1)-1]

| 記号 | С | Si | Mn | Р | S | Ni | \mathbf{Cr} |
|-----------|--------------|------|------|-------|-----------------|--------------|---------------|
| CIIC204 | <u>0.08</u> | 1.00 | 2.00 | 0.045 | 0.030 | <u>8.00~</u> | $18.00 \sim$ |
| 505304 | <u>以下</u> | 以下 | 以下 | 以下 | 以下 | <u>10.50</u> | 20.00 |
| CLICRO 4I | <u>0.030</u> | 1.00 | 2.00 | 0.045 | 0.030 | <u>9.00~</u> | $18.00 \sim$ |
| 505304L | <u>以下</u> | 以下 | 以下 | 以下 | 以下 <u>13.00</u> | <u>13.00</u> | 20.00 |

注:下線部が SUS304 と SUS304L の化学成分が異なる部分



図 3.2.1.3(2)1)-1 監視試験設置位置図



図 3.2.1.3(2)1)-2 監視試験ホルダの構成 (図 3.2.1.3(2)1)-1 A部詳細)





| 6 | 温度モニタカプセル |
|------|-----------|
| 5 | 衝撃試験片カプセル |
| 4 | 引張試験片カプセル |
| 3 | ブラグ |
| 2 | サイドプレート |
| 1 | ハンドル |
| 部品番号 | 名 称 |

図 3.2.1.3(2)1)-3 バスケットの構造



図 3.2.1.3(2)1)-4 カプセルの構造

2) 測定前の試験片加工

① 採取重量及び試験片個数

^{93m}Nb の測定時に検出下限値を下回ることを防ぐため、測定に必要な試験片質量を 推定した。一般的なステンレス鋼中に含まれる Nb 濃度は概ね 10 ppm(µg/g)程度 ^[3.2.1.3(2)2)·1]である。試験片とする SUS304L 製カプセルおよび SUS316L 製バスケット の Nb 濃度は不明であるため、一般的に入手可能な SUS と同程度の Nb が含まれてい ると仮定するとともに、分析を実施する日本核燃料開発の測定系の分析精度を考慮し、 試験片採取量を5g 以上と設定した。

放射能測定は繰返し数を2とし、SUS304L 製カプセルおよび SUS316L 製バスケットから放射能測定2回分の試験片を採取する。また、予備として2回分の試験片を採 取する。

以上より、SUS304L 製カプセルおよび SUS316L 製バスケットから質量が5g以上 となるように放射能測定用の試験片を8個(SUS304L 製カプセル:繰返し数2個と予 備2個、SUS316L 製バスケット:繰返し数2個と予備2個)採取することとした。

2 試験材採取位置

図 3.2.1.3(2)2)-1 は H-3 第 3 回監視試験ホルダの模式図である。本分析での測定対象の材料は SUS304L(カプセル)と SUS316L(バスケット(ハンドル部))である。試験材の採取位置を図中に黄四角で示す。

- 3 試験片の採取
- a) カプセル

試験片を採取するカプセルの外観写真を図 3.2.1.3(2)2)-2 に示す。監視試験片を取り 出したためカプセルの一部は切断済みであり、本試験では切断された板材から試験片 を採取する。前項に示したように、放射能測定用の試験片を計 4 個採取するため、破 線で示すように試験片を 4 個採取した。カプセルの切断には図 3.2.1.3(2)2)-3 に示す精 密切断機を使用した。

図中に示す記号は切断後の試験材の管理番号である。カプセルから切断採取した各 試験片は、取り違え等が発生しないよう管理番号を記載した容器等に入れて管理する。

カプセルから採取した試験片の外観を図 3.2.1.3(2)2)-5 に示す。また、電子天秤により秤量した試験片の質量を表 3.2.1.3(2)2)-1 に示す。各試験片の質量が 5g以上となっていることを確認した。

b) バスケット

バスケットの外観写真を図 3.2.1.3(2)2)-4 に示す。試験片はドシメータが装荷されて いたカプセル近傍のバスケット付け根部分より採取する。前項に示したように、放射 能測定用の試験片を計 4 個採取するため、破線で示すように試験片を 4 個採取した。 バスケットの切断には、図 3.2.1.3(2)2)-3 に示す精密切断機を用いる。

図中に示す記号は切断後の試験材の管理番号である。バスケットから切断採取した

各試験片は、取り違え等が発生しないよう管理番号を記載した容器等に入れて管理する。

バスケットから採取した試験片の外観を図 3.2.1.3(2)2)-6 に示す。また、電子天秤により秤量した試験片の質量を表 3.2.1.3(2)2)-1 に示す。各試験片の質量が 5g以上となっていることを確認した。

<参考文献>

[3.2.1.3(2)2)-1] 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)

| 採取部位 | 管理番号 | 用途 | 重量(g) |
|-----------|-------------|-----------------|-------|
| | S37C1CA01-1 | 放射能測定用 | 5.9 |
| カプセル | S37C1CA01-2 | S37C1CA01-1 の予備 | 6.3 |
| NJ EN | S37C1CA02-1 | 放射能測定用 | 6.4 |
| | S37C1CA02-2 | S37C1CA02-1 の予備 | 6.3 |
| N 7 4 v l | S37C1CA03-1 | 放射能測定用 | 8.7 |
| | S37C1CA03-2 | S37C1CA03-1 の予備 | 7.9 |
| | S37C1CA04-1 | 放射能測定用 | 8.1 |
| | S37C1CA04-2 | S37C1CA04-1 の予備 | 8.2 |

表 3.2.1.3(2)2)-1 験片の質量測定結果



: 試験材採取位置

図 3.2.1.3(2)2)-1 H-3 第3回監視試験バスケット・カプセルの試験材採取位置



| 管理番号 | 用途 |
|-------------|-----------------|
| S37C1CA01-1 | 放射能測定用 |
| S37C1CA01-2 | S37C1CA01-1 の予備 |
| S37C1CA02-1 | 放射能測定用 |
| S37C1CA02-2 | S37C1CA02-1 の予備 |

図 3.2.1.3(2)2)-2 G1-3カプセルからの試験片採取箇所(SUS304L)



図 3.2.1.3(2)2)-3 試験片の切断に用いる精密切断機



| 管理番号 | 用途 |
|-------------|-----------------|
| S37C1CA03-1 | 放射能測定用 |
| S37C1CA03-2 | S37C1CA03-1 の予備 |
| S37C1CA04-1 | 放射能測定用 |
| S37C1CA04-2 | S37C1CA04-1 の予備 |

図 3.2.1.3(2)2)-4 バスケットからの試験片採取箇所(SUS316L)



図 3.2.1.3(2)2)-5 カプセルより採取した放射能測定用試験片の外観写真



(b) バスケット 図 3. 2. 1. 3 (2) 2) -6 バスケットより採取した放射能測定用試験片の外観写真

3) 試験片の質量及び放射能測定要領

「2) 測定前の試験片加工」で採取した試験片について元素濃度及び放射能濃度を 測定する。測定する元素濃度及び放射能濃度を以下に示す。

- Nb 元素濃度
- Mo 元素濃度
- ^{93m}Nb 放射能濃度
- ⁹³Mo 放射能濃度

図 3.2.1.3(2)3)-1 に元素濃度及び放射能濃度の測定フローを示す。測定操作は「試験 片の溶解」、「元素濃度の測定」、「放射能濃度の測定」の3つから成る。

各操作手順の詳細を①~③に示す。

試験片の溶解

溶解前処理として試験片(金属成分)由来以外の元素・核種の測定値への影響を除去す るため、試験片の表面の錆等の付着物を除去する。付着物除去後、試験片の質量を測定 する。その後、酸を用いて試験片を溶解する。溶解に使用する酸は、Nb を含む鋼材の 溶解に利用される酸^[3,2,1,3(2)3)-1]や鋼材中の ^{93m}Nb の分析報告例^{[3,2,1,3(2)3)-2][3,2,1,3(2)3)-3]を 参考に、フッ化水素酸、塩酸及び硝酸の混酸とする。酸による溶解は、溶解を促進させ るため加熱しながら行う。溶解後、溶解液をメンブレンフィルターでろ過してフィル ター上に溶け残りの有無を確認するとともに、溶解液の質量を測定する。}

試験片の溶解後、その試験片の Nb、Mo 元素濃度を把握するために、溶解液の一部 を希釈して誘導結合プラズマ質量分析装置(ICP-MS)で試測定を行う。試測定の結果、 試験片の Nb 元素濃度が 10 µg/g 未満の場合には、予備試験片の溶解を行う。予備試験 片の溶解判断および溶解した場合のフローを図 3.2.1.3(2)3)-2 に示す。

なお、本工程で使用する電子天秤には電子天秤 1(ザルトリウス社製 CP124S、最大 計量値 120 g、最小表示 0.1 mg)と電子天秤 2(ザルトリウス社製 Qunintix313-1SJP、 最大計量値 310 g、最小表示 1 mg)があるが、測定対象の質量が約 0.1 g~300 g である ことに対し、測定の最小表示が 0.1 mg または 1 mg であることから、測定上十分な精 度を有している。ただし、測定対象の質量が小さい(120 g 未満)場合は、より高精度な 電子天秤 1 を使用する。

以下に作業手順を示す。

- 1. 溶解前処理
 - i. 試験片表面の錆等の付着物を研磨材により研磨・除去する。
 - ii. 試験片に付着した研磨屑を除去するため、アセトンで超音波洗浄する。
 - iii. 超音波洗浄後、試験片を乾燥させる。
- 2. 溶解前の質量測定
 - i. 乾燥した試験片を容器に入れて質量を電子天秤1で0.1 mg まで測定する。

- 3. 溶解処理
 - i. 試験片を溶解容器(PTFE ビーカ)に投入する。各試薬の濃度は以下の通りである。
 - ・フッ化水素酸:46%-51%
 - 塩酸:30%-32%
 - ・硝酸:60%-62%
 - ii. 液の蒸発を防ぐため、溶解容器に時計皿で蓋をし、ホットプレート上で沸騰 しない程度(90℃程度以下)に加熱する。
 - iii. 加熱を開始してから4時間以上経過後、加熱を終了し、放冷する。
 - iv. 孔径 0.4 µm のメンブレンフィルターと溶解容器内の液を吸引ろ過する。
 - v. 溶解液回収後の溶解容器内を純水で洗浄し、洗浄液も吸引ろ過する。
 - vi. 溶解液が入った容器とメンブレンフィルターを回収する。
 - vii. メンブレンフィルター上の溶け残りの有無を目視で確認する。溶け残りがあ る場合には「4 溶け残りの溶解」の手順に、溶け残りが無い場合には「5 溶 解後の質量測定」の手順に進む(図 3.2.1.3(2)3)-3)。
- 4. 溶け残りの溶解
 - i. フィルターごと溶解容器(PTFE ビーカ)に投入する。フィルター自体は化学薬 品や高温に対する耐性が高く基本的には不溶である。
 - ii. フッ化水素酸、塩酸、硝酸の混酸を加える。
 - iii. 液の蒸発を防ぐため、溶解容器に時計皿で蓋をし、ホットプレート上で沸騰しない程度(90 ℃程度以下)に加熱する。
 - iv. 目視により溶解状況に変化が見られなくなったら、加熱を終了し、放冷する。
 - v. 溶け残りの溶解液を 3-vi で回収した溶解液と合わせる。
 - vi. 「5 溶解後の質量測定」の手順を行う。
- 5. 溶解後の質量測定
 - i. 溶解液が入った容器の質量を電子天秤で 0.1 mg まで測定する。
- 6. 元素濃度の試測定

元素濃度の試測定は予備試験片の溶解の判断のために行う。

- i. 1000 倍希釈液を調製する。この 1000 倍希釈液を「試測定用試料」とする。
- ii. 「試測定用試料」について、ICP-MS で Nb 及び Mo について測定する。
- iii. 試験片の Nb 元素濃度が 10 µg/g 未満の場合には、「7 予備試験片の溶解」の 手順を行う。
- 7. 予備試験片の溶解
 - i. 1~5の手順で予備試験片を溶解する。
 - ii. 予備試験片の溶解液と先に溶解した液を混合する。混合後の溶解液が入った 容器の質量を電子天秤で1mgまで測定する。

元素濃度の測定

溶解液の一部を分取・希釈して「元素濃度測定試料」を調製する。調製した「元素濃 度測定試料」について誘導結合プラズマ質量分析装置(ICP-MS)で元素濃度を測定し、 本測定結果を基に試験片の元素濃度を算出する。測定対象元素は Nb と Mo とする。 Nb と Mo を ICP-MS で測定するにあたり、ICP-MS では質量数に着目して測定するこ とから、測定時に質量数を選択する必要がある。表 3.2.1.3(2)3)-1 に Nb と Mo の天然 同位体比(原子数比)を示す。表には Nb と Mo の原子番号に近い元素及びその天然同位 体比も併せて示す。

Nb は ⁹³Nb のみ存在し、他の同位体はないため、 ⁹³Nb(質量数 93)を対象とする。

Mo は複数の同位体を持つため、①同じ質量数の元素(同重体)が存在しない(表 3.2.1.3(2)3)-1)、かつ、②照射後の同位体比が照射前(天然同位体比)と等しい同位体で ある⁹⁷Mo(質量数 97)を対象とする。

元素濃度の定量は検量線法により行う。検量線は、測定値と元素濃度の関係線(図 3.2.1.3(2)3)-4)であり、検量線用標準液を測定し、最小二乗法により作成する。検量線 用標準液は、市販の標準液を希釈して調製する。この際の希釈は質量比で行う(標準液 の分取量や希釈後の量を容量(mL)ではなく、質量(g)で管理する)。質量比で希釈するに あたり、標準液の濃度(成績書の値)は質量濃度([g/mL]など)であるため、「質量濃度」を 「標準液の密度」で除して「質量分率」([g/g]など)に換算する必要があり、検量線用標

準液の調製時に標準液の密度を測定する。以下に作業手順を示す。

- 1. 標準液の密度測定
 - i. 標準液を 10 mL メスフラスコの標線まで入れ、電子天秤 3 で 0.1 mg まで測 定する。
 - ii. 測定結果より標準液の密度を算出し、標準液の濃度を質量濃度([g/mL]など)から質量分率([g/g]など)に換算する。
- 2. 検量線用標準液の調製と検量線作成
 - i. 検量線用標準液は、元素ごとに濃度が異なるものを4種類以上調製する。
 - ii. 検量線用標準液を ICP-MS で測定し、最小二乗法により検量線を作成する。
- 3. 溶解液の分取及び希釈

溶解液を希釈し、「元素濃度測定試料」を調製する。

4. 元素濃度測定試料の濃度測定

「元素濃度測定試料」を ICP-MS で測定し、検量線から元素濃度を求める。 元素濃度の算出

元素濃度測定試料の測定結果より、溶解液及び試験片の元素濃度を式 3.2.1.3(2)3)-1及び式 3.2.1.3(2)3)-2より算出する。

$$C_{1-i} = c_i \times D$$

(3.2.1.3(2)3) - 1)

C_{1-i}:溶解液の元素 iの濃度 (g/g - 溶解液)

ci : 元素濃度測定試料の元素 iの濃度 (g/g - 元素濃度測定試料)

 D : 元素濃度測定試料の希釈倍率([希釈後質量 (g) /溶解液等の 分取量 (g)])

(試験片の元素濃度)

$$C_i = \frac{M \times C_{1-i}}{m}$$
(3.2.1.3(2)3)-2)

C_i : 試験片の元素 i の濃度 (g/g - 試験片)

M :溶解液の質量 (g)

m :試験片の質量 (g)

C_{1-i}:溶解液の元素 iの濃度 (g/g - 溶解液)

3 放射能濃度の測定

測定対象の ^{93m}Nb と ⁹³Mo の核データ(半減期と主な放出放射線)を表 3.2.1.3(2)3)-2 に示す。 ^{93m}Nb と ⁹³Mo はともに X 線を放出する核種であり、放出する X 線を低エネ ルギー光子測定装置(LEPS)で測定することで放射能を定量する。LEPS での測定では 図 3.2.1.3(2)3)-5に示すような横軸にエネルギー、縦軸に計数値のスペクトルが得られ、 ピークの位置から核種を同定することができ、また、ピークの面積から放射能量を定 量することができる。

X線は自己吸収(試験片での減衰)があるため、93mNbと93Moが放出するX線を測定 するにあたり、溶解した試験片から93mNbと93Moを抽出し、自己吸収の小さい(厚み が薄い)形状に調製して測定する必要がある。また、図 3.2.1.3(2)3)-6 に示す通り、測定 時に他の核種が存在するとバックグラウンドが上昇する、あるいは、エネルギーが同 程度の核種が存在するとピークの重畳が生じることで、目的核種の定量が困難となる。 そのため、93mNbと93Moのそれぞれを他の核種と分離しておく必要がある。特に測定 対象である93mNbと93Moは表 3.2.1.3(2)3)-2 に示すように同じエネルギーのX線を 放出する核種であるため、相互に分離する必要がある。以上のことから、93mNb及び 93Moを対象に抽出・分離操作(以下、分離操作)を行った後、それぞれの核種について LEPSにより測定する。

また、分離操作に伴い、操作の過程で測定対象核種(^{93m}Nb、⁹³Mo)の損失が生じる。 しかし、この損失は、分離操作前後に測定対象核種を含む元素量(Nb、Moを回収した 溶液の元素濃度)を ICP-MS で測定することで補正することが可能である。以降、この

補正操作を「回収率測定」と称し、^{93m}Nb、⁹³Moの測定核種の補正方法を「d)^{93m}Nb及び ⁹³Mo 放射能濃度の算出」に示す。

a) ⁹³^mNb 及び ⁹³Mo の分離

各試験片の溶解液から、分離操作用の試料(溶液)を分取する。分取した溶解液につい て、試験片(オーステイナイトステンレス鋼)の主成分である Fe、Cr、Ni 等や主な放射 線源である Co(⁶⁰Co)の除去、また、Nb と Mo の相互分離のため、イオン交換樹脂を用 いた分離操作(イオン交換分離操作)を行う。イオン交換分離操作は、鉄鋼試料での ^{93m}Nb分析報告例^[3,2,1,3(2)3)-3]や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 着報告例^[3,2,1,3(2)3)-5]を参考にして、フッ化水素酸系での陰イオン交換分離をベースとし、 Nb や Mo をアニオン錯体として陰イオン交換樹脂に捕集させる。

また、回収率測定では、分離操作後に Nb や Mo を含んだ回収液中に各元素が十分な 量含まれている必要があり、必要に応じて分離操作前に Nb 又は Mo を添加する。

以下に作業手順を示す。

- 溶解液の分取 溶解液の約9割を放射能測定用に容器に分取し、質量を電子天秤2で1mgまで測 定する
- Nb 又は Mo の添加(必要に応じて) 測定対象核種の回収率測定のため、Nb 又は Mo の標準液を添加する。
 - i. 標準液の密度を算出するため、標準液を10mLメスフラスコの標線まで入れ、 電子天秤で0.1mgまで測定する。
 - ii. 測定結果より標準液の密度を算出し、標準液の濃度を質量濃度(µg/mL)から質量分率(µg/g)に換算する。
 - iii. 標準液の添加量を測定するため、標準液(1000 μg/mL)を標準液添加用容器に 分取し、質量を電子天秤で0.1 mg まで測定する。
 - iv. 標準液添加用容器に分取した標準液を、放射能測定用に分取した溶解液に移 し入れる。
- 3. Nb と Mo の抽出・分離

溶解した試験片の量が多く、後述のイオン交換樹脂に通液する前の2 mol/L フッ 化水素酸への調製(蒸発乾固して、乾固物を2 mol/L フッ化水素酸に溶解)が一度に 処理できない(蒸発乾固物が2 mol/L フッ化水素酸に溶解しない)ため、溶解液を分 割して行う。操作イメージを図 3.2.1.3(2)3)-7 に示す。

- ii. ビーカ内の液をホットプレートで加熱し、蒸発乾固する。
- iii. 乾固物を2 mol/L フッ化水素酸で溶解する。

- iv. イオン交換カラムに純水にて膨潤させた陰イオン交換樹脂を充填後、陰イオン交換樹脂のコンディショニングのため、2 mol/L フッ化水素酸 20 mL を通 液する。
- v. NbやMoを樹脂に吸着させることでFe、Cr、Ni等の主要合金元素や測定に 対して妨害する核種を含む不純物元素(Co)等から分離させるため(Fe、Cr、Ni、 Co等は樹脂に吸着されずに流出)、イオン交換カラム出口に通過液回収用容 器をセットし、2 mol/L フッ化水素酸溶解液を樹脂に通液する。
- vi. ビーカ内に残留した溶解液をすべて樹脂に通液するため、ビーカ内を2mol/L フッ化水素酸で洗浄し、洗浄液を樹脂に通液する。
- vii. 樹脂に残留した Fe や 60Co 等を洗い流すため、陰イオン交換樹脂に 2 mol/L フッ化水素酸を通液する。

Moを樹脂から溶離させるため、イオン交換カラム出口に Mo 溶離用容器をセットし、陰イオン交換樹脂に 8 mol/L フッ化水素酸と 4 mol/L 塩酸の混合液を通液する。本通過液に Mo が含まれる(本液を「Mo 含有液」とする)。以降の操作は、「c) 93Mo 放射能量の測定」に記載する。

- viii. Nb を樹脂から溶離させるため、イオン交換カラム出口に Nb 溶離用容器をセットし、陰イオン交換樹脂に 1mol/L 塩酸を通液する。本通過液に Nb が含まれる(本液を「Nb 含有液」とする)。以降の操作は、「b) ^{93m}Nb 放射能量の測定」に記載する。
- b) ^{93m}Nb 放射能量の測定

「Nb 含有液」(イオン交換樹脂の通過液)を蒸発乾固後、1 mol/L 塩酸で溶解し、1 mol/L 塩酸溶液を調製する(以下、「Nb 回収液」とする)。「Nb 回収液」から分取した液 にランタン標準液とアンモニア水を加え、水酸化ランタン沈殿を生じさせ、Nb を共沈 させることで「^{93m}Nb 放射能測定試料」を調製する。調製した「^{93m}Nb 放射能測定試料」について LEPS で ^{93m}Nb 放射能量を測定する。また、「Nb 回収液」の一部を分取・ 希釈して、回収率測定用の「回収率測定試料」を調製する。「回収率測定試料」につい て ICP-MS で Nb 濃度を測定し、回収率を算出する。以下に ^{93m}Nb 放射能量の測定手 順を示す。なお、回収率や試験片の ^{93m}Nb 放射能濃度の算出方法は「d) ^{93m}Nb 及び ⁹³Mo 放射能濃度の算出」に記載する。

- 1. Nb 回収液の調製
 - i. フッ化水素酸の除去のため、分割して処理した「Nb 含有液」を1つの PTFE ビーカに入れ、ホットプレートで蒸発乾固する(図 3.2.1.3(2)3)-7 の「混合/蒸 発乾固」の部分に相当)。
 - ii. 蒸発乾固物を1 mol/L 塩酸 20 mL で溶解する。以下、本溶液を「Nb 回収液」
 とする。
 - iii. 「Nb 回収液」を Nb 回収容器に回収する。

- iv. Nb 回収液の質量を電子天秤1で0.1 mg まで測定する。
- 2. 放射能量測定(測定試料の調製と測定)
 - i. 「Nb 回収液」の約 9 割を Nb 放射能測定用容器に分取する。
 - ii. 分取した液にランタン標準液(1000 µg/mL)を 0.5 mL 添加する。
 - iii. アンモニア水(濃度 28%)を加えてアルカリ性(pH 9~10)にし、水酸化ランタンを沈殿させる。この際、Nb も沈殿する。pH の確認は pH 試験紙により行う。
 - iv. 孔径 0.4 µm のメンブレンフィルターで吸引ろ過し、フィルター上に沈殿物を 捕集する。捕集した沈殿物を「^{93m}Nb 放射能測定試料」とする。また、沈殿物 に Nb が移行していることを確認するため、ろ液中の Nb 濃度を ICP-MS で 測定する。
 - v. 「^{93m}Nb 放射能測定試料」を乾燥させる。
 - vi. 「^{93m}Nb 放射能測定試料」について LEPS による X 線測定を行う。対象とする X 線は、^{93m}Nb が放出する 16.5 keV-16.6 keV の X 線とする。
- 3. 回収率測定(測定試料の調製と測定)
 - i. Nb 回収液を希釈し、「回収率測定試料」を調製する。
 - ii. 「回収率測定試料」について、ICP-MS で Nb 濃度について測定を行う。測定 方法等は、「元素濃度の測定」に準じて行う。
- c) ⁹³Mo 放射能濃度の測定

「Mo 含有液」(イオン交換樹脂の通過液)を蒸発乾固後、1 mol/L 硝酸で溶解する。 イオン交換分離操作で除去しきれなかった ⁶⁰Co 等を水酸化ランタン沈殿により沈殿分 離(除去)したのち、1 mol/L 塩酸溶液(以下、「Mo 回収液」)に調製する。「Mo 回収液」 から分取した液に臭素水と 2%a-Benzoin-oxime/エタノールを加え Mo 沈殿を生成さ せ、「⁹³Mo 放射能測定試料」を調製する。調製した「⁹³Mo 放射能測定試料」について LEPS で ⁹³Mo 放射能量を測定する。また、「Mo 回収液」の一部を分取・希釈して、「回 収率測定試料」を調製する。「回収率測定試料」について ICP-MS で Mo 濃度を測定し、 回収率を算出する。以下に ⁹³Mo 放射能量の測定手順を示す。なお、回収率や試験片の ⁹³Mo 放射能濃度の算出方法は「(d) ⁹³Mo 放射能濃度の算出」に記載する。

- 1. Mo 回収液の調製
 - i. 液性を硝酸系にするため(水酸化ランタン沈殿による Co 除去のため)、分割して処理した「Mo 含有液」を1つの PTFE ビーカに入れ、ホットプレートで 蒸発乾固する(図 3.2.1.3(2)3)-7の「混合/蒸発乾固」の部分に相当)。
 - ii. 乾固物を1 mol/L 硝酸 20 mL で溶解する。
 - iii. ランタン標準液(1000 µg/mL)を1 mL 添加する。
 - iv. アンモニア水(濃度 28%)を少量ずつ加え、アルカリ性(pH 9~10)にし、水酸 化ランタンを沈殿させる。ここで、Mo は液相にし、沈殿物(固相)に Co(60Co)

が移行する。pH の確認は pH 試験紙により行う。

- v. 孔径 0.4 µm のメンブレンフィルターで吸引ろ過を行い、ろ液を回収する。
- vi. 回収したろ液を蒸発乾固する。
- vii. 乾固物を 1 mol/L 塩酸 20 mL で溶解する。以下、本溶液を「Mo 回収液」と する。
- viii. 「Mo 回収液」の質量を電子天秤 1 で 0.1 mg まで測定する。
- 2. 放射能量測定(測定試料の調製と測定)
 - i. 「Mo回収液」を Mo放射能測定用容器に分取する。分取量は Moの元素量が 約 0.5 mg となるように調節する。
 - ii. 分取した液に 2% a-Benzoin-oxime/エタノール1 mL を添加する。
 - iii. 撹拌しながら臭素水 1 mL を添加する。臭素水を添加することで Mo が 6 価
 で安定し完全に沈殿する^[3,2,1,3(2)3)-6]。
 - iv. さらに 2%a-Benzoin-oxime/エタノールを少量(0.1 mL 程度)添加する。
 - v. 孔径 0.4 µm のメンブレンフィルターで吸引ろ過し、フィルター上に沈殿物を 捕集する。捕集した沈殿物を「⁹³Mo 放射能測定試料」とする。また、沈殿物 に Mo が移行していることを確認するため、ろ液中の Mo 濃度を ICP-MS で 測定する。
 - vi. 「⁹³Mo 放射能測定試料」を乾燥させる。
 - vii. 「⁹³Mo 放射能測定試料」について LEPS による X 線測定を行う。対象とする X 線は、⁹³Mo が放出する 16.5 keV-16.6 keV の X 線とする。
- 3. 回収率測定(測定試料の調製と測定)
 - i. Mo回収液を希釈し、「回収率測定試料」を調製する。
 - ii. 「回収率測定試料」について、ICP-MS で Mo 濃度を測定する。測定方法等 は、「元素濃度の測定」に準じて行う。
- d) ⁹³^mNb 及び ⁹³Mo 放射能濃度の算出

放射能量と回収率の測定結果より、試験片の放射能量及び放射能濃度を算出する。 回収率の算出式を式 3.2.1.3(2)3)-3 に、試験片の放射能量及び放射能濃度の算出式を式 3.2.1.3(2)3)-4、式 3.2.1.3(2)3)-5 に示す。

(回収率)

$$Y_{i} = \frac{M_{2-i} \times C_{2-i}}{M_{1} \times C_{1-i} + M_{s-i} \times C_{s-i}}$$
(3.2.1.3(2)3)-3)

$$Y_{i} : 元素 i の回収率 (-)$$

$$M_{1} : 分離操作に供した溶解液の質量 (g)$$

$$C_{1-i} : 溶解液の元素 i の濃度 (g/g - 溶解液)$$

$$M_{s-i} : 標準液の添加量 (g)(添加しなかった場合は 0)$$

C_{s-i}:標準液の元素iの濃度 (g/g - 標準液)
 M_{2-i}:元素iの回収液の質量 (g)
 C_{2-i}:元素iの回収液の濃度 (g/g - 回収液)

(試験片の放射能量)

$$A_{j} = rac{A_{m-j}}{rac{M_{1}}{M} imes rac{M_{m-i}}{M_{2-i}} imes Y_{i}}$$
 (3.2.1.3(2)3)-4)
 A_{j} : 試験片の核種jの放射能量 (Bq)
 M : 溶解液の質量 (g)
 M_{1} : 分離操作に供した溶解液の質量 (g)
 M_{2-i} : 元素 i の回収液の質量 (g)
 M_{m-i} : 放射能測定に供した元素 i の回収液の質量 (g)
 Y_{i} : 元素 i の回収率 (-)
 A_{m-j} : 放射能測定試料の核種jの放射能量 (Bq)

(試験片の放射能濃度)

$$S_j = \frac{A_j}{m}$$
 (3.2.1.3(2)3)-5)
 S_j :試験片の核種jの放射能濃度 (g/g - 試験片)
 A_j :試験片の核種jの放射能量 (Bq)
m:溶解した試験片の質量 (g)

<参考文献>

[3.2.1.3(2)3)-1] 試料分析講座 鉄鋼分析, 社団法人日本分析化学会, 丸善, (2011).

- [3.2.1.3(2)3)-2] J. van Aarle, I. Guenther, F. Hegedues, F. Gabler, "Retrospective Fast Neutron Dosimetry of Nuclear Power Plants by Means of Scraping Samples Using the ⁹³Nb(n,n')^{93m}Nb Reaction", in: Reactor Dosimetry: Radiation Metrology and Assessment, Williams, J.G. et al (eds.), (ASTM International, West Conshohocken, PA, 2001)
- [3.2.1.3(2)3)-3] T. Serén, T. Kekki, Retrospective dosimetry based on niobium extraction and counting – VTT's contribution to the RETROSPEC project (2003);

 $\underline{https://www.vttresearch.com/sites/default/files/pdf/tiedotteet/2003}$

<u>/T2203.pdf</u>

- [3.2.1.3(2)3)・4] 日本原子力研究開発機構核データ研究グループ,核データの表, https://wwwndc.jaea.go.jp/NuC/index_J.html.
- [3.2.1.3(2)3)-5] 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巻,3号, p.175-182.
- [3.2.1.3(2)3)-6] 化学大辞典, 9, P292, 2006, 共立出版株式会社

| 元素(原子番号) 質量数 | Zr (40) (%) | Nb (41) (%) | Mo (42) (%) | Tc (43) (%) | Ru (44) (%) |
|-----------------|----------------|----------------|----------------|----------------|----------------|
| 90 | 51.45 | | | | |
| 91 | 11.22 | | | | |
| 92 | 17.15 | | 14.53 | | |
| 93 | | 100 | | | |
| 94 | 17.38 | | 9.15 | | |
| 95 | | | 15.84 | | |
| 96 | 2.80 | | 16.67 | 工体に | 5.54 |
| 97 | | | 9.60 | 大然に | |
| 98 | | | 24.39 | 1712 6 9 | 1.87 |
| 99 | | | | | 12.76 |
| 100 | | | 9.82 | | 12.60 |
| 101 | | | | | 17.06 |
| 102 | | | | | 31.55 |
| 103 | | | | | |
| 104 | | | | | 18.62 |

表 3.2.1.3(2)3)-1 Nb と Mo の天然同位体比(原子数比)

注1:NbとMoの原子番号に近い元素とその天然同位体比(原子数比)も併せて示す。

注2:元素の後の括弧内の数値は原子番号を示す。

注3:同位体比の出典「日本原子力研究開発機 核データ研究グループ[3.2.1.3(2)3)-4]」

| 核種 | 半減期(年)注 | 放射線の種類 | 放射線エネルギー(keV) ^注 | 放出率(%) ^注 |
|-------------------|---------------------|--------|----------------------------|---------------------|
| | | | 16.52100 | 3.24 |
| ^{93m} Nb | 16.13 | X 線 | 16.61510 | 6.2 |
| | | | 18.60 | 1.84 |
| | | | 16.52100 | 21 |
| ⁹³ Mo | 4.0×10^{3} | X 線 | 16.61510 | 40 |
| | | | 18.60 | 12 |

表 3.2.1.3(2)3)-2 ⁹³Nb と ⁹³Mo の核データ(半減期と主な放出放射線)

注:データ出典「日本原子力研究開発機 核データ研究グループ[3.2.1.3(2)3)-4]」



※回収率測定用にNb、Moを既知量添加。十分な量含まれていれば添加不要。

図 3.2.1.3(2)3)-1(1/3) 元素濃度及び放射能濃度の測定フロー



図 3.2.1.3(2)3)-1(2/3) 元素濃度及び放射能濃度の測定フロー



図 3.2.1.3(2)3)-1(3/3) 元素濃度及び放射能濃度の測定フロー



※1:予備試験片の溶解の判断のために実施。詳細な測定は「元素濃度の測定」で実施 ※2:試験片のNb元素濃度

図 3.2.1.3(2)3)-2 予備試験片の溶解判断および溶解した場合のフロー



図 3.2.1.3(2)3)-3 溶解操作の終了判断



図 3.2.1.3(2)3)-4 検量線による元素濃度の定量



図 3.2.1.3(2)3)-5 LEPS による核種の同定と放射能量の定量






図 3.2.1.3(2)3)-7 Nb と Moの抽出・分離における分割操作イメージ

4) 元素濃度及び放射能濃度の測定

- ① 試験片の溶解
- a) 研磨

図 3.2.1.3(2)4)-1 にカプセルから採取した試験片(S37C1CA01-1、S37C1CA02-1)の 研磨前後の外観写真を示す。研磨後には試験片表面から黒色の付着物が除去されてい ることを確認した。

図 3.2.1.3(2)4)-2 にバスケットから採取した試験片(S37C1CA03-1、S37C1CA03-2、 S37C1CA04-1、S37C1CA04-2)の研磨前後の外観写真を示す。研磨後には試験片表面 から黒色の付着物が除去されていることを確認した。なお、バスケットは元素濃度の 試測定で Nb 濃度が 10 μg/g 未満であり、予備試験片(S37C1CA03-2、S37C1CA04-2)も溶解に供したため予備試験片の外観も示す。

溶解に供した各試験片の質量を表 3.2.1.3(2)4)-1 に示す。

b) 溶解

試験片を溶解容器に投入後、フッ化水素酸、塩酸及び硝酸を添加し、時計皿で蓋をして、ホットプレートで加熱しながら溶解した。図 3.2.1.3(2)4)-3 に試験片の溶解時の様子を示す。

カプセルから採取した各試験片の溶解液の外観を図 3.2.1.3(2)4)-4、各ろ過フィルタ ーの外観を図 3.2.1.3(2)4)-5 に示す。図 3.2.1.3(2)4)-5 に示す通り、各ろ過フィルター に黒色の溶け残りが確認されたため、溶け残りの溶解操作を実施した。

バスケットから採取した各試験片の溶解液の外観を図 3.2.1.3(2)4)-6、各ろ過フィル ターの外観を図 3.2.1.3(2)4)-7 に示す。図 3.2.1.3(2)4)-7 に示す通り、すべての試験片 で溶け残りは確認されなかった。

溶解後の各溶解液の質量を表 3.2.1.3(2)4)-1 に示す。

c) 溶け残りの溶解

カプセルの溶け残り(ろ過フィルター)について、溶解操作を実施した。溶解は、試験 片と同様、フッ化水素酸、塩酸、硝酸を用いて加熱しながら溶解した。溶け残りの溶解 操作後の外観を図 3.2.1.3(2)4)-8 に示す。溶解操作前後で、見た目に変化はほぼ見られ なかった。溶け残りに測定対象である ^{93m}Nb や ⁹³Mo が含まれているか、溶解操作後 のろ過フィルターを直接、LEPS で測定することで確認した。測定の結果、溶け残りか ら ^{93m}Nb や ⁹³Mo は検出されなかった。また、溶け残りの溶解液に含まれる Nb 量や Mo 量を ICP-MS で測定した結果、S37C1CA01-1、S37C1CA02-1 ともに Nb 量は 7× 10⁻³ μ g未満、Mo 量は 3 μ g 未満と試験片中の Nb 量や Mo 量に対して無視できる量 であった。したがって、溶け残りについて、さらなる溶解は行わず、また、溶け残りの 溶解液を、先に得られている溶解液と混合せずに(混合すると液量が増えるため)、b)の 溶解液のみを対象に分析を進めた。

d) 元素濃度の溶解

予備試験片の溶解の判断のため、Nb 濃度の試測定を行った。試測定の結果、バスケット(S37C1CA03-1、S37C1CA04-1)の溶解液のNb 濃度は10µg/g未満であったため、 前述の通り、予備試験片(S37C1CA03-2、S37C1CA04-2)を溶解した。予備試験片の溶 解後、予備試験片の溶解液と、先に溶解した試験片の溶解液を混合した。混前後の溶解 液の質量を、表 3.2.1.3(2)4)-1 に示す。

② 元素濃度の測定

a) 元素濃度測定試料の濃度測定

Nb 濃度及び Mo 濃度の検量線を図 3.2.1.3(2)4)-9、図 3.2.1.3(2)4)-10 にそれぞれ示 す。図には、各試験片の元素濃度測定試料の測定データも併せて示す。

b) 元素濃度の算出

カプセル及びバスケットの元素濃度の測定結果を表 3.2.1.3(2)4)-2 に示す。測定結果 には、不確かさも併せて示す。

測定により得られた元素濃度の主な不確かさは、ICP-MS での検量線から求めた濃度の不確かさであり、これを元素濃度の不確かさとした。検量線から求めた濃度の不確かさは以下の式^[3.2.1.3(2)4)-1]から算出した。

$$s_{x0} = \frac{s_{y/x}}{b} \left\{ 1 + \frac{1}{n} + \frac{(y_0 - \bar{y})^2}{b^2 \sum (x_i - \bar{x})^2} \right\}^{1/2}$$
$$s_{y/x} = \left[\frac{\sum \{y_i - (bx_i + a)\}^2}{n - 2} \right]^{1/2}$$

- s_{x0}:検量線から求めた濃度の不確かさ
- s_{v/x}:検量線の縦軸のばらつきの標準偏差
- **b** :検量線の傾き
- a :検量線の切片
- **n** :検量線用標準液の測定回数
- y₀ : 測定試料の測定値
- y_i :検量線用標準液の各測定値
- x_i :検量線用標準液の各濃度
- x : 検量線用標準液の濃度の平均値

なお、試験片の元素濃度を測定する際の他の要因(試験片の質量、溶解液の質量、希 釈倍率)の不確かさは、測定値に対して十分な精度を有する天秤を使用しているため、 これらの影響は無視できる。

- 放射能濃度の測定
- a) ⁹³^mNb 及び ⁹³Mo の分離操作
- i) 溶解液の分取

各試験片とも、溶解液の約9割を分離操作用に容器に分取した。

ii) Nb の添加

バスケット試験片の Nb 濃度が想定より少なかったため、溶解液に Nb 標準液を添加 した。

iii) NbとMoの抽出・分離

各溶解液を2 mol/L フッ化水素酸に調製した後、陰イオン交換樹脂に通液し、Nb と Mo を樹脂に吸着させた。続いて、8 mol/L フッ化水素酸と4 mol/L 塩酸の混合液を通 液することで Mo を回収し、その後、1 mol/L 塩酸を通液することで Nb を回収した。 図 3.2.1.3(2)4)-11 に陰イオン交換樹脂に通液時の様子を示す。

- b) ⁹³^mNb 放射能量の測定
- i) Nb 回収液の調製

全ての試験片に対して Nb 回収液の約 9 割を使用して、「^{93m}Nb 放射能測定試料」を 調製した。調製した「^{93m}Nb 放射能測定試料」(沈殿物)に Nb が移行していることを確 認するため、ろ液中の Nb 濃度を ICP-MS で測定した結果、すべての「^{93m}Nb 放射能 測定試料」に Nb が 99 %以上回収されていることを確認した。表 3.2.1.3(2)4)-3 に 「^{93m}Nb 放射能測定試料」調製時の Nb 回収率を示す。

各試験片から調製した「^{93m}Nb 放射能測定試料」の LEPS のスペクトルを図 3.2.1.3(2)4)-12~図 3.2.1.3(2)4)-15 に示す。すべての測定試料で^{93m}Nb が放出する 16.6 keV 及び 18.6 keV にピークが確認された。表 3.2.1.3(2)4)-4 に、16.6 keV のピークか ら評価した「^{93m}Nb 放射能測定試料」の放射能測定結果を示す。また、表 3.2.1.3(2)4)-5 に Nb 回収率の測定結果を示す。

- c) ⁹³Mo 放射能量の測定
- i) Mo 回収液の調製

カプセルの Mo 回収液では、3 つの「⁹³Mo 放射能測定試料」(沈殿物)を調製した。 ^{93m}Nb 放射能測定試料の調製時と同様に、調製した放射能測試料に Mo が回収されて いることを確認した結果、最初の 2 つでは、Mo 回収率が 70 %~80 %(ろ液に Mo が 20 %~30 %移行)であった。回収率が低く、また、Mo 回収液の ICP-MS 測定時に測定 値がバラついたため(ICP-MS の測定試料中に微粒子が含まれると測定値がバラつく傾 向を示す)、Mo 回収液中で、なんらかの沈殿物が形成していることが懸念されたため、 Mo 回収液をろ過した後に「⁹³Mo 放射能測定試料」(3 つめ)を調製した。3 つめに調製 した「⁹³Mo 放射能測定試料」での Mo 回収率は、S37C1CA01-1 で 100%、S37C1CA02-1 で 96.6%であり、これらの測定試料を LEPS 測定に供した。バスケットの Mo 回収 液を 10 倍に希釈し、希釈液から放射能測定試料を調製した。放射能測定試料での Mo

回収率は、S37C1CA03·1,2 では 99.7%、S37C1CA04·1,2 では 98.8%であった。表 3.2.1.3(2)4)-6 に各試験片の「⁹³Mo 放射能測定試料」調製時の Mo 回収率を示す。なお、 Mo 回収率が 99%未満であったカプセルの S37C1CA02·1 及びバスケットの S37C1CA04·1,2 については、試験片の放射能濃度を算出する際には、「⁹³Mo 放射能測 定試料」調製時の回収率も考慮した。各試験片から調製した「⁹³Mo 放射能測定試料」 の LEPS のスペクトルを図 3.2.1.3(2)4)-16~図 3.2.1.3(2)4)-19 に示す。いずれの試験 片でも ⁹³Mo が放出する 16.6 keV 及び 18.6 keV にピークが確認された。表 3.2.1.3(2)4)-7 に、16.6 keV のピークから評価した「⁹³Mo 放射能測定試料」の放射能測定結果を示 す。

ii) 回収率測定(測定試料の調製と測定)

表 3.2.1.3(2)4)-8 に Mo 回収率の測定結果を示す。Mo 回収率の測定は、カプセルで は Mo 回収液の一部をろ過した液を対象に、バスケットでは 10 倍希釈した液を対象に 行った。

d) ⁹³ Nb 及び ⁹³ Mo 放射能濃度の算出

カプセル及びバスケットの放射能濃度の測定結果を表 3.2.1.3(2)4)-9に示す。表には、 「^{93m}Nb 放射能測定試料」を Ge 半導体検出器(ORTEC 製 GEM30P4-70)で測定した。 各測定結果には、不確かさも併せて示す。測定により得られた放射能濃度の主な不確 かさは、①放射能測定時の計数誤差、②回収率測定時の ICP-MS での検量線から求め た各溶液の濃度の不確かさ(検量線から求めた濃度の不確かさの算出については②元素 濃度の測定参照)であり、これらの不確かさを考慮(合成)して、放射能濃度の不確かさ とした。

カプセルの2つの試験片の測定結果を比較すると、⁹³Mo は不確かさの範囲内(±0.03 Bq/g-試験片)で一致したが、^{93m}Nb は、不確かさの範囲内(±0.5~±0.7 Bq/g-試験片)で 一致しなかった。^{93m}Nb が不確かさの範囲内で一致しなかった原因の1つとして、試 験片自体に起因するバラつきが考えられる。バスケットの2つの試験片の測定結果を 比較すると、^{93m}Nb、⁹³Mo ともに不確かさの範囲内(^{93m}Nb は±2 Bq/g-試験片、⁹³Mo は±0.4 Bq/g-試験片)で一致した。

<参考文献>

 [3.2.1.3(2)4)-1] J. N. Miller 著, 宗森信, 佐藤寿邦訳, 「データのとり方とまとめ方 --分析化学のための統計学とケモメトリックス(第2版)」, 共立出 版(2004), p142-p144.

| 採取 | | 溶解に供した | 回収した | | | 溶解に供した | 回収した |
|--------------|-------------|--------|-------------------|-----------------|---------------|--------|---------|
| 立 (| 管理番号 | 試験片質量 | 溶解液質量 | | 管理番号 | 試験片質量 | 溶解液質量 |
| <u>시</u> (이며 | | (g) | (g) | | | (g) | (g) |
| | S37C1CA01-1 | 5.9 | 117.061 | | | _ | |
| カプセル | S37C1CA01-2 | -(予備試) | 験片、溶解未実施) | | | | |
| N / E/V | S37C1CA02-1 | 6.4 | 111.500 | | | _ | |
| | S37C1CA02-2 | -(予備試) | 験片、溶解未実施) | | | _ | |
| | S37C1CA03-1 | 8.7 | 149.251 | \rightarrow | S97C1CA09-1 9 | 16.6 | 916 951 |
| バフケット | S37C1CA03-2 | 7.9 | 60.9087 | 注1 | 537C1CA05-1,2 | 16.6 | 216.551 |
| | S37C1CA04-1 | 8.1 | 141.232 | $] \rightarrow$ | 997010404 1 9 | 16.2 | 910 900 |
| | S37C1CA04-2 | 8.2 | 69.4304 | 注1 | 557010A04-1,2 | 16.3 | 216.266 |

表 3.2.1.3(2)4)-1 溶解に供した試験片と溶解液の質量

注1:バスケットは Nb 濃度が想定より溶解液を混合

注2:太枠が最終的な溶解に供した試験片の質量と得られた溶解液の質量

| 松田如告 | 溶解した試験片 | 試験片の質量 | Nb 濃度 | Mo 濃度 |
|-------|----------------------------|--------|-----------------|-----------------|
| 抚取前型 | (管理番号) | (g) | (µg/g-試験片) | (µg/g-試験片) |
| カプセル | S37C1CA01-1 5.9 | | 20.8 ± 0.2 | 930 ± 10 |
| N | S37C1CA02-1 | 6.4 | 20.7 ± 0.2 | 920 ± 10 |
| バフケット | S37C1CA03-1 S37C1CA03-2 | 16.6 | 2.53 ± 0.03 | 21200 ± 300 |
| | S37C1CA04-1 S37C1CA04-2 | 16.3 | 2.53 ± 0.03 | 21200 ± 300 |

表 3.2.1.3(2)4)-2 元素濃度の測定結果

| | | 放射能液 | 放射能測定に供した回収液 | | ろ液 | | | 放射能測定試料 | |
|----------------|-------------|---------|--------------|------------|---------|----------------|-------------------|---------------------|-------|
| 扠 币 却 位 | 溶解した試験片 | 質量 | Nb 濃度 | Nb 量 $注 1$ | 質量 | Nb 濃度 | $Nb \equiv 2^{2}$ | Nb 量 ^{注 3} | 回収率注4 |
| 抚取部迎 | (管理番号) | (g) | (µg/g) | (µg) | (g) | (µg/g) | (µg) | (µg) | (%) |
| オプナル | S37C1CA01-1 | 19.1148 | 2.1 | 40.14 | 27.3195 | 0.0013 | 0.04 | 40.11 | 99.9 |
| S37C1 | S37C1CA02-1 | 18.2973 | 2.0 | 36.59 | 25.8648 | 0.00062 | 0.02 | 36.58 | 100 |
| | S37C1CA03-1 | 10 0770 | 9.4 | 43.87 | 96 9967 | 26.3867 0.0023 | 0.06 | 43.80 | 99.9 |
| バフケット | S37C1CA03-2 | 18.2775 | 2.4 | | 26.3867 | | | | |
| | S37C1CA04-1 | 18 /030 | 24 | 44 39 | 26 7461 | 0.0032 | 0.09 | 44.30 | 99.8 |
| | S37C1CA04-2 | 10.4939 | 2.4 | 44.39 | 20.7461 | 0.0032 | | | |

表 3.2.1.3(2)4)-3⁹³Nb 放射能測定試料調製時の Nb 回収率

注1:「放射能測定に供した回収液の質量」×「回収液のNb濃度」

注 2:「ろ液の質量」×「ろ液の Nb 濃度」

注3:「放射能測定に供した回収液の Nb 量」 - 「ろ液の Nb 量」

注4:「放射能測定試料中のNb量」÷「放射能測定に供した回収液のNb量」×100

| 種類 | 溶解した試験片 (管理番号) | 16.5 keV-16.6 keV の 計数率 ^{注 1} | ^{93m} Nb の 16.5 keV-16.6 keV 放 射線の放出率 | 計数効率 | 放射能量 ^{注2} |
|---------|----------------------------|---|--|------|--------------------|
| | | (cps) | (%) | (%) | (Bq) |
| + - + 1 | S37C1CA01-1 | 1.770E-01 | 9.44 | 6.97 | 26.9 |
| | S37C1CA02-1 | 1.124E-01 | 9.44 | 6.97 | 17.1 |
| N7 F L | S37C1CA03-1 S37C1CA03-2 | 1.180E+00 | 9.44 | 6.97 | 179.3 |
| | S37C1CA04-1 S37C1CA04-2 | 1.171E+00 | 9.44 | 6.97 | 178.0 |

表 3. 2. 1. 3 (2) 4) -4 ⁹³"Nb 放射能測定試料の放射能測定結果

注1:図 3.2.1.3(2)4)-12~図 3.2.1.3(2)4)-15の 16.5 keV-16.6 keV のピーク面積(カウント数)を測定時間で除した値

注2:放射能量=計数率÷(放出率÷100)÷(計数効率÷100)

| 放射能測定に供した 溶解液 | | Nb 標準液 | | | 回収液 | | | | | |
|------------------|----------------------------|---------|-------------|--------|----------------------------|-------|---------|---------------------|--------------------------|------|
| 探取部位 溶解した試験片 | 質量 | 濃度 | 濃度 | 添加量 | 分離前の Nb 量 ^{注1} | 質量 | 濃度 | Nb 量 ^{注 2} | Nb 回収率 ^{注 3} | |
| | (管埋番号) | (g) | $(\mu g/g)$ | (µg/g) | (g) | (µg) | (g) | (µg/g) | (µg) | (%) |
| カプセル | S37C1CA01-1 | 105.499 | 1.05 | 注4 | 注4 | 110.8 | 20.3526 | 2.1 | 42.7 | 38.6 |
| N J EN | S37C1CA02-1 | 99.676 | 1.19 | 注4 | 注4 | 118.6 | 20.3084 | 2.0 | 40.6 | 34.2 |
| N'7 4 I | S37C1CA03-1 S37C1CA03-2 | 193.502 | 0.195 | 985 | 0.1008 | 137.0 | 20.6379 | 2.4 | 49.5 | 36.1 |
| | S37C1CA04-1 S37C1CA04-2 | 196.592 | 0.191 | 985 | 0.1010 | 137.0 | 20.7241 | 2.4 | 49.7 | 36.3 |

表 3.2.1.3(2)4)-5 Nb 回収率の測定結果

注1:(「放射能測定に供した溶解液の質量」×「放射能測定に供した溶解液の Nb 濃度」)+(「Nb 標準液の Nb 濃度」×「Nb 標準液の添

加量」)

注2:「回収液の質量」×「回収液のNb 濃度」

注3:「回収液のNb量」÷「分離前のNb量」×100

注4:添加せず

| | | 放射能測定に供した回収液 | | ろ液 | | | 放射能測定試料 | | |
|-------|----------------------------|--------------|--------|---------------------|---------|--------|---------------------|---------------------|----------------------|
| 採取部位 | 溶解した試験片 (管理番号) | 質量 | Mo 濃度 | Mo 量 ^{注 1} | 質量 | Mo 濃度 | Mo 量 ^{注 2} | Mo 量 ^{注 3} | 回収率 ^{注4} |
| | | (g) | (µg/g) | (µg) | (g) | (µg/g) | (µg) | (µg) | (%) |
| カプセル | S37C1CA01-1 | 8.5980 | 31.7 | 272.6 | 13.4672 | 0.0069 | 0.093 | 272.5 | 100.0 |
| | S37C1CA02-1 | 11.3050 | 46.6 | 526.8 | 16.5334 | 1.1 | 18.0 | 508.8 | 96.6 |
| バフケット | S37C1CA03-1 S37C1CA03-2 | 0.4115 | 1329.0 | 546.9 | 13.63 | 0.11 | 1.5 | 545.4 | 99.7 |
| バスケット | S37C1CA04-1 S37C1CA04-2 | 0.5132 | 1286.0 | 660.0 | 14.975 | 0.53 | 7.9 | 652.0 | 98.8 |

表 3. 2. 1. 3 (2) 4) -6⁹³Mo 放射能測定試料調製時の Mo 回収率

注1:「放射能測定に供した回収液の質量」×「回収液のMo濃度」

注 2:「ろ液の質量」×「ろ液の Mo 濃度」

注3:「放射能測定に供した回収液のMo量」-「ろ液のMo量」

注4:「放射能測定試料中の Mo 量」÷「放射能測定に供した回収液の Mo 量」×100

| 種類 | 溶解した試験片 (管理番号) | 16.5 keV-16.6 keV の 計数率 ^{注 1} | ⁹³ Mo の 16.5 keV-16.6 keV の X 線の放出率 | 計数効率 | 放射能量 ^{注2} |
|-------|----------------------------|---|--|------|--------------------|
| | | (cps) | (%) | (%) | (Bq) |
| カプセル | S37C1CA01-1 | 6.161E-03 | 61 | 6.97 | 0.145 |
| | S37C1CA02-1 | 1.139E-02 | 61 | 6.97 | 0.27 |
| バフケット | S37C1CA03-1 S37C1CA03-2 | 8.157E-03 | 61 | 6.97 | 0.19 |
| ハムグット | S37C1CA04-1 S37C1CA04-2 | 1.013E-02 | 61 | 6.97 | 0.24 |

表 3. 2. 1. 3 (2) 4) -7 ⁹³Mo 放射能測定試料の放射能測定結果

注1:図3.2.1.3(2)4)-16~図3.2.1.3(2)4)-19の16.5 keV-16.6 keVのピーク面積(カウント数)を測定時間で除した値

注2:放射能量=計数率÷(放出率÷100)÷(計数効率÷100)

| | | | 分離操作に 供した溶解液 | | 分離操作に 供した溶解液 | | | Π | 収液注4 | |
|---------------------------------------|----------------------------|---------|-----------------|-------------------------------|-----------------|--------|---------------------|-----------------------|------|--|
| 採取部位 | 溶解した試験片 (管理番号) | 質量 | Mo 濃度 | 分離操作前の Mo 量 ^{注 1} | 質量 | Mo 濃度 | Mo 量 ^{注 2} | Mo 回収率 ^{注 3} | | |
| | | (g) | (µg/g) | (µg) | (g) | (µg/g) | (µg) | (%) | | |
| カプチル | S37C1CA01-1 | 105.499 | 47.1 | 4969 | 8.8549 | 31.7 | 281 | 5.6 | | |
| NJ EN | S37C1CA02-1 | 99.676 | 53.0 | 5283 | 11.5364 | 46.6 | 537.6 | 10.2 | | |
| N'7 true | S37C1CA03-1 S37C1CA03-2 | 193.502 | 1640 | 317343 | 10.1942 | 1329 | 13548.1 | 4.3 | | |
| · · · · · · · · · · · · · · · · · · · | S37C1CA04-1 S37C1CA04-2 | 196.592 | 1600 | 314547 | 10.188 | 1286 | 13101.8 | 4.2 | | |

表 3. 2. 1. 3 (2) 4) -8 ⁹³Mo 放射能測定試料調製時の Mo 回収率

注1:「分離操作に供した溶解液の質量」×「分離操作に供した溶解液の Mo 濃度」

注2:「回収液の質量」×「回収液のMo濃度」

注3:「回収液の Mo 量」÷「分離操作前の Mo 量」×100

注4:カプセルでは回収した Mo 回収液をさらにろ過した液

バスケットでは回収した Mo 回収液を 10 倍希釈した液

| 松田寺 | 溶解した試験片 | ^{93m} Nb⊅ | 放射能濃度 | ⁹³ Mo放射能濃度 | | |
|-------|-------------|--------------------|-------------|-----------------------|-------------|--|
| 採取部位 | (管理番号) | (Bq/g | ;-試験片) | (Bq/g-試験片) | | |
| | S27C1CA01-1 | 12 0+0 7 | (2023/11/10 | 0 50+0 02 | (2023/11/23 | |
| カプセル | 537010A01-1 | 13.9±0.7 | 23:10) | 0.50 ± 0.05 | 6:09) | |
| | S27C1CA02-1 | 0.7±0.5 | (2023/11/13 | 0 40+0 03 | (2023/11/21 | |
| | 537C1CA02-1 | 9.7±0.5 | 19:06) | 0.49±0.05 | 21:31) | |
| | S37C1CA03-1 | 20⊥9 | (2023/11/17 | 7 4+0 4 | (2023/11/24 | |
| バスケット | S37C1CA03-2 | 30±2 | 22:43) | 1.4±0.4 | 23:17) | |
| | S37C1CA04-1 | 97 ± 9 | (2023/11/20 | 7 8+0 4 | (2023/11/27 | |
| | S37C1CA04-2 | ə7±2 | 16:18) | 1.8±0.4 | 23:51) | |

表 3.2.1.3(2)4)-9 放射能濃度の測定結果

注:放射能濃度は測定日時点の値を示す。測定日時を括弧内に示す。



(研磨前)

(a) 管理番号: S37C1CA01-1



(研磨前)

(研磨後:表面と裏面)

(b) 管理番号: S37C1CA02-1

図 3.2.1.3(2)4)-1 カプセルから採取した試験片の溶解前処理前後(研磨前後)の 外観写真



(研磨前)

(研磨後:右2つの写真は側面4面がわかるように撮影) (a) 管理番号 S37C1CA03-1



(研磨前)

(研磨後:右2つの写真は側面4面がわかるように撮影) (b) 管理番号 S37C1CA03-2

図 3.2.1.3(2)4)-2(1/2) バスケットから採取した試験片の溶解前処理前後 (研磨前後)の外観写真





(研磨前)

(研磨後:右2つの写真は側面4面がわかるように撮影) (a) 管理番号 S37C1CA04-1



(研磨前)

(研磨後:右2つの写真は側面4面がわかるように撮影) (b) 管理番号 S37C1CA04-2

図 3.2.1.3(2)4)-2(2/2) バスケットから採取した試験片の溶解前処理前後 (研磨前後)の外観写真



(カプセル)





(バスケット) 図 3. 2. 1. 3 (2) 4)-3 試験片の溶解時の様子



図 3.2.1.3(2)4)-4 カプセルから採取した試験片の溶解液の外観



図 3.2.1.3(2)4)-5 カプセルから採取した試験片の溶解液のろ過フィルターの外観



(予備試験片の溶解液と混合後) 図 3.2.1.3(2)4)-6 バスケットから採取した試験片の溶解液の外観



図 3.2.1.3(2)4)-7 バスケットから採取した試験片のろ過フィルターの外観



(溶解操作前(図 3.2.1.3(2)4)-5 と同じ写真))



(溶解操作後)

図 3.2.1.3(2)4)-8 カプセルから採取した試験片の溶け残りの溶解操作後の外観



(a) カプセル





図 3.2.1.3(2)4)-9 Nbの検量線と元素測定試料の測定結果



(a) カプセル



図 3.2.1.3(2)4)-10 Moの検量線と元素測定試料の測定結果



(a) カプセル、イオン交換カラム(樹脂量5mL/本)6本を使用



(b) バスケット、イオン交換カラム(樹脂量 5 mL/本)16 本を使用
 図 3. 2. 1. 3 (2) 4) -11 陰イオン交換樹脂への通液時の様子



(a) 全体(エネルギー範囲: 0-100 keV)



(b) ^{93m}Nb のピーク近傍(エネルギー範囲: 10-20 keV)
 図 3. 2. 1. 3 (2) 4) -12 カプセル (S37C1CA01-1)の ^{93m}Nb 放射能測定試料の LEPS スペクトル



(a) 全体(エネルギー範囲: 0-100 keV)



(b) ^{93m}Nb のピーク近傍(エネルギー範囲: 10-20 keV)
 図 3. 2. 1. 3 (2) 4) -13 カプセル (S37C1CA02-1)の ^{93m}Nb 放射能測定試料の LEPS スペクトル



(a) 全体(エネルギー範囲: 0-100 keV)

(a) 全体(エネルギー範囲: 0-100 keV)

(b) ^{93m}Nb のピーク近傍(エネルギー範囲:10-20 keV)
 注:15.8 keV 及び 17.8 keV のピークの由来は未同定
 図 3. 2. 1. 3 (2) 4) -15 バスケット (S37C1CA04-1, 2) の ^{93m}Nb 放射能測定試料の LEPS スペクトル

(a) 全体(エネルギー範囲: 0-100 keV)

(b) ⁹³Moのピーク近傍(エネルギー範囲: 10-20 keV)
 図 3. 2. 1. 3 (2) 4) -16 カプセル(S37C1CA01-1)の ⁹³Mo 放射能測定試料の LEPS スペクトル

(b) ⁹³Mo のピーク近傍(エネルギー範囲: 10-20 keV)
 図 3. 2. 1. 3 (2) 4) -18 バスケット (S37C1CA03-1, 2) の ⁹³Mo 放射能測定試料の LEPS スペクトル

(b) ⁹³Moのピーク近傍(エネルギー範囲: 10-20 keV)
 図 3. 2. 1. 3 (2) 4) -19 バスケット (S37C1CA04-1, 2)の ⁹³Mo 放射能測定試料の LEPS スペクトル

5) Mo 起源及び Nb 起源の ⁹³ Nb 放射能濃度の算出

Mo からの ^{93m}Nb の生成

Moからの^{93m}Nbの生成経路を図3.2.1.3(2)5)-1に示す。原子炉の運転期間中は、 ⁹²Mo(天然同位体比 14.22%^{[3.2.1.3(2)5)-1})の中性子との核反応により ⁹³Mo が生成し、 生成した ⁹³Mo が壊変することで ^{93m}Nb が生成する(図 3.2.1.3(2)5)-1 上段)。また、 原子炉停止後は、測定までの期間中に ⁹³Mo が壊変することで継続して ^{93m}Nb が 生成する(図 3.2.1.3(2)5)-1 の下段)。したがって、Mo 起源の ^{93m}Nb 放射能を算出 する上で、原子炉の運転期間と、原子炉停止から測定までの期間の生成を考慮す る必要がある。

(原子炉停止時点の Mo 起源の 93Mo と 93mNb)

運転期間中に生成した原子炉停止時点の Mo 起源の 93 Mo 原子数 N_{Mo93} 及び 93m Nb 原子数 N_{Nb93m} は、①試験片中の 92 Mo の初期原子数 N_{Mo92} 、②反応断面積 σ_{Mo92} 、③中性子束 φ 、④ 93 Mo の壊変定数 λ_{Mo93} 、⑤原子炉の運転時間t、⑥ 93 Mo 壊変時の 93m Nb へ壊変する割合(分岐率)b_r、⑦ 93m Nb の壊変定数 λ_{Nb93m} を用い て、式 3.2.1.3(2)5)-1、及び、式 3.2.1.3(2)5)-2 で計算される。

$$N_{M093} = N_{M092} \sigma_{M092} \phi \left(\frac{e^{-\sigma_{M092} \phi t}}{\lambda_{M093} - \sigma_{M092} \phi} + \frac{e^{-\lambda_{M093} t}}{\sigma_{M092} \phi - \lambda_{M093}} \right)$$
(3.2.1.3(2)5)-1)

$$\begin{split} N_{\text{Nb93m}} &= N_{\text{Mo92}} \, \sigma_{\text{Mo92}} \, \varphi \, \lambda_{\text{Mo93}} \, \text{br} \left[\frac{e^{-\sigma_{\text{Mo92}} \varphi \, t}}{(\lambda_{\text{Mo93}} - \sigma_{\text{Mo92}} \varphi)(\lambda_{\text{Nb93m}} - \sigma_{\text{Mo92}} \varphi)} \right. \\ &+ \frac{e^{-\lambda_{\text{Mo93}} \, t}}{(\sigma_{\text{Mo92}} \, \varphi - \lambda_{\text{Mo93}})(\lambda_{\text{Nb93m}} - \lambda_{\text{Mo93}})} \\ &+ \frac{e^{-\lambda_{\text{Nb93m}} \, t}}{(\sigma_{\text{Mo92}} \, \varphi - \lambda_{\text{Nb93m}})(\lambda_{\text{Mo93}} - \lambda_{\text{Nb93m}})} \right] \qquad (3.2.1.3(2)5)-2) \\ &N_{\text{Mo92}} \quad : \, {}^{92}\text{Mo} \, \mathcal{O} \, \eta \, \text{J} \, \text{J} \, \text{J} \, (3.2.1.3(2)5)-2) \\ & N_{\text{Mo92}} \quad : \, {}^{92}\text{Mo} \, (n, \gamma) \, {}^{93}\text{Mo} \, \mathcal{O} \, \text{E} \, \text{E} \, \text{I} \, \text{I} \, (\text{cm}^2) \\ & \varphi \quad : \, \text{pt} \pm \gamma \, \text{e}(1/\,\text{cm}^2 \, \text{s}) \\ & \lambda_{\text{Mo93}} \quad : \, {}^{93}\text{Mo} \, \mathcal{O} \, \text{Jg} \, \text{E} \, \text{E} \, \text{J} \, (1/\,\text{s}) \\ & t \quad : \, \text{IF} \, \text{FF} \, \mathcal{O} \, \text{I} \, \text{E} \, \text{I} \, \text{I} \, \text{S} \\ & b_{r} \quad : \, \text{Green particular solution} \\ & b_{r} \quad : \, \text{Green particular solution} \\ & \frac{9^{3m}\text{Nb}}{2} \, \text{O} \, \text{J} \, \text{J} \, \text{S} \, \text{J} \, \text{J} \, \text{S} \, \text{S} \, \text{S} \, \text{S} \\ & \frac{9^{3m}\text{Nb}}{2} \, \text{I} \, \frac{9^{3m}\text{Nb}}{2} \, \text{I} \, \frac{9^{3m}\text{Nb}}{2} \, \text{S} \, \text{S$$

また、⁹²Moの初期原子数N_{M092}は3.2.1.3(2)5)-3式で計算される。

$$N_{\rm M092} = \frac{m \, C_{\rm M0} F \, N_{\rm A}}{\rm G} \tag{3.2.1.3(2)5)-3}$$

ここで、

 m
 :溶解した試験片の質量(g)

 C_{Mo}
 :試験片の Mo の元素濃度(g/g-試験片)

 F
 :⁹²Mo の天然同位体比(-)

 N_A
 :アボガドロ定数(1/mol)

 G
 : Mo の原子量(-)

(測定時点の Mo 起源の 93Mo と 93m Nb)

原子炉停止から測定までの期間を考慮した、測定時点の Mo 起源の ^{93m}Nb 原 子数N_{Nb93m}は、原子炉停止時点の Mo 起源の ⁹³Mo 原子数 N_{Mo93}及び ^{93m}Nb 原 子数N_{Nb93m}を用いて 3.2.1.3(2)5)-4 式で計算される。3.2.1.3(2)5)-4 式のうち、 右辺の第1項は原子炉停止後に ⁹³Mo の壊変により新たに生成する ^{93m}Nb を表 し、第2項は運転期間中に生成した ^{93m}Nb の減衰を表す。

$$N'_{\rm Nb93m} = \frac{\lambda_{\rm Mo93} \, b_{\rm r}}{\lambda_{\rm Nb93m} - \lambda_{\rm Mo93}} N_{\rm Mo93} \left(e^{-\lambda_{\rm Mo93} \, t_{\rm m}} - e^{-\lambda_{\rm Nb93m} \, t_{\rm m}} \right) + N_{\rm Nb93m} \, e^{-\lambda_{\rm Nb93m} \, t_{\rm m}}$$
(3.2.1.3(2)5)-4)

ここで、

N'_{Nb93m}: 測定時点の Mo 起源の 93mNb 原子数(-)
 N_{M093}: 原子炉停止時点の Mo 起源の 93Mo 原子数(-)
 N_{Nb93m}: 原子炉停止時点の Mo 起源の 93mNb 原子数(-)
 t_m: 原子炉停止から測定までの時間(s)

測定時点の Mo 起源の ^{93m}Nb 放射能量A_{Nb93m(Mo)}は、3.2.1.3(2)5)-4 式で算出 した Mo 起源の ^{93m}Nb 原子数N'_{Nb93m}に ^{93m}Nb の壊変定数λ_{Nb93m}を乗じることで 算出することができる(式 3.2.1.3(2)5)-5)。

$$A_{\rm Nb93m(Mo)} = \lambda_{\rm Nb93m} N'_{\rm Nb93m} \qquad (3.2.1.3(2)5)-5)$$

以上の 3.2.1.3(2)5)-1 式~3.2.1.3(2)5)-5 式で、Mo 起源の ^{93m}Nb 放射能量を算出す るために必要なパラメータを表 3.2.1.3(2)5)-1 にまとめて示す。表 3.2.1.3(2)5)-1 の ^{93m}Nb と ⁹³Mo の壊変定数は表 3.2.1.3(2)5)-2 に示す半減期より算出した値である。

表 3.2.1.3(2)5)-1 のうち、⁹²Mo (n, γ) ⁹³Mo の反応断面積σ_{Mo92}と中性子束φの積(以下、反応率とする)を、本調査では ⁹³Mo の測定値から算出した。反応率の算出方法を「② Mo 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度の算出方法」に示す。

② Moから生成する際の^{93m}Nbの反応率の算出方法

原子炉停止時点の Mo 起源の ⁹³Mo 原子数*N*_{Mo93}は、⁹³Mo の測定時点での放射能量 *A*_{Mo93}を用いると、式 3.2.1.3(2)5)-6 で表される。

$$N_{\rm M093} = \frac{A_{\rm M093}}{\lambda_{\rm M093} \, e^{-\lambda_{\rm M093} \, t_{\rm m}}} \tag{3.2.1.3(2)5)-6}$$

また、式 3.2.1.3(2)5)-6 は式 3.2.1.3(2)5)-1 と等しいことから、式 3.2.1.3(2)5)-7 が得られる。

$$N_{Mo92} \sigma_{Mo92} \phi \left(\frac{e^{-\sigma_{Mo92} \phi t}}{\lambda_{Mo93} - \sigma_{Mo92} \phi} + \frac{e^{-\lambda_{Mo93} t}}{\sigma_{Mo92} \phi - \lambda_{Mo93}} \right)$$
$$= \frac{A_{Mo93}}{\lambda_{Mo93} e^{-\lambda_{Mo93} t_{m}}}$$
(3.2.1.3(2)5)-7)

ここで、⁹³Moの測定時点での放射能量A_{Mo93}がわかれば、式 3.2.1.3(2)5)-7 における 未知数は反応率σ_{Mo92}φのみとなる。本調査では、⁹³Moの測定時点での放射能量A_{Mo93} に ⁹³Moの放射能量の測定値を代入することで、式 3.2.1.3(2)5)-7 より反応率σ_{Mo92}φを 算出する。算出した反応率を用いて、Mo 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度を算出する。Mo 起 源の ^{93m}Nb 放射能濃度の算出結果を表 3.2.1.3(2)5)-3 に示す。

③ Mo 起源の ⁹³ Nb 放射能濃度の算出方法

算出した反応率、及び、表 3.2.1.3(2)5)-1 に示す各値や測定値を式 3.2.1.3(2)5)-1~式 3.2.1.3(2)5)-5 に代入して得られた Mo 起源の ^{93m}Nb 放射能量を用いて、式 3.2.1.3(2)5)-8 から Mo 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度を算出する。

$$S_{\text{Nb93m(Mo)}} = \frac{A_{\text{Nb93m(Mo)}}}{m}$$
(3.2.1.3(2)5)-8)

ここで

 S_{Nb93m(Mo)}
 : Mo 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度(Bq/g - 試験片)

 A_{Nb93m(Mo)}
 : Mo 起源の ^{93m}Nb 放射能量(Bq)

 m
 : 溶解した試験片の質量(g)

④ Nb 起源の ⁹³ Nb 放射能濃度の算出方法

^{93m}Nb の放射能濃度(測定値)から Mo 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度を差し引くことで、 試験片の Nb 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度を算出する(式 3.2.1.3(2)5)-9)。

$$S_{\text{Nb93m(Nb)}} = S_{\text{Nb93m}} - S_{\text{Nb93m(Mo)}}$$
(3.2.1.3(2)5)-9)

ここで

| S _{Nb93m(Nb)} | : Nb 起源の ^{93m} Nb 放射能濃度(Bq/g - 試験片) |
|------------------------|--|
| S _{Nb93m} | : ^{93m} Nb の放射能濃度(測定値)(Bq/g - 試験片) |
| S _{Nb93m(Mo)} | : Mo 起源の ^{93m} Nb 放射能濃度(Bq/g - 試験片) |

⑤ Mo 起源及び Nb 起源の ⁹³ Nb 放射能濃度の算出結果

Mo 起源及び Nb 起源の 93m Nb 放射能濃度の算出結果を表 3.2.1.3(2)5)-3 に示す。

⑥ カプセル及びバスケットの放射能濃度の比較

カプセル及びバスケットの ^{93m}Nb 及び ⁹³Mo 放射化量を比較するため、Nb 1 g あた りの ^{93m}Nb 放射能量(Nb 起源の ⁹³Nb 放射能量)及び Mo 1 g あたりの ⁹³Mo 放射能量を それぞれ算出した。表 3.2.1.3(2)5)-4 に結果を示す。結果は以下の通りである。

- Nb 1 g あたりの ^{93m}Nb 放射能量は、カプセルで約 5×10⁵ Bq/g、バスケットで約 1×107 Bq/g であり、カプセルとバスケットで1桁以上の差がある。
- ・ Mo 1 g あたりの ⁹³Mo 放射能量は、カプセルで約 5×10² Bq/g、バスケットで約 4×107 Bq/g であり、カプセルとバスケットは同じオーダーである。

バスケットの Nb1g あたりの ^{93m}Nb 放射能量が高い傾向がみられており、その要因 について整理した。

Nb1g あたりの ^{93m}Nb 放射能量が高いことから、1) ⁹³Nb の量を低く測定、2) ^{93m}Nb 放射能量を高く測定、の 2 つが考えられ、これらの事象が起きるケースや本調査での可能性について整理した。

a) ⁹³Nb の量を低く測定

図 3.2.1.3(2)5)-2 に Nb 濃度の測定フローを示す。Nb 濃度の測定操作は、i)溶解操 作、ii)濃度測定操作から成り、各操作で Nb 量を低く測定する可能性のある要因や、本 調査での可能性について整理した。

i) 溶解操作

溶解が不十分で、⁹³Nb が溶け残っていた場合には、⁹³Nb 量は低く測定されることに なる。ただし、⁹³Nb が溶け残った場合には、同じ Nb 元素である、^{93m}Nb も溶け残る ため、⁹³Nb と同様に ^{93m}Nb 放射能量も低く測定されることになる。したがって、溶け 残りが原因で ⁹³Nb 量は低く定量されたとは考えられない。

ii) 濃度測定操作

試験片の元素濃度は、溶解液の質量、試験片の質量、元素濃度測定試料(溶解液を希 釈)の希釈倍率、元素濃度測定試料の測定結果(検量線から求めた濃度)から算出される。 各試験片の元素濃度を算出した際の各値を表 3.2.1.3(2)5)-5 に示す。算出に用いた値の うち、溶解液の質量、試験片の質量、元素濃度測定試料の希釈倍率は質量測定により把 握しているため、これらの測定値の誤差等により Nb 濃度が低く定量されたとは考え にくい。また、元素濃度測定試料の Nb 濃度を定量した際の検量線は、図 3.2.1.3(2)5)-3 に示す通り良好な直線性線が得られており、測定時の誤差等により Nb 濃度が低く定 量されたとも考えにくい。

b) ⁹³^mNb の量を高く測定

図 3.2.1.3(2)5)-4 に Nb 濃度の測定フローを示す。Nb 濃度の測定操作は、i)分離操
作、ii)放射能測定操作、iii)回収率測定から成り、各操作で^{93m}Nb 量を高く測定する可 能性のある要因や、本調査での可能性について整理した。

i) 分離操作

試験片試料由来以外の ^{93m}Nb が混入すると高くなる恐れがあるが、本調査でのバス ケットの分離操操作時には、他の試料(カプセル含む)は同時使用しておらず、他の試料 の混入が原因で ^{93m}Nb が高く定量されたとは考えにくい。

ii) 放射能測定操作

 93m Nb と同じエネルギーを放出する核種が混入していると、放射能測定時に 93m Nb のピークと重なり高く評価されることになる。 93m Nb と同じエネルギーを放出する核種としては 93 Mo が考えられる。そこで、 $^{[93m}$ Nb 放射能測定試料」中の Mo 量を評価・算出し、 93 Mo の影響について整理した。図 3.2.1.3(2)5)-5 に 93m Nb 放射能測定試料中の Mo 量の算出フローを示す。 $^{[93m}$ Nb 放射能測定試料」中の Mo 量は、放射能測定に供した回収液中の Mo 量から、 $^{[93m}$ Nb 放射能測定試料」(沈殿物)調製時のろ液中の Mo 量を差し引くことで算出した。各液の Mo 量は、各液の濃度を ICP-MS で測定し、得られた測定濃度に各液量を乗じることで算出した。表 3.2.1.3(2)5)-6 に $^{[93m}$ Nb 放射能測定試料中」の Mo 量を算出した結果を示す。表にはカプセルの結果も併せて示す。 93m Nb 放射能測定試料中の Mo 量は、カプセル、バスケットともに 1µg 未満である。また、Mo 1 g あたりの 93 Mo 放射能量は、表 3.2.1.3(2)5)-4 より、10² Bq オーダーであるため、Mo が 1µg 混入していたとしても、 93 Mo が混入して、 93m Nb が高く定量されたとは考えにくい。

iii) 回収率測定

試験片の放射能量は、測定試料の放射能量を回収率で補正して以下のように算出する。

試験片の放射能= 回収率

回収率を低く評価すると、放射能量は高くなる。回収率は、分離操作前後のNb量から算出する。

回収率= 分離操作後の Nb 量 分離操作前の Nb 量

したがって、分離操作前の Nb 量が高い、または分離操作後の Nb 量が低いと、回収 率が低くなり放射能量を高く見積もることになる。

表 3.2.1.3(2)5)-7 に各試験片の回収率の測定結果を示す。

分離操作前の Nb 量は、溶解液の質量、溶解液の Nb 濃度、Nb 標準液の添加量(標準 液の添加はバスケットのみ)から算出される。溶解液の質量や標準液の添加量は、質量

3.2.1.3(2)5)-5

測定で把握しているため、これらの値の誤差等は小さいと考えられる。また、溶解液の Nb 濃度についても、「a) ⁹³Nb の量を低く測定」に記載した通り、溶解液の濃度(元素 濃度測定試料の濃度)を定量した際の検量線は、良好な直線性が得られている。したが って、分離操作前の Nb 量を高く見積もっている可能性は低い。

分離操作後の Nb 量は、回収液の質量に、回収液中の Nb 濃度を乗じることで算出す る。回収液中の Nb 濃度は、回収率測定試料(Nb 回収液を希釈して調製)の希釈倍率と、 回収率測定試料の測定結果(検量線から求めた濃度)から算出される。回収率測定試料の Nb 濃度を定量した際の検量線は、図 3.2.1.3(2)5)-6 に示す通り、良好な直線性線が得 られており、測定時の誤差等により回収率測定試料の Nb 濃度が低く定量されたとも 考えにくい。

以上より、実際の回収率を低く測定したために、^{93m}Nb が高く定量されたとは考え にくい。

⑦ カプセル及びバスケットの測定に係る追加確認事項

カプセルの測定結果については、Nb 起源 ^{93m}Nb 放射能濃度がオーダー的には同程 度であるが、13.6 (Bq/g-試験片)と 9.4(Bq/g-試験片)となっており、放射能濃度として は 1.5 倍程度の差がある状況である。このため、追加のカプセルの測定を実施し、測定 対象の試料のバラツキの影響であるかを確認することが望ましい。

一方、バスケットに関しては、カプセルの傾向と比較すると、Nb 濃度に対して Nb 起源 ^{93m}Nb 放射能濃度が高い状態である。この原因に関しては、前述の通り、想定さ れる現象については調査したものの、原因究明には至っていない状況である。そのた め、新たな情報を収集する観点で、以下の通り追加の作業の実施が望ましい。

● 別法による測定

今回の濃度測定にあたっては、微小な Nb 濃度を測定するため、ICP-MS を用いての測定を実施した。別法による測定として、ICP-MS の測定レンジよりは大きい範囲ではあるが、ICP-AES による測定を行い、本調査での測定値に関するクロスチェックを実施する。

また、放射能濃度の測定にあたっては、LEPS による測定を実施したが、こちらも 別法による放射能濃度測定として、液体シンチレーションカウンタによる測定を実 施する。ただし、液体シンチレーションカウンタの測定では、LEPS での測定に比べ て他の核種からの影響(放射線の干渉)が大きく、本調査での分離・精製作業に加え、 追加の分離・精製作業が必要となる。

| <参考文献> | |
|------------------|---|
| [3.2.1.3(2)5)-1] | 日本原子力研究開発機構核データ研究グループ, 核データの表, |
| | https://wwwndc.jaea.go.jp/NuC/index_J.html. |
| [3.2.1.3(2)5)-2] | アイソトープ手帳(12 版), 日本アイソトープ協会, 2020. |
| [3.2.1.3(2)5)-3] | IAEA, Livechart – Table of Nuclides – Nuclear structure and |
| | decay data. |
| | https://www-nds.iaea.org/relnsd/vcharthtml/VChartHTML.html |
| | |

| パラメータ | 7 | 設定方法 | 使用数值 | 単位 |
|--|-------------------|---|--|-------|
| 溶解した試験片 の質量 | т | 測定値 | 各試験片の 測定値 | g |
| 試験片の Mo の 元素濃度 | C _{Mo} | 測定値 | 各試験片の 測定値 | g |
| ⁹² Mo の 天然同位体比 | F | 文献[3.2.1.3(2)5)-1]より設定 | 0.1422 | _ |
| アボガドロ定数 | N _A | 文献[3.2.1.3(2)5)-2]より設定 | 6.022×10^{23} | 1/mol |
| Mo 原子量 | G | 文献[3.2.1.3(2)5)-1]より設定 | 95.96 | u |
| ⁹² Mo (n, y) ⁹³ Mo の反応断面積 | σ _{Mo92} | ⁹³ Mo 放射能量の測定値から「反 「広断面積」と「中烘ス声」の積(反 | 各試験片の 93 W o 放射能量の | 1/2 |
| 中性子束 | φ | 応函面積」と「千日」来」の積低 応率)として算出 | 測定値からの算出 | 178 |
| 原子炉の 運転時間 | t | 浜岡原子力発電所3号機の運転実 績から設定 ^注 | 580,262,400 | s |
| ⁹³ Mo の壊変定数 | λ_{Mo93} | 文献[3.2.1.3(2)5)-1]より設定 | 5.491E-12 | 1/s |
| ⁹³ Mo 壊変時の ^{93m} Nb への分岐 率 | b _r | 文献[3.2.1.3(2)5)-3]より設定 | 0.88 | _ |
| ^{93m} Nb の 壊変定数 | λ_{Nb93m} | 文献[3.2.1.3(2)5)-1]より設定 | 1.362E-09 | 1/s |
| 原子炉停止から 測定までの時間 | $t_{ m m}$ | 浜岡原子力発電所3号機の炉停止 から測定までの時間から設定 (炉停止日 2010/11/29) | 各試験片の ^{93m} Nb 放射能 測定日時と 炉停止日時から算 出 | S |

表 3. 2. 1. 3 (2) 5) -1 Mo 起源の ⁹³ Nb 放射能量算出のために必要なパラメータと設定方法

注:定格出力換算(出力 100%での運転をしたと想定した場合)で、6716 日より算出

| 核種 | 半減期注1 | 壊変定数 ^{注2} |
|-------------------|---------|--------------------|
| | (y) | (1/s) |
| ^{93m} Nb | 16.13 | 1.362E-09 |
| ⁹³ Mo | 4.0E+03 | 5.491E-12 |

表 3. 2. 1. 3 (2) 5) - 2⁹³ Nb と⁹³ Mo の壊変定数

注1:データ出典「日本原子力研究開発機 核データ研究グループ^[3.2.1.3(2)5)-1]」 注2:壊変定数は 「ln2÷半減期 (y)÷31,556,926 (s/y)」で算出 年から秒への換算に用いる値は、アイソトープ手帳(12版)^[3.2.1.3(2)5)-2]を参考

Mo 起源 ^{93m}Nb Nb 起源 ^{93m}Nb 放射能濃度※ 溶解した試験片 放射能濃度 ^{93m}Nb 放射能 採取部位 (管理番号) (Bq/g-試験片) (Bq/g-試験片) 測定日 @ 測定日時点 @ 測定日時点 S37C1CA01-1 0.2713.62023/11/10 23:10 カプセル S37C1CA02-1 0.26 9.4 2023/11/13 19:06

| 表 3 2 1 3(2)5)-3 | Mo 記源及7ŇNb 記源の ⁹³ | ™Nb 放射能濃度の筧出結果 |
|------------------|------------------------------|----------------|
| 10.2.1.0(2)0) | | ND版初配版及VP并山阳不 |

※:93mNb 放射能濃度(測定値)から Mo 起源 93mNb 放射能濃度を差し引いた値

3.9

4.2

34

33

2023/11/17 22:43

2023/11/20 16:18

S37C1CA03-1

S37C1CA03-2

S37C1CA04-1

S37C1CA04-2

バスケッ

 \mathbb{P}

| 採取部位 | 溶解した試験片 (管理番号) | Nb1g あたりの ^{93m} Nb 放射能量 ^{注1} (Ba/g) | Mo1g あたりの ⁹³ Mo 放射能量 (Bq/g) |
|-----------------|----------------------------|---|--|
| the of the star | S37C1CA01-1 | 6.6×10 ⁵ | 5.4×10 ² |
| カプセル | S37C1CA02-1 | $4.6 	imes 10^{5}$ | $5.3\!	imes\!10^2$ |
| バフケット | S37C1CA03-1 S37C1CA03-2 | $1.3 	imes 10^{7}$ | $3.5\!	imes\!10^2$ |
| //// y F | S37C1CA04-1 S37C1CA04-2 | 1. 3×107 | 3.7×10^{2} |

表 3.2.1.3(2)5)-4 元素 1g あたりの放射能量の比較

注1:Nb 起源の 93mNb 放射能濃度を、Nb 濃度で除した値

| | | m | Μ | D | CNb | C1-Nb | C_{Nb} |
|-------|----------------------------|------|---------|----------|--------------------|------------|----------------------------|
| 松正去儿子 | 溶解した試験片 | 試験片 | 溶解液 | 元素濃度測 | 定試料 | 溶解液 | 試験片 |
| 採取部位 | (管理番号) | 質量 | 質量 | 希釈倍率 | Nb 濃度 | Nb 濃度 | Nb 濃度 |
| | | (g) | (g) | - | (µg/g-測定試料) | (µg/g-溶解液) | (µg/g-試験片) |
| カプセル | S37C1CA01-1 | 5.9 | 117.061 | 1.79E+04 | $5.88 	ext{E-} 05$ | 1.05E+00 | 20.8 |
| | S37C1CA02-1 | 6.4 | 111.500 | 1.72E+04 | 6.93E-05 | 1.19E+00 | 20.7 |
| バスケッ | S37C1CA03-1 S37C1CA03-2 | 16.6 | 216.351 | 1.66E+04 | 1.18E-05 | 1.95 E-01 | 2.53 |
| ۲- | S37C1CA04-1 S37C1CA04-2 | 16.3 | 216.266 | 1.72E+04 | 1.11E-05 | 1.91E-01 | 2.53 |

表 3.2.1.3(2)5)-5 元素濃度の算出時の各値

| | | 放射能測定に供した回収液 | | ろ液 | | | 放射能測定試料 | |
|----------|----------------------------|--------------|-------------|--------------------------|---------|-------------|---------|---------------------|
| 採取 部位 | 溶解した試験片 (管理番号) | 質量 | Mo 濃度 | Mo $ extstyle ^{\pm_1} $ | 質量 | Mo 濃度 | Mo | Mo 量 ^{注 3} |
| | | (g) | $(\mu g/g)$ | (µg) | (g) | $(\mu g/g)$ | (µg) | (µg) |
| オプナル | S37C1CA01-1 | 19.1148 | 0.234 | 4.5 | 27.3195 | 0.163 | 4.5 | 0.0 |
| N J E IV | S37C1CA02-1 | 18.2973 | 1.328 | 24.3 | 25.8648 | 0.932 | 24.1 | 0.2 |
| バフケット | S37C1CA03-1 S37C1CA03-2 | 18.2773 | 182.3 | 3332.0 | 26.3867 | 129.5 | 3417.1 | 0.0 |
| /// y ト | S37C1CA04-1 S37C1CA04-2 | 18.4939 | 191.5 | 3541.6 | 26.7461 | 132.4 | 3541.2 | 0.4 |

表 3. 2. 1. 3 (2) 5) -6 ⁹³Nb 放射能測定試料中の Mo 量

注1:「放射能測定に供した回収液の質量」×「回収液の Mo 濃度」

注 2:「ろ液の質量」×「ろ液の Mo 濃度」

注3:「放射能測定に供した回収液の Mo 量」ー「ろ液の Mo 量」(マイナスの場合は0として表記)

| | | 分離掛 供した: | 操作に 溶解液 | Nb | 標準液 | | | | 回収液 | |
|--------------------|----------------------------|-------------|------------|--------|--------|----------------------------|---------|--------|---------------------|--------------------------|
| 採取部位 | 溶解した試験片 (管理番号) | 質量 | 濃度 | 濃度 | 添加量 | 分離前の Nb 量 ^{注1} | 質量 | 濃度 | Nb 量 ^{注 2} | Nb 回収率 ^{注 3} |
| | | (g) | (µg/g) | (µg/g) | (g) | (µg) | (g) | (µg/g) | (µg) | (%) |
| カプセル | S37C1CA01-1 | 105.499 | 1.05 | 注4 | 注4 | 110.8 | 20.3526 | 2.1 | 42.7 | 38.6 |
| NJEN | S37C1CA02-1 | 99.676 | 1.19 | 注4 | 注4 | 118.6 | 20.3084 | 2.0 | 40.6 | 34.2 |
| | S37C1CA03-1 S37C1CA03-2 | 193.502 | 0.195 | 985 | 0.1008 | 137.0 | 20.6379 | 2.4 | 49.5 | 36.1 |
| ハ ヘ ケット | S37C1CA04-1 S37C1CA04-2 | 196.592 | 0.191 | 985 | 0.1010 | 137.0 | 20.7241 | 2.4 | 49.7 | 36.3 |

表 3.2.1.3(2)5)-7 Nb 回収率の測定結果 (表 3.2.1.3(2)4)-4 と同じ表)

注1: (「分離操作に供した溶解液の質量」×「分離操作に供した溶解液のNb濃度」)+(「Nb標準液のNb濃度」×「Nb標準液の添加量」)

注2:「回収液の質量」×「回収液のNb濃度」

注3:「回収液のNb量」÷「分離操作前のNb量」×100

注4:添加せず







(原子炉停止から測定するまでの期間中:時間tm)

図 3.2.1.3(2)5)-1 Moからの^{93m}Nbの生成経路



図 3.2.1.3(2)5)-2 Nb 濃度の測定フロー











図 3.2.1.3(2)5)-6 Nb 回収率測定時の検量線

(3) 実機サンプリング材中性子照射量解析(浜岡原子力発電所3号機監視試験カプセル及 びバスケット材)

H-3 第 3 回監視試験のバスケット及びカプセルを用いて放射能測定し、実測値から 中性子照射量を評価することにより、令和4年度に策定した中性子照射量評価手法 ^[3.2.1.3(3)-1]を検証する。中性子照射量評価は、バスケット及びカプセル位置における中性 子束分布を解析で求め、中性子束分布と測定された放射能量を用いて中性子照射量を 求めるという手順で行う。

以降、バスケット及びカプセルはH-3第3回監視試験で取得したものを示す。

1) 中性子束解析

中性子束解析は対象プラントを H-3 とし、令和3年度に実施した中性子束分布解析 と同様の解析手法^[3.2.1.3(3)-2]を用いて行う。中性子束解析フローを図3.2.1.3(3)-1に示す。 中性子束解析に用いる解析コードは二次元 S_N法輸送計算コード DORT^[3.2.1.3(3)-3]であ り令和3年度と同様であるが、評価条件のうちエネルギー群数、群定数ライブラリー 及び解析対象位置が異なる。

① エネルギー群数と群定数ライブラリー

DORT 解析におけるエネルギー群数は 199 群とする。群定数ライブラリーは、評価 済核データファイルである JENDL-4.0^[3,2,1,3(3)-4]より作成された輸送計算用断面積ライ ブラリーMATXSLIB-J40^[3,2,1,3(3)-5]を基に、巨視的断面積を TRANSX2.15 コード ^[3,2,1,3(3)-6]により作成する。用いる。

2 解析対象

バスケット及びカプセル位置を対象とし、「2) ^{93m}Nb を用いた中性子照射量評価」 で用いる ⁹³Nb(n,n')^{93m}Nb の反応の閾エネルギー以上を対象として対象位置における エネルギー毎の中性子スペクトルφn及び、角度補正係数を求める。

2) ⁹³Nb を用いた中性子照射量評価

① 評価方法

本評価では複数元素を含む炉内構造物材料から試験片を採取して放射能量を測定し、 中性子照射量を評価する手法を整理している。本年度測定対象としている ^{93m}Nb は主 な生成起源として、Nb と Mo があり、着目すべき反応は Nb(⁹³Nb)からの生成である。 元素濃度の測定等により、Nb 起源の ^{93m}Nb 放射能量の実測値が得られると、「1) 中 性子束解析」で得られた中性子束解析の結果を用いて中性子照射量が求められる。中 性子照射量評価のフローを図 3.2.1.3(3)-2 に示す。

DORT 解析により得られた中性子スペクトル ϕ_n 及び反応断面積 σ_n から反応率 $\Sigma \sigma_n \phi_n を求めて、運転実績による時間と出力の補正係数 F を考慮して放射能量(解析値)$ $を求め、放射能量(実測値)A と放射能量(解析値)の比を解析で求めた高速中性子束<math>\Sigma \phi_n$ に乗じて実測値に基づく高速中性子束 Φ を下記式で求める。得られた高速中性子束に 定格出力換算運転時間を乗じて、高速中性子照射量 T を求める。

$$\Phi = \frac{A}{F \sum \sigma_n \phi_n} \sum \phi_n$$

② 評価条件

図 3.2.1.3(3)-5 に示した各パラメータの条件詳細を以下に示す。

a) 反応率Σσ_nφ_n

中性子スペクトル ϕ_n は DORT の解析結果を用いる。

反応断面積 σ_nは IRDFF-II^[3.2.1.3(3)-7]の値を基とし、NJOY2016 コード^[3.2.1.3(3)-8]で読 込み処理を行って、中性子束計算に用いる核データ MATXSLIB-J40^[3.2.1.3(3)-5]の群構造 と同じ中性子 199 群構造の断面積を作成して用いる。

反応率 $\Sigma \sigma_n \phi_n$ は標的核1個当たりで算出されるため、測定した放射能濃度 K[Bq/g] から下記式を用いて標的核1個当たりの放射能 A[dps/atom]へ変換する。変換係数を C とする。

$$A = \left(\frac{M_0}{A_0 R}\right) K = CK$$

$$C = M_0 / (A_0 R)$$

ここで、A₀:アボガドロ定数(6.022×10²³ mol⁻¹)、R:標的核の天然同位体存在比、 M₀:標的核となる元素の原子量である。⁹³Nb(n,n')^{93m}Nb においては C= 1.543×10⁻²² である。

b) 補正係数 F

補正係数 F は時間と出力の補正係数であり、生成核の崩壊定数を λ 、ある照射期間 i における照射時間を t_i 、冷却期間を T_i として、照射が M 回あった場合に以下の式で 表される。

$$F = \sum_{i=1}^{M} f_{i} = \sum_{i=1}^{M} a_{i} (1 - \exp(-\lambda t_{i})) \exp(-\lambda T_{i})$$

ここで、a_iは照射期間 i の炉出力の、定格出力に対する割合(設備利用率)を表す。

測定対象となる生成核種は ^{93m}Nb であるので、λは ^{93m}Nb の崩壊定数であり、半減 期 16.13 年^[3.2.1.3(3)-9]から求められる。本評価における F はバスケットで 2.6E-01、カ プセルで 2.8E-01 とする。

c) 定格出力換算運転時間

定格出力換算運転時間については、運転開始後を対象として、18.43EFPY(Effective Full Power Year; 定格負荷相当年数)^[3.2.1.3(3)-10]とする。

③ 測定値

測定値は「3.2.1.3(2)4) 元素濃度及び放射能濃度の測定」に記載の通りであるが、 バスケットとカプセルで一部異なる傾向を示していることから、中性子照射量評価の 前に測定値について整理する。 表 3.2.1.3(3)・1 及び表 3.2.1.3(3)・2 より、Mo または Nb 元素濃度と各元素を起源と する核種の放射能濃度の傾向を確認する。Mo 濃度はカプセルがバスケットよりも 1 桁 以上小さい結果となっており、⁹³Mo 放射能濃度及び Mo 起源の ^{93m}Nb もカプセルがバ スケットよりも 1 桁以上小さい結果となっていることから、Mo 濃度と Mo を起源とす る核種の放射能濃度が同様の傾向になっている。一方、Nb 濃度はカプセルがバスケッ トよりも 1 桁程度大きい結果となっていることに対し、Nb 起源の ^{93m}Nb はカプセル がバスケットよりも小さい結果となっており、Nb 濃度と Nb 起源の核種の放射能能濃 度は大小関係が逆転している。

Nb 起源の ^{93m}Nb の放射能濃度測定値の大小関係の逆転は Nb 起源の ^{93m}Nb の放射 能濃度測定値に課題がある可能性を示唆しており、放射能濃度測定値に課題がある場 合、中性子照射量評価が適切な結果が得られない可能性が高いことから、中性子照射 量評価の前に放射能濃度測定値について解析的に概略検討を行う。

Nb 起源の 93mNb 放射能濃度測定値は、93Mo 放射能濃度測定値から Mo 起源の 93mNb 放射能濃度を求めて 93mNb 放射能濃度測定値(全量)から Mo 起源分を差し引いて算出 されていることから 93Mo 放射能濃度及び Mo 起源の 93mNb 放射能濃度を解析的に概 略評価する。また、中性子照射量評価に用いる、Nb 起源の 93mNb 放射能濃度について も評価する。

評価方法は、「1) 中性子束解析」の DORT 解析で得られた中性子スペクトル及び角 度補正値を用い、1gの Mo または Nb 元素から生成する放射能濃度を概略評価し、測 定値と比較する。

a) Mo 起源核種

Mo 起源核種である ⁹³Mo 及び Mo 起源の ^{93m}Nb は、中性子スペクトルとして DORT 解析結果を用い、ORIGEN-S(SCALE-5.1)コードを用いて 1g の Mo 元素から生成する 放射能濃度を概略評価する。ただし、DORT の中性子スペクトルは元々高速中性子の 反応が主である Nb 起源の ^{93m}Nb を評価することを目的として算出したものであるた め、熱中性子については参考値であり、ここでは測定値の傾向を評価するための概略 評価用として用いる位置付けである。⁹³Mo および Mo 起源の ^{93m}Nb の生成経路は熱中 性子にも有意な反応断面積を持つため、本項目における放射能濃度解析値は参考値で ある。なお、⁹³Mo および Mo 起源の ^{93m}Nb の放射能濃度解析値は中性子照射量評価に は使用しない。

Mo 起源核種について測定値と解析値(参考値)及びその比を表 3.2.1.3(3)-1 に示す。

Mo が起源である ⁹³Mo 放射能濃度測定値は Mo 起源の ⁹³Mo 放射能濃度を求めるこ とを目的として直接測定された値であり、カプセルはバスケットよりも照射期間が長 いため放射能濃度が若干高くなる傾向である。Mo 濃度測定値に基づいて求めた ⁹³Mo 放射能濃度解析値(参考値)と ⁹³Mo 放射能濃度測定値の比である C₁/M₁はカプセル、バ スケットともに 0.7 程度で概ね一致し、測定値は適切と考えられる。 Mo 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度測定値は、^{93m}Nb 放射能濃度測定値から Nb 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度を求めることを目的として、⁹³Mo 放射能濃度測定値から算出された 値である。Mo 濃度測定値に基づいて求めた Mo 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度解析値(参考 値)と Mo 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度測定値の比である C₂/M₂はカプセル、バスケットと もに 0.6 程度で概ね一致し、評価式は適切と考えられる。

b) Nb 起源核種

Nb 起源の ^{93m}Nb は、中性子スペクトルとして DORT 解析結果を用い、反応断面積 として IRDFF-II を用いて 1g の Nb 元素から生成する放射能濃度を評価する。Nb 起 源核種について測定値と解析値及びその比を表 3.2.1.3(3)-2 に示す。

Nb 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度測定値は ^{93m}Nb 放射能濃度から Mo 起源分を差し引い た値であり、カプセルとバスケットで同程度となると考えられるが、Nb 濃度測定値に 基づいて求めた Nb 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度解析値と Nb 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度測 定値の比である C₁/M₁はカプセルで 0.5 程度、バスケットで 0.02 程度であり、バスケ ットにおいて解析値と測定値の乖離がある。

以上より、バスケットにおける Nb 濃度測定値が低すぎる、または、Nb 起源核種の 放射能濃度測定値が高すぎる状況である。

④ 評価結果

「② 測定値」より、カプセルの測定値はオーダー的には問題ないと考えられるため、カプセルの測定結果に基づいて、Nb 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度測定値から中性子照 射量評価を行う。バスケットの Nb 濃度及び Nb 起源の ^{93m}Nb の放射能濃度測定値は 検討が必要な値であるが、参考値として評価する。

a) 中性子照射量

Nb 起源の ^{93m}Nb から評価した中性子照射量評価結果を表 3.2.1.3(3)-3 に示す。なお、中性子照射量測定値は Nb 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度測定値に基づいて算出した値である。

カプセルの中性子照射量では、解析値と測定値の比である C/M が 0.4 または 0.6 で あり、試料によって差があったが平均 0.5 倍程度である。

参考値であるバスケットの中性子照射量は、解析値と測定値の比である C/M が 0.02 程度で乖離がある。

b) 評価結果のまとめと課題

バスケットにおける Nb 起源 ^{93m}Nb 放射能濃度測定値ついては検討を要する結果で あり、ここではカプセルにおける評価結果に着目する。

カプセルにおける Nb 起源 ^{93m}Nb 放射能濃度測定値に基づく中性子照射量測定値と 中性子照射量解析値の比は 0.4 または 0.6 倍程度となっており、複数の元素を含む SUS 材において微量元素として含まれる Nb の ⁹³Nb(n,n')^{93m}Nb の反応に着目して Nb 濃 度、Mo 濃度、⁹³Mo 放射能濃度、^{93m}Nb 放射能濃度の測定値から中性子照射量を算出 する手法は現実的な手法であることを確認できた。ただし、Nb 起源 ^{93m}Nb 放射能濃度 測定値に基づく中性子照射量測定値は中性子照射量解析値に対して大きく出る傾向で あり、^{93m}Nb 放射能濃度の測定値は試料によって 1.5 倍ほどばらつきがあるため、測定 値のばらつきについて更なる検討及び整理を実施する必要がある。本項においては、 解析における課題について整理する。

本評価では ⁹³Nb(n,n')^{93m}Nb の反応に着目している点が一般的に監視試験で用いら れている手法との違いであることから、この反応において閾エネルギーの違いや反応 断面積などが更なる検討の余地がある項目として挙げられる。

関エネルギーについて、一般的に監視試験で用いられる ⁵⁴Fe (n,p)⁵⁴Mn で下限エネ ルギー3.020×10⁵[eV]以上、⁶³Cu (n,a)⁶⁰Co で下限エネルギー2.231×10⁶[eV]以上のエ ネルギー群で反応断面積 σ n が値を持つのに対し、⁹³Nb(n,n')^{93m}Nb では下限エネルギ ー2.850×10⁴[eV]以上のエネルギー群で値を持っており、⁹³Nb(n,n')^{93m}Nb は闌エネル ギーが低い。カプセルにおける反応率を確認すると、1MeV 以上の高速中性子領域の 割合が全体の 96%程度であることから、1MeV 未満のエネルギー領域の中性子による 影響は小さいと考えられる。

反応断面積について、今回用いた反応断面積ライブラリーは IRDFF-II である。他の ライブラリーを用いて同様の評価を行い、影響程度を確認するという整理方法が考え られるが、図 3.2.1.3(3)-3 に示す通りライブラリー毎の ⁹³Nb(n,n')^{93m}Nb の反応断面積 は類似しており、影響は大きくないと考えられる。

今年度の測定においてバスケットは Nb 濃度が高すぎる、または Nb 起源の ^{93m}Nb 放射能濃度が低すぎる状態であり、適切な中性子照射量評価が困難となったため、再 度の測定または ⁹³Nb(n,n')^{93m}Nb 以外の他核種の反応に基づく中性子照射量評価方法 の検討などを行っていく必要がある。

<参考文献>

- [3.2.1.3(3)-1] 原子力施設等防災対策等委託費(実機材料等を活用した経年劣化評 価・検証(実機材料を活用した健全性評価に係る研究))令和4年度原 子力規制庁委託成果報告書、2023年4月
- [3.2.1.3(3)-2] 原子力施設等防災対策等委託費(実機材料等を活用した経年劣化評価・検証(実機材料を活用した健全性評価に係る研究))令和3年度原子力規制庁委託成果報告書、2022年4月
- [3.2.1.3(3)-3] W.A.Rhoades and R.L.Childs, "The DORT Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code," Nuclear Science & Engineering 99,1,pp.88-89,(May 1988).
- [3.2.1.3(3)-4] K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, J. Katakura, "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol. 48(1),1-30 (2011).
- [3.2.1.3(3)-5] K.Okumura, "Nuclear Data for Prediction of Isotope Generation and Depletion," Proceedings of the 2011 Symposium on Nuclear Data, Nov. 16-17, 2011 Ricotti, Tokai, Japan, JAEA-Conf 2012-001, pp.39-44 (2012).
- [3.2.1.3(3)-6] "TRANSX 2.15 ; Code System to Produce Neutron, Photon, and Particle Transport Tables for Discrete-Ordinates and Diffusion Codes from Cross Sections in MATXS Format", ORNL RSICC PSR-317
- [3.2.1.3(3)-7] A. Trkov, P.J. Griffin, S.P. Simakov, L.R. Greenwood, K.I.
 Zolotarev, R. Capote, D.L. Aldama, V. Chechev, C. Destouches,
 A.C. Kahler, C. Konno, M. Kostal, M. Majerle, E. Malambu, M.
 Ohta, V.G. Pronyaev, V. Radulovic, S. Sato, M. Schulc, E.
 Simeckova, I. Vavtar, J. Wagemans, M. White, and H. Yashima,
 IRDFF-II: A New Neutron Metrology Library. Special issue of
 Nuclear Data Sheets, Vol. 163, pp. 1-108 (2020).
- [3.2.1.3(3)-8] The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2016, LA-UR-17-20093
- [3.2.1.3(3)-9] 日本原子力研究開発機構 核データ研究グループ https://wwwndc.jaea.go.jp/index_J.html
- [3.2.1.3(3)-10] 浜岡原子力発電所3号炉 高経年化技術評価(中性子照射脆化)補足
 説明資料 平成29年7月14日 中部電力株式会社

3.2.1.3(3)-6

https://www.nra.go.jp/data/000177178.pdf

- [3.2.1.3(3)-11] D.A. Brown, M.B. Chadwick, R. Capote, et al., "ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering Data", Nuclear Data Sheets, 148: pp. 1-142 (2018).
- [3.2.1.3(3)-12] O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato, S. Nakayama, Y. Abe, et al., "Japanese evaluated nuclear data library version 5: JENDL-5", J. Nucl. Sci. Technol., 60(1), 1-60 (2023).
- [3.2.1.3(3)-13] "Evaluated Nuclear Data File (ENDF)", the National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory website (2024/1/16 時点):

https://www.nndc.bnl.gov/endf/advanced.html

| | | | ⁹³ Mo 放射能液 |) 農度 | | Mo 起源 ^{93m} Nb 放射能濃度 | | | | |
|-------|----------------------------|-------------------|--------------------------|--------------------------|---|---|-------------------------|---------------------|------------------------------|----------------|
| 種類 | 溶解した試験片 (管理番号) | 测定值 [µg/g-試験片] | 測定値** [Bq/g-試験 片] | 測定值** M1 [Bq/g-Mo] | 解析値 *C ₁ (参考 値) [Bq/g-Mo] | C ₁ /M ₁ (参考値) | 測定値** [Bq/g-試 験片] | 測定值**M2 [Bq/g-M] | 解析值*C2 (参考值) [Bq/g-Mo] | C2/M2 (参考値) |
| オーやナル | S37C1CA01-1 | 930 | 0.5 | 5.4E+02 | 3E+02 | 0.6 | 0.27 | 2.9E+02 | 2E+02 | 0.5 |
| カノビル | S37C1CA02-1 | 920 | 0.49 | 5.3E+02 | 3E+02 | 0.6 | 0.26 | 2.8E+02 | 2E+02 | 0.6 |
| | S37C1CA03-1 S37C1CA03-2 | 21200 | 7.4 | 3.5E+02 | 3E+02 | 0.8 | 3.9 | 1.8E+02 | 1E+02 | 0.7 |
| ハヘクット | S37C1CA04-1 S37C1CA04-2 | 21200 | 7.8 | 3.7E+02 | 3E+02 | 0.7 | 4.2 | 2.0E+02 | 1E+02 | 0.7 |

表 3.2.1.3(3)-1 Mo 起源核種に係る測定値と(参考値)*及びその比

*高速中性子束評価を目的とした DORT 解析結果の中性子スペクトルを用いているため、本表の解析値は参考値の位置付け。

なお、本表の解析値(参考値)は中性子照射量評価には使用しない。

| | | | Nb 起源 | | ^{93m} Nb | |
|-------------------|----------------------------|-------------------|-------------------------------------|---------------------|---------------------|-----------|
| | 波敏 した試験 出 | Nb 濃度 | ^{93m} Nb | 龙 | 女射能濃度 | |
| 種類 | (管理番号) | 測定値 [µg/g-試験片] | 放射能濃度 測定値 [Bq/g- 試験片] | 測定值 M1 [Bq/g-Nb] | 解析值 C1 [Bq/g-Nb] | C_1/M_1 |
| カーチャッ | S37C1CA01-1 | 20.8 | 13.6 | 6.5E+05 | 3E+05 | 0.4 |
| カノセル | S37C1CA02-1 | 20.7 | 9.4 | 4.5E+05 | 3E+05 | 0.6 |
| バフケット | S37C1CA03-1 S37C1CA03-2 | 2.53 | 34 | 1.3E+07 | 3E+05 | 0.02 |
| ~~ <i>^ y v r</i> | S37C1CA04-1 S37C1CA04-2 | 2.53 | 33 | 1.3E+07 | 3E+05 | 0.02 |

表 3.2.1.3(3)-2 Nb 起源核種に係る測定値と解析値及びその比

| | 溶解した試験片 | | Nb 起源 ^{93m]} 放射能濃度 | Nb £ | 中性子照射量 | | | |
|-------|----------------------------|-------------------|--------------------------------|----------------------|------------------|------------------|------|--|
| 種類 | (管理番号) | 測定値 [Bq/g-試験片] | 測定値 [Bq/g-Nb] | 測定値 [dps/atom-Nb] | 測定值 M [n/cm²] | 解析值 C [n/cm²] | C/M | |
| サークナリ | S37C1CA01-1 | 13.6 | 6.5E+05 | 1.0E-16 | 9E+17 | 4E+17 | 0.4 | |
| カノセル | S37C1CA02-1 | 9.4 | 4.5E+05 | 7.0E-17 | 6E+17 | 4E+17 | 0.6 | |
| バフケット | S37C1CA03-1 S37C1CA03-2 | 34 | 1.3E+07 | 2.1E-15 | 2E+19 | 4E+17 | 0.02 | |
| | S37C1CA04-1 S37C1CA04-2 | 33 | 1.3E+07 | 2.0E-15 | 2E+19 | 4E+17 | 0.02 | |

表 3. 2. 1. 3 (3) – 3 Nb 起源の ⁹³Nb から評価した中性子照射量評価結果



図 3.2.1.3(3)-1 中性子束解析フロー

3.2.1.3(3)-12



図 3.2.1.3(3)-2 中性子照射量評価フロー



図 3.2.1.3(3)-3 IRDFF-II、ENDF/B-VII.0^[3.2.1.3(3)-11]、JENDL-5^[3.2.1.3(3)-12]の ⁹³Nb(n, n')^{93m}Nbの反応断面積^[3.2.1.3(3)-13]

(4) 放射能測定による試験体照射量評価手法の検証

H-3 第 3 回監視試験のカプセル及びバスケットから試験片を採取して、化学成分分 析及び放射能測定を実施し、解析値との比較を行った。その結果を以下にまとめると ともに、今後の計画についても検討した。

1) 化学成分分析

カプセル及びバスケットより試験片を採取し、溶解して Nb 及び Mo の化学成分分 析を行った。カプセルは Nb が概ね 20(μ g/g)、Mo が概ね 900(μ g/g)であった。バスケ ットは Nb が概ね 2.5(μ g/g)とカプセルと比較して一桁程度少ない値だった。Mo が概 ね 21000(μ g/g)であり、SUS316 の Mo 濃度(2.0~3.0%)の範囲内の値だった。

2) 放射能測定

カプセル及びバスケットより試験片を採取し、溶解した後に化学的に Nb 及び Mo を 分離し、^{93m}Nb 及び ⁹³Mo の放射能測定を行った。試験片 1g あたりの放射能に換算し て比較を行ったところ、^{93m}Nb についてバスケットはカプセルよりも 6 倍程度大きい 値だった。この値は Nb 濃度とは異なる傾向だが、^{93m}Nb には Mo を起源とする核種も 含むため、解析結果とともに Nb 起源 ^{93m}Nb を求めた上で比較する必要がある。これ に対して ⁹³Mo についてバスケットはカプセルよりも 15 倍程度大きい値だった。この 値は ⁹³Mo の起源元素である Mo の濃度比に近く、妥当な値と考えられる。

また、バスケットの 93mNb 放射能測定において 93mNb とは異なるピークが確認されたが、現時点でこのピークの同定は出来ていない。

3) 解析値との比較

Nb を起源元素とする ^{93m}Nb について起源元素 1g あたりの放射能を解析値と比較し たところ、カプセルの解析値・測定値比(以下、C/M という)は概ね 0.5 であったの対 し、バスケットの C/M は 0.02 と解析値に対して実測値が 50 倍程度大きい結果であっ た。一方、Mo を起源元素とする ^{93m}Nb の C/M はカプセルで概ね 0.6、バスケットで 0.7 と大差ない値だった。また、⁹³Mo の C/M も Mo を起源元素とする ^{93m}Nb と同程 度の値であった。なお、中性子照射量は解析値を C/M で補正して求めるので同様の傾 向となった。Nb を起源元素とする ^{93m}Nb の C/M に大きな乖離があり、引き続き検討 する必要がある。

4) まとめと今後の方針

上記の結果より、バスケットの Nb を起源元素とする ^{93m}Nb において実測値と解析 値が大きく乖離する結果となった。1)~3)の結果より、バスケットにおける Nb を起源 元素とする ^{93m}Nb の放射能濃度の測定値が過大評価となっている可能性が考えられる。 令和6年度には再測定を含めて分析、測定及び評価方法の見直し等を実施する。

3.2.1.4 試験体採取工法の材料への影響評価

対象機器からの試験体採取工法として、令和4年度に機械的工法と熱的工法に分類 し、表 3.2.1.4-1 に示すとおり技術内容、切断速度、二次的廃棄物等の観点で各工法に ついて整理した^[3.2.1.4-1]。

その結果、廃炉材から試験体採取にあたっては、試験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、機械的工法においてはディスクソー等、熱的工法においては EDM 切断を推奨切断工法として選定された。

試験体採取時の切出しにあたり、実機材料の運転履歴を受けた材料特性の回復といった影響がないようにするため、適切な切断代を設定することが重要である。機械的 切断(ディスクソー等)については、切断時の熱的影響に関する知見は多くないことから、 切断時の試験体の温度を測定し、試験体に及ぼす熱的影響について評価した。

<参考文献>

[3.2.1.4-1] 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)),原子力規制庁,令和5年3月

| | 試験片への影響 作業性 | | | | | -307 /m² |
|---------------------------------------|-------------|------|-----------------|------|------|--|
| | 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 | 吉同 | 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。 |

表 3. 2. 1. 4-1 各種切断工法の試験体への影響・作業性の整理^[3. 2. 1. 4-1]

(1) 切断工法の選定

同調サンプリング時を想定した場合、廃止措置工事側(事業者想定)で対象機器を廃棄 切断し、原子炉内から取り出して試験体の一部を研究工事側(本事業受託者)へ引き継ぐ ことになる。そのため、廃棄切断された対象機器の廃棄体から、本研究で試験片を取得 する試験体採取時の切断は、遮へいの観点でも、DSP等による水中環境で、比較的大 型な切断となることが想定され、現状は、3.2.1.1 項の試験体採取工法の工事基本実施 計画の検討において、機械的工法(ディスクソー)による切断を想定している。

機械的工法として、ディスクソー、バンドソーやワイヤソーがあるが、本検討では前述の通り、ディスクソーによる切断を選択し、切断時の熱的影響について評価した。なお、ディスクソーの刃についてはチップソーや切断砥石等があるが、切断時に刃の側面の摩擦により、材料温度が高くなるとの報告^[3.2.1.4(1)-1]のある切断砥石を採用した。

<参考文献>

[3.2.1.4(1)·1] 宮島敏光,長倉輝明,破壊器具等の性能検証(第2報),消防技術安 全所報 43 号,平成18年.

(2) 試験体準備

1) 試験体の検討

材料切断時の試験体の温度上昇は、切断時のディスクソーの送り速度により異なり、 その送り速度は鋼材の硬さや板厚が影響する。そのため、試験体の硬さ及び板厚は、H-1の炉心シュラウド及び上部格子板を模擬した。

一般に金属材料は中性子照射により硬化することが知られており^[3,2,1,4(2)·1]、炉心シ ュラウドや上部格子板は、供用運転中に照射による硬化が生じていることが考えられ る。表 3.2.1.4(2)·1 に H·1 の炉心シュラウド及び上部格子板の材質と照射量を示す。 炉心シュラウドの材質は SUS304、上部格子板の材質は SUS316 である。

図 3.2.1.4(2)・1 及び図 3.2.1.4(2)・2 にそれぞれ SUS304 系、SUS316 系の照射量とビ ッカース硬さの関係を示す。本図は BWR プラントまたは JMTR による照射材のデー タ集^[3.2.1.4(2)・2]を基に作図した。本図にプロットしたデータ群と表 3.2.1.4(2)・1 の照射量 より、H-1 炉心シュラウド(SUS304)はビッカース硬さで 270 HV 程度、H-1 上部格子 板(SUS316)は 340 HV 程度の硬化を想定した。

この硬化を未照射で考慮する方法として、対象機器の模擬試験体を冷間加工(CW)で 照射による硬度上昇を模擬することを検討した。ここで、EPRI report^[3,2,1,4(2)·3]による と、オーステナイト系ステンレス鋼の冷間加工率とビッカース硬さの関係は以下で表 される。

Vickers Hardness HV = $-0.0638 \times \%$ CW² + $7.268 \times \%$ CW + 153.5 (3.2.1.4(2)-1)

式 3.2.1.4(2)-1 を基に冷間加工率とビッカース硬さの関係を図 3.2.1.4(2)-3 に示す。 本図に H-1 炉心シュラウド及び上部格子板の推定硬さをプロットすると、それぞれ冷 間加工率 20%(20%CW)と 40%(40%CW)に相当する。

以上を踏まえて、H-1 炉心シュラウド模擬試験体は SUS304 の 20%CW 材を選定した。

一方、H·1 上部格子板模擬試験体は、CW 率を考慮した試験体の製作を検討したが、 SUS316 鋼板への 40%CW が困難であったことから、代替として、切断時の温度上昇 を検討する観点から SUS316 と同程度の熱導電率である SUS630 を選定した。図 3.2.1.4(2)-4 に各材料の熱伝導率^[3.2.1.4(2)-4,5]を示す。SUS630 は析出硬化系ステンレス 鋼であり、熱処理条件により硬さが異なり、JIS G 4304「熱間圧延ステンレス鋼板及 び鋼帯」によれば、H900 熱処理ではブリネル硬さ 375 HBW(ビッカース硬さ換算: 395 HV)以上、H1025 熱処理では 331 HBW(350 HV)以上、H1075 熱処理では 302 HBW(320 HV)以上である。そこで、H-1 上部格子板の想定硬さ 340 HV を満足する SUS630(H1025 熱処理)材を模擬試験体として選定した。

炉心シュラウド及び上部格子板からの試験体採取時の切断形状は、3.2.1.1 項で及び

3.2.1.2 項の検討に合わせ、炉心シュラウドからの試験体切断時の寸法が約 100 mm×
 100 mm×t 40 mm となるように、上部格子板からの試験体切断時の寸法が約 330 mm
 ×305 mm×t 10 mm となるようにした。

以下に、試験体切断時の熱影響を確認するための試験体仕様を示す。

- 炉心シュラウド模擬試験体
 - ・材質:SUS304(20%CW)
 - ・寸法:約100mm×150mm×t40mm
- 上部格子板模擬試験体
 - ・材質: SUS630(H1025 熱処理)
 - ・寸法:約330 mm×400 mm×10 mm

2) 試験体の製作

図 3.2.1.4(2)-5 及び図 3.2.1.4(2)-6 に製作した SUS304(20%CW)試験体及び SUS630(H1025 熱処理)試験体の外観写真を示す。図 3.2.1.4(2)-7 及び図 3.2.1.4(2)-8 に SUS304(20%CW)及び SUS630(H1025)の硬さ測定位置と測定結果を示す。硬さ測 定は、JIS B 7725「ビッカース硬さ試験」に準じで実施した。

SUS304(20%CW)試験体は冷間加工による硬さのバラつきが想定されたことから、 圧延面の試験体中央部を 20 mm 間隔で計 10 点硬さ測定した。測定の結果、硬さは平 均 301 HV、標準偏差 15 HV であり、いずれの測定位置においても目標硬さ 270 HV を超えていることを確認した。

SUS630(H1025 熱処理)試験体は均一熱処理されたものであり、硬さのバラツキは小 さいと考えられることから、試験体の端材を用いて 5 mm 間隔で計 10 点硬さ測定を実 施した。測定の結果、硬さは平均 410 HV、標準偏差 2 HV であり、いずれの測定位置 においても目標硬さ 340 HV を超えていることを確認した。

いずれの模擬試験体も目標硬さを超えていることを確認し、これらを切断時温度測 定試験に供した。

<参考文献>

- [3.2.1.4(2)-1] 藤井ら,"中性子照射ステンレス鋼の硬化機構", INSS JOURNAL Vol. 26 2019 NT-3, 2019.
- [3.2.1.4(2)-2] 笠原ら、沸騰水型軽水炉 炉内構造物用オーステナイト系ステンレス鋼の照射データに関する文献調査とデータ集の作成(受託研究)、 JAEA Review 2018-012,2018 年 11 月.
- [3.2.1.4(2)-3] EPRI, "Materials Reliability Program : Stress Corrosion Crack Growth Rates in Stainless Steels in PWR Environments (MRP-458)", 2022.
- [3.2.1.4(2)-4] ステンレス協会 HP, (<u>http://www.jssa.gr.jp/contents/about_stainless/key_properties/co</u>mparison/)(閲覧日:2024年2月19日)
- [3.2.1.4(2)-5] ステンレス協会 HP, (<u>http://www.jssa.gr.jp/contents/faq-article/q6/</u>)(閲覧日:2024年2月19日)

表 3.2.1.4(2)-1 浜岡原子力発電所 1 号機 各部位の材質と照射量

| 部位 | 材質 | 照射量[n/m ²] |
|---------|--------|------------------------|
| 炉心シュラウド | SUS304 | $9.1\!	imes\!10^{24}$ |
| 上部格子板 | SUS316 | $3.5	imes10^{25}$ |

注記:1dpa=7×10²⁴ n/m²として算出

(3.2.1.1 項 試験体採取工法の工事基本実施計画(案)の策定で実施の炉内 照射量解析の結果に基づく)



図 3.2.1.4(2)-1 SUS304 系の照射量とビッカース硬さ


図 3.2.1.4(2)-2 SUS316 系の照射量とビッカース硬さ



図 3.2.1.4(2)-3 冷間加工率とビッカース硬さの関係

| 材料 | 熱伝導率(W/m∙℃)×10² |
|----------|-------------------------|
| 銀 | 4.12 |
| 銅 | 3.71 |
| アルミニウム | 1.95 |
| クロム | 0.96 |
| ニッケル | 0.84 |
| 炭素鋼 | 0.58 |
| SUS430 | 0.26 |
| SUS304 | 0.16 |
| SUS316 | 0.16 |
| SUS410 | 0.24 |
| SUS329J1 | 0.20 |
| SUS630 | 0.16 |

図3.2.1.4(2)-4 各材料の熱伝導率^[3.2.1.4(2)-5.6]



図 3.2.1.4(2)-5 SUS304(20%CW)試験体の外観



図 3.2.1.4(2)-6 SUS630(H1025 熱処理)試験体の外観



(a) 硬さ測定位置

| | | • |
|------------------------------------|---------------|---|
| 317 288 308 297 298 278 284 316 32 | 25 298 301 15 | |

⁽b) 各位置における硬さ測定結果(HV)

図 3.2.1.4(2)-7 SUS304(20%CW)試験体の硬さ測定位置と測定結果



(a) 硬さ測定位置

(b) 硬さ測定位置(拡大)

| 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | $\overline{(7)}$ | 8 | 9 | 10 | 平均 | 標準偏差 |
|-----|-----|-----|-----|-----|-----|------------------|-----|-----|-----|-----|------|
| 410 | 407 | 413 | 407 | 412 | 407 | 408 | 411 | 411 | 410 | 410 | 2 |

(c) 各位置における硬さ測定結果(HV)

図 3.2.1.4(2)-8 SUS630 ((H1025))試験体の硬さ測定位置と測定結果

(3) 切断時温度測定試験

1) 切断時温度測定要領

各試験体の切断位置と温度測定位置を図 3.2.1.4(3)-1 及び図 3.2.1.4(3)-2 に示す。温 度測定はシース型熱電対に加え、より細かいピッチで測定するためガラス被覆型熱電 対を併用した。温度測定は各測定点につき、約 1 回/秒の頻度でサンプリングを実施 した。

図 3.2.1.4(3)・1 に示すように、炉心シュラウド模擬試験体(SUS304 20%CW、板厚 40 mm)は、熱電対の取付け位置を切断開始点から 10 mm、50 mm、90 mm の 3 か所とし、試験体の表面・裏面に取り付けた。シース型熱電対は切断面から 3 mm、10 mm の 位置と切断最終位置のみ 15 mm、20 mm を追加で取り付けた。またガラス被覆型熱電対は切断面から 1 mm、3 mm、5 mm、7 mm、10 mm の位置と切断最終位置のみ 15 mm、20 mm を追加で取り付けた。なお、試験体裏面に設置するシース型熱電対は、板厚中央付近に埋め込み、試験体内部の温度を測定した。

図 3.2.1.4(3)-2 に示すように、上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm) では、熱電対の取付け位置は切断開始点から 25 mm、165 mm、305 mm の 3 か所と し、試験体の表面・裏面に取り付けた。シース型熱電対は切断面から 3 mm、10 mm の位置と切断最終位置のみ 15 mm、20 mm を追加で取り付けた。またガラス被覆型熱 電対は切断面から 1 mm、3 mm、5 mm、7 mm、10 mm の位置と切断最終位置のみ 15 mm、20 mm を追加で取り付けた。なお、試験体裏面に設置するシース型熱電対は、 板厚中央付近に埋め込み、試験体内部の温度を測定した。

図 3.2.1.4(3)-3 に試験体切断のイメージを示す。ディスクソーによる切断は、切断時 に試験体表面側の切断位置近傍に冷却水を供給しがら切断した。一方、試験体裏面側 には直接冷却水はかかっていない状態であるが、切断が進むにつれて切断部に水が流 入して裏面側へも冷却水が行き渡る状態となる。

2) 切断時温度測定結果

炉心シュラウド模擬試験体の温度測定結果

炉心シュラウド模擬試験体(SUS304 20%CW、板厚 40 mm)の温度測定結果を図 3.2.1.4(3)-4 から図 3.2.1.4(3)-6 に示す。図 3.2.1.4(3)-4 は全測定点における温度の時 間変化、図 3.2.1.4(3)-5 は表面の全測定点における温度の時間変化、図 3.2.1.4(3)-6 は 裏面の全測定点における温度の時間変化を示す。またこれらの温度プロファイルから 各測定点における最高到達温度を整理した結果を図 3.2.1.4(3)-7 及び図 3.2.1.4(3)-8 に 示す。図 3.2.1.4(3)-7 は表面の測定データ、図 3.2.1.4(3)-8 は裏面の測定データである。 なお、ここではガラス被覆型熱電対とシース型熱電対による測定値に大きな差がない ことを確認し、切断面から測定ピッチを細かく測定したガラス被覆型熱電対の結果を 用いて整理した。 図 3.2.1.4(3)-7 より切断時に冷却水が直接かかる試験体表面では、切断面に最も近い 1mm 位置で最高到達温度は50℃程度であった。なお切断開始点から10mm、50mm、 90mm の各測定点で最高到達温度に大きな差異は認められなかった。

一方、図 3.2.1.4(3)-8 より切断時に冷却水が直接かからない試験体裏面では、切断面 に最も近い1 mm 位置で最高到達温度は 110℃程度であり、切断面からの距離が大き くなるほど最高到達温度が低下する傾向が確認された。なお切断開始点から 10 mm、 50 mm、90 mm の各測定点で最高到達温度に大きな差異は認められなかった。

試験体表面、裏面で差異が生じた要因として、切断時の冷却水の供給に差があり、切 断時の発熱の冷却に差が出たものと考えられる。また切断面からの距離が大きくなる と熱の拡散により温度上昇幅が小さくなったものと考えられる。

上部格子板模擬試験体の温度測定結果

上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm)の温度測定結果を図 3.2.1.4(3)-9から図 3.2.1.4(3)-11に示す。図 3.2.1.4(3)-9は全測定点における温度の時 間変化、図 3.2.1.4(3)-10は表面の全測定点における温度の時間変化、図 3.2.1.4(3)-11 は裏面の全測定点における温度の時間変化を示す。またこれらの温度プロファイルか ら各測定点における最高到達温度を整理した結果を図 3.2.1.4(3)-12及び図 3.2.1.4(3)-13に示す。図 3.2.1.4(3)-12は表面の測定データ、図 3.2.1.4(3)-13は裏面の測定データ である。なお、炉心シュラウドの試験と同様に、ガラス被覆型熱電対とシース型熱電対 による測定値に大きな差がないことを確認し、切断面から測定ピッチを細かく測定し たガラス被覆型熱電対の結果を用いて整理した。

図 3.2.1.4(3)-12 より切断時に冷却水が直接かかる試験体表面では、切断面に最も近い1mm 位置で最高到達温度は 50℃程度であった。なお切断開始点から 25mm、165mm、305mmの各測定点で最高到達温度に大きな差異は認められなかった。

一方、図 3.2.1.4(3)-13 より切断時に冷却水が直接かからない試験体裏面では、切断 開始点から 25 mm の位置で、切断面に最も近い 1 mm 位置で最高到達温度 320℃程度 となり、切断面から 3 mm 位置で 160℃程度、さらに切断面からの距離が大きくなる ほど最高到達温度が低下する傾向が認められた。また切断開始点から 165 mm、305 mm と切断が進むにつれて、各測定点での最高到達温度は低下する傾向が認められた。

試験体表面、裏面で差異が生じた要因として、切断時の冷却水の供給に差があり、切 断時の発熱の冷却に差が出たものと考えられる。また炉心シュラウド模擬試験体と比 較して、上部格子板模擬試験体の裏面で顕著な温度上昇が認められた要因は、シュラ ウド模擬試験体は硬さが低く切断時の熱発生が小さいこと、板厚が厚いことで切断時 の移動速度(ディスクソーの送り速度)が遅く、試験体表面に供給した冷却水が切断部と 裏面へ行き渡った状態であったことから、切断の発熱による温度上昇は抑えられたと 考えられる。これに対し、上部格子板模擬試験体は、切断初期(切断開始点から 25mm の位置)に十分な冷却水が切断部や裏面へ行き渡らず、温度上昇が認められたものと考 える。図 3.2.1.4(3)-14 に最高到達温度の測定点における温度の時間変化を拡大して示 すが、試験体温度の 320℃までの上昇は瞬間的であり、約1秒程度であった。







図 3.2.1.4(3)-2 上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm)の

切断位置と温度測定位置



図 3.2.1.4(3)-3 試験体切断のイメージ



| | 切断面 | 端面からの位置 | | | | | | | | |
|------|------|---------|------|------|------|------|------|--|--|--|
| 熱電対 | からの | | 表 | | 裹 | | | | | |
| | 位置 | 10mm | 50mm | 90mm | 10mm | 50mm | 90mm | | | |
| | 1mm | - | - | - | - | - | - | | | |
| | 3mm | 1 | 3 | 5 | 9* | 11* | 13* | | | |
| | 5mm | - | - | - | - | - | - | | | |
| シース型 | 7mm | - | - | - | - | | - | | | |
| | 10mm | 2 | 4 | 6 | 10* | 12* | 14* | | | |
| | 15mm | - | - | 7 | - | - | 15* | | | |
| | 20mm | - | - | 8 | - | - | 16* | | | |
| | 1mm | 17 | 22 | 27 | 34 | 39 | 44 | | | |
| | 3mm | 18 | 23 | 28 | 35 | 40 | 45 | | | |
| ポラス | 5mm | 19 | 24 | 29 | 36 | 41 | 46 | | | |
| 加要刑 | 7mm | 20 | 25 | 30 | 37 | 42 | 47 | | | |
| 恢復空 | 10mm | 21 | 26 | 31 | 38 | 43 | 48 | | | |
| | 15mm | - | - | 32 | - | - | 49 | | | |
| | 20mm | - | - | 33 | - | - | 50 | | | |

熱電対の取付位置と対応する熱電対の CH 番号対応表 (*裏側に設置するシース型熱電対は試験体内部に埋め込んで設置。)

図 3.2.1.4(3)-4 炉心シュラウド模擬試験体(SUS304 20%CW、板厚 40 mm)切断時の 温度の時間変化(全測定データ)



| | 切断面 | 端面からの位置 | | | | | | | | |
|------|------|---------|------|------|------|------|------|--|--|--|
| 熱電対 | からの | | 表 | | 裏 | | | | | |
| | 位置 | 10mm | 50mm | 90mm | 10mm | 50mm | 90mm | | | |
| | 1mm | - | - | - | - | - | - | | | |
| | 3mm | 1 | 3 | 5 | 9* | 11* | 13* | | | |
| | 5mm | - | - | - | - | 1-0 | - | | | |
| シース型 | 7mm | - | - | - | - | | - | | | |
| | 10mm | 2 | 4 | 6 | 10* | 12* | 14* | | | |
| | 15mm | - | - | 7 | - | - | 15* | | | |
| | 20mm | - | - | 8 | - | - | 16* | | | |
| | 1mm | 17 | 22 | 27 | 34 | 39 | 44 | | | |
| | 3mm | 18 | 23 | 28 | 35 | 40 | 45 | | | |
| ポラス | 5mm | 19 | 24 | 29 | 36 | 41 | 46 | | | |
| 加要刑 | 7mm | 20 | 25 | 30 | 37 | 42 | 47 | | | |
| 1仅復空 | 10mm | 21 | 26 | 31 | 38 | 43 | 48 | | | |
| | 15mm | - | - | 32 | - | - | 49 | | | |
| | 20mm | - | - | 33 | Π | - | 50 | | | |

熱電対の取付位置と対応する熱電対の CH 番号対応表 (*裏側に設置するシース型熱電対は試験体内部に埋め込んで設置。)

図 3.2.1.4(3)-5 炉心シュラウド模擬試験体(SUS304 20%CW、板厚 40 mm)切断時の 温度の時間変化(表面の全測定データ)



| | 切断面 | 端面からの位置 | | | | | | | | |
|------|------|---------|------|------|------|------|------|--|--|--|
| 熱電対 | からの | | 表 | | 裏 | | | | | |
| | 位置 | 10mm | 50mm | 90mm | 10mm | 50mm | 90mm | | | |
| | 1mm | - | - | - | - | - | - | | | |
| | 3mm | 1 | 3 | 5 | 9* | 11* | 13* | | | |
| | 5mm | - | - | - | - | 1-0 | - | | | |
| シース型 | 7mm | - | - | - | - | - | - | | | |
| | 10mm | 2 | 4 | 6 | 10* | 12* | 14* | | | |
| | 15mm | - | - | 7 | - | - | 15* | | | |
| | 20mm | - | - | 8 | - | - | 16* | | | |
| | 1mm | 17 | 22 | 27 | 34 | 39 | 44 | | | |
| | 3mm | 18 | 23 | 28 | 35 | 40 | 45 | | | |
| ポラフ | 5mm | 19 | 24 | 29 | 36 | 41 | 46 | | | |
| 加要刑 | 7mm | 20 | 25 | 30 | 37 | 42 | 47 | | | |
| 恢復空 | 10mm | 21 | 26 | 31 | 38 | 43 | 48 | | | |
| | 15mm | - | - | 32 | - | - | 49 | | | |
| | 20mm | - | - | 33 | - | - | 50 | | | |

熱電対の取付位置と対応する熱電対の CH 番号対応表 (*裏側に設置するシース型熱電対は試験体内部に埋め込んで設置。)

図 3.2.1.4(3)-6 炉心シュラウド模擬試験体(SUS304 20%CW、板厚 40 mm)切断時の 温度の時間変化(裏面の全測定データ)



図 3.2.1.4(3)-7 炉心シュラウド模擬試験体(SUS304 20%CW、板厚 40 mm)切断時の 切断面からの距離と最高到達温度の関係

(表面の測定データ)



図 3.2.1.4(3)-8 炉心シュラウド模擬試験体(SUS304 20%CW、板厚 40 mm)切断時の 切断面からの距離と最高到達温度の関係

(裏面の測定データ)



| | 切断面 | 端面からの位置 | | | | | | |
|-------|------|---------|-------|-------|------|-------|-------|--|
| 熱電対 | からの | | 表 | | | 裏 | | |
| | 位置 | 25mm | 165mm | 305mm | 25mm | 165mm | 305mm | |
| | 1mm | - | - | - | - | - | - | |
| | 3mm | 1 | 3 | 5 | 9* | 11* | 13* | |
| | 5mm | - | - | - | - | - | - | |
| シース型 | 7mm | - | - | - | - | - | - | |
| | 10mm | 2 | 4 | 6 | 10* | 12* | 14* | |
| | 15mm | - | - | 7 | - | - | 15* | |
| | 20mm | - | - | 8 | - | - | 16* | |
| | 1mm | 17 | 22 | 27 | 34 | 39 | 44 | |
| | 3mm | 18 | 23 | 28 | 35 | 40 | 45 | |
| + = 7 | 5mm | 19 | 24 | 29 | 36 | 41 | 46 | |
| 加売刑 | 7mm | 20 | 25 | 30 | 37 | 42 | 47 | |
| 1仅12至 | 10mm | 21 | 26 | 31 | 38 | 43 | 48 | |
| | 15mm | - | - | 32 | - | - | 49 | |
| | 20mm | - | - | 33 | - | - | 50 | |

熱電対の取付位置と対応する熱電対の CH 番号対応表

(*裏側に設置するシース型熱電対は試験体内部に埋め込んで設置。)

図 3.2.1.4(3)-9 上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm)切断時の 温度の時間変化(全測定データ)



| | 切断面 | 端面からの位置 | | | | | | |
|-------|------|---------|-------|-------|------|-------|-------|--|
| 熱電対 | からの | | 表 | | | 裏 | | |
| | 位置 | 25mm | 165mm | 305mm | 25mm | 165mm | 305mm | |
| | 1mm | - | - | - | - | - | - | |
| | 3mm | 1 | 3 | 5 | 9* | 11* | 13* | |
| | 5mm | - | - | - | - | - | - | |
| シース型 | 7mm | - | - | - | - | - | - | |
| | 10mm | 2 | 4 | 6 | 10* | 12* | 14* | |
| | 15mm | - | - | 7 | - | - | 15* | |
| | 20mm | - | - | 8 | - | - | 16* | |
| | 1mm | 17 | 22 | 27 | 34 | 39 | 44 | |
| | 3mm | 18 | 23 | 28 | 35 | 40 | 45 | |
| + = 7 | 5mm | 19 | 24 | 29 | 36 | 41 | 46 | |
| 加売刑 | 7mm | 20 | 25 | 30 | 37 | 42 | 47 | |
| 1以1良空 | 10mm | 21 | 26 | 31 | 38 | 43 | 48 | |
| | 15mm | - | - | 32 | - | - | 49 | |
| | 20mm | - | - | 33 | - | - | 50 | |

熱電対の取付位置と対応する熱電対の CH 番号対応表

(*裏側に設置するシース型熱電対は試験体内部に埋め込んで設置。)

図 3.2.1.4(3)-10 上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm)切断時の 温度の時間変化(表面の全測定データ)



| | 切断面 | 端面からの位置 | | | | | | |
|-------|------|---------|-------|-------|------|-------|-------|--|
| 熱電対 | からの | | 表 | | | 裏 | | |
| | 位置 | 25mm | 165mm | 305mm | 25mm | 165mm | 305mm | |
| | 1mm | - | - | - | - | - | - | |
| | 3mm | 1 | 3 | 5 | 9* | 11* | 13* | |
| | 5mm | - | - | - | - | - | - | |
| シース型 | 7mm | - | - | - | - | - | - | |
| | 10mm | 2 | 4 | 6 | 10* | 12* | 14* | |
| | 15mm | - | - | 7 | - | - | 15* | |
| | 20mm | - | - | 8 | - | - | 16* | |
| | 1mm | 17 | 22 | 27 | 34 | 39 | 44 | |
| | 3mm | 18 | 23 | 28 | 35 | 40 | 45 | |
| + = 7 | 5mm | 19 | 24 | 29 | 36 | 41 | 46 | |
| 加売刑 | 7mm | 20 | 25 | 30 | 37 | 42 | 47 | |
| 1以1良空 | 10mm | 21 | 26 | 31 | 38 | 43 | 48 | |
| | 15mm | - | - | 32 | - | - | 49 | |
| | 20mm | - | - | 33 | - | - | 50 | |

熱電対の取付位置と対応する熱電対の CH 番号対応表

(*裏側に設置するシース型熱電対は試験体内部に埋め込んで設置。)

図 3.2.1.4(3)-11 上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm)切断時の 温度の時間変化(裏面の全測定データ)



図 3.2.1.4(3)-12 上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm)切断時の 切断面からの距離と最高到達温度の関係

(表側の測定データ)



図 3.2.1.4(3)-13 上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm)切断時の 切断面からの距離と最高到達温度の関係 (裏面の測定データ)



(切断開始点から 25 mm 位置、切断面からの距離 1 mm、試験体裏面)

図 3.2.1.4(3)-14 上部格子板模擬試験体(SUS630(H1025)、板厚 10 mm)切断時の 最高到達温度点における温度の時間変化

(4) 試験体採取工法の材料への影響評価まとめ

照射硬化による硬さと板厚を模擬した、炉心シュラウド模擬試験体と上部格子板模 擬試験体を製作し、ディスクーによる切断時の温度測定を実施した。切断時は試験体 表面に冷却水を供給して行った。

炉心シュラウド模擬試験体は試験体表面、裏面ともに上昇温度は切断面から 1 mm 位置で 50~100℃程度、一方上部格子板模擬試験体は試験体表面の上昇温度は切断面か ら 1 mm 位置で 50 ℃前後、裏面の上昇温度は切断面から 1 mm 位置で瞬間的に最大 320℃、3 mm 位置で瞬間的に最大 160℃であった。

以上の結果より、切断時の冷却水の供給量の差で温度上昇に差が生じたが、冷却水 が十分供給された場合は切断時の試験体温度上昇を低く抑えられることを確認した。

福谷ら^[3.2.1.4(4)-1]の研究では、照射硬化した SUS316 鋼に対して 400℃で 1 時間焼鈍 した場合、焼鈍前と比べて 99%の硬さが残留していたことが報告されており、短時間 であれば機械的特性への影響はほとんどないと考える。

今回実施した切断試験は、切断時に表面に冷却水を供給しながら実施したが、実機 での切断は対象機器が高線量であることから、遮へいの観点で水中環境切断が想定さ れ、その環境により、切断による試験体の温度上昇は十分低く抑えられ、ディスクソー 等の機械的切断による材料特性への影響はないと判断した。なお、実機での切断工法・ 装置等を踏まえ、実機で採用するディスクソー等の機械的切断工法で最終的な検証と 判断は必要であるが、現状の想定として、切断代を3 mm 程度想定しておけば材料へ の影響はないと考える。

また、3.2.1.1 項における試験体採取工法の工事基本実施計画(案)の策定で想定して いる試験体から試験片を採取する検討では、試験体の切断面より、試験体の機械加工 代を5mmと想定しており、3mmよりも大きく、試験体からの試験片採取へのフィ ードバックは不要である。

<参考文献>

[3.2.1.4(4)-1]福谷ら、"照射後焼鈍による照射ステンレス鋼の材料特性変化とIASCC 感受性の関係", INSS JOURNAL Vol. 10, 2003.

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6年度以降の靭性低下に係る研究の事業 計画案(実施不可も含む)について見直しの要否を検討した。令和5年度の実施項目は以 下である。

- ・ 炉内機器解体開始前の試験体採取工法の工事基本実施計画(炉内機器の撤去工事 開始前の事前サンプリング工法)
- ・ 炉内機器解体時の試験体採取工法の工事基本実施計画(廃炉工事に同調したサン プリング)
- 放射能測定による試験体照射量評価手法の検証
- ・ 試験体採取工法の材料への影響評価(切断の影響評価)

実施項目の令和5年度成果を踏まえ、事業計画の見直しの要否について検討した。 本年度成果に基づく事業計画の見直しについて以下に示すが、図 3.2.2-1 に示すよう に、令和4年度に策定した事業計画から大幅な見直しはない。

(1) 炉内機器解体開始前の試験体採取工法の工事基本実施計画(炉内機器の撤去工事開始前の事前サンプリング工法)

事前サンプリング工法は、廃止措置の第三段階の原子炉や炉内機器の廃棄工事が始 まる前の廃止措置プラント(原子炉圧力容器と炉内機器は現地設置状態のまま)で実機 材を採取する工法である。具体的には、供用期間中の定期検査で実施する原子炉上蓋 を開放しての炉内点検や、炉内機器の劣化事象の原因究明で実施した事例のあるサン プル採取と同様に、原子炉建屋のオペレーションフロアより原子炉内部にサンプリン グ装置等を吊り下ろして試験体をサンプリングする工法である。令和5年度に実施し た工事基本実施計画の策定は、対象機器の炉心シュラウドと上部格子板の照射量分布 に基づく試験体採取位置、形状および寸法の基本案を策定し、炉心シュラウドよりア クセス性の良い上部格子板を対象とした試験体採取装置の概念検討を実施し、作業ス テップと採取手順案を策定した。また、両機器からの試験体サンプリングの制約条件 等を踏まえ、採取工事時期を検討した。採取工事時期は令和4年度に2027年度以降と 想定していたが、令和5年度では炉心シュラウドは2027年度、今後の廃炉工程詳細に もよるが上部格子板は2026年を採取工事実施年度として想定し、今後の実施計画の年 度展開案を検討した。

図 3.2.2-1 に示すように、令和4年度に想定した工事実施時期に見直しはないが、事 前サンプリング工法で試験体を採取する可能性が高い上部格子板は 2026 年度として 実施計画に反映した。この反映の背景には、現時点での想定で、炉心シュラウドからの 試験体採取は、次項に示す同調サンプリング工事で試験体を取得する可能性が高いこ とも念頭にしている。

(2) 炉内機器解体時の試験体採取工法の工事基本実施計画(廃炉工事に同調したサンプリング)

同調サンプリング工法は、廃止措置の第三段階で原子炉や炉内機器の廃棄工事が始まり、対象機器の上部格子板や炉心シュラウドが原子炉内より切断撤去され、原子炉内より廃棄のため取り出すタイミングに同調し、原子炉建屋のSFPやDSPで試験体を切断採取する工事である。

令和5年度の工事基本実施計画の策定は、上記の事前サンプリングで検討した対象 機器の炉心シュラウドと上部格子板の照射量分布に基づく試験体採取位置、試験体形 状および寸法の基本案を踏まえ、国内の大型改造工事案件等で実施された試験体採取 実施例の調査結果を参考に、同調サンプリングにおける試験体採取作業フロー及び廃 止措置の解体工事側(電力事業者を想定)との調整事項をまとめた。また、国内 BWR の 原子炉建屋内部のオペレーションフロアの各種プールの配置や、天井クレーン、燃料 交換機等のユーティリティー設備は基本的に共通であることから、代表的な配置とユ ーティリティー想定に基づき、試験体採取作業の詳細ステップを検討した。これらの 検討を踏まえ、試験体採取手順の具体化に向けた課題および対策方針について整理し た。同調サンプリング工法における試験体採取工事実施時期を 2027 年度と想定した事 業計画の基本年度展開を図 3.2.2-1 に示す。令和4年度に想定した工事実施時期の 2027 年度に見直しはないが、現時点での第三段階終了年度を踏まえると、廃炉措置の解体 工事側との調整時間も限られていることから、非常にタイトな事業計画である。

(3) 放射能測定による試験体照射量評価手法の検証

令和5年度は、浜岡3号機の監視試験片を装荷した監視試験バスケットの監視試験 カプセル(304L 製)及びバスケット(316L 製)より試験片を採取し、化学成分分析及び放 射能測定を実施(実測値)し、解析値と比較した。Nb 起源の 93mNb から評価した中性子 照射量について、カプセル(304L 製)では比較的よい一致が確認されたが、バスケット (316L 製)で実測値と測定値の乖離が見られた。実施した評価プロセスのトレースを行 い、バスケットの 93mNb 放射能測定で 93mNb に相当するピークの他に同定できないピ ークの存在が確認されたが、バスケットにおける乖離の原因は特定できていない。こ のため、試験体照射量評価手法の検証では、これまでの結果を踏まえた分析・測定過程 の再確認を継続し、その再確認を踏まえた原因の推定、並びに再測定を含む測定・評価 方法の見直し等を令和6年度に実施する。なお、図 3.2.2・1 に示すように、本検証は令 和4年度に策定した事業計画で、令和5年度と令和6年度の2か年で計画しており、 この計画に沿って、検証を継続することから、事業計画の見直しはない。

(4) 試験体採取工法の材料への影響評価(切断の影響評価)

令和5年度は、試験体採取の対象機器として選定した炉心シュラウド及び上部格子 板について、両機器の実機板厚と浜岡原子力発電所1号機の供用期間を踏まえた照射 による材料の硬度上昇等を模擬したステンレス鋼板を製作し、試験体採取工法で試験 体切断の候補とした機械的切断(ディスクソー)による切断時の切断部近傍の温度測定 を実施した。今回の切断は気中環境で切断部に冷却水を供給しながら実施した。板厚 の薄い上部格子板模擬材では切断開始直後、切断面より1mm位置にて、瞬間的に運転 温度を超える 320℃前後まで温度上昇があったが、その他の測定点の温度上昇は運転 温度以下であった。また板厚の厚い炉心シュラウド模擬材では、板厚が厚くディスク ソーの送り速度が遅いため、冷却水が試験体全体に行き渡ることにより、試験体の温 度上昇は最大で 100℃程度と運転温度以下であった。切断時の冷却水の供給量の差で 温度上昇に差が生じたが、冷却水が十分供給された場合は切断時の試験体温度上昇を 低く抑えられることを確認した。

実機の切断は水中環境での切断になることなどを踏まえると、切断面から試験片を 確保する部位の切断代は3 mm 程度を想定することで問題なく、現在の試験体からの 試験片採取位置も加工代として5 mm を想定していることから、本結果によりサンプ リング工法の検討で計画している試験体寸法や、実施の試験体からの試験片採取位置 の見直しはなく、切断の影響確認は計画通り終了とした。よって、事業計画の見直しは ない。



※1:費用、現場作業、照射後試験施設の受入・管理能力等から複数の試験体の効率的な輸送を計画

※2:本事業で設定した暫定の想定時期であり、最終的には事業者殿の協力と了承のもと決定する

図 3.2.2-1 靭性低下に係る研究 事業計画(令和5年度版(案))